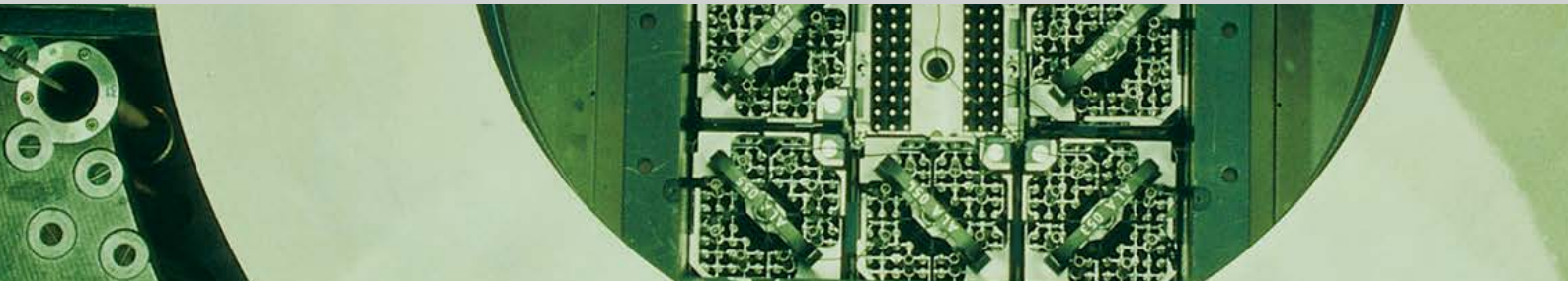
Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

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 2016

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2016

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2016

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2016

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Einleitung **4**

Zusammenfassung **5**

Résumé **9**

Summary **13**

1. Regulatorische Sicherheitsforschung **17**
1.1 Brennstoffe und Materialien 18
1.1.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Brennstoffe und Materialien 18
1.1.2 OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project 20
1.1.3 OECD CABRI Waterloop Project 22
1.1.4 SAFE II – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb 24
1.1.5 PARENT – Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques 27
1.1.6 NORA II – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors 28
1.1.7 PROBAB – Probabilistische Komponentenintegritäts-Analysen 31
1.2 Interne Ereignisse und Schäden 34
1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme 34
1.2.2 OECD CADAK – Cable Ageing Data and Knowledge Project 35
1.2.3 OECD ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange 36
1.2.4 OECD Fire Incident Record Exchange 37
1.3 Externe Ereignisse 39
1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen 39
1.3.2 OECD IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten 42
1.3.3 Versuche an vorgespannten Stahlbetonplatten unter Explosionslasten 44
1.3.4 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst 46
1.3.5 OECD CASH Phase 1B – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung 48
1.3.6 OECD MECOS – Metallic Component Margins under High Seismic Loads 51
1.3.7 EXAR – Gefahrengrundlagen für Extremhochwasser an Aare und Rhein 53
1.4 Menschliche Faktoren 55
1.4.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation 55
1.4.2 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations 57
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe 59
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland 59
1.5.2 Verwendung von BEPU-Analysemethoden für generische PTS-Untersuchungen 61
1.5.3 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells 62
1.5.4 OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project – Phase 2 64
1.5.5 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions during Severe Accidents in LWR 66
1.6 Strahlenschutz 68
1.6.1 Strahlenschutzforschung 68
1.7 Entsorgung 71
1.7.1 Entwicklung eines Berechnungswerkzeuges zur unabhängigen Beurteilung der thermischen und mechanischen Dimensionierung von Transport- und Lagerbehältern 71
1.7.2 Experimente im Mont-Terri-Projekt 74
1.7.3 Felslabor Mont Terri: HM-Experiment 77
1.7.4 Felslabor Mont Terri: HM-B-Experiment 79
1.7.5 Felslabor Mont Terri: FS-Experiment 80
1.7.6 DECOVALEX-2019 82
1.7.7 Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen 84
1.7.8 OECD-NEA Clay Club 86
1.7.9 Datierung quartärer Sedimente im Alpenvorland 87
1.7.10 Quartärstratigraphie Hochrhein 91

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen 93
2.1 Mängel in der Dokumentation und Qualität von Schmiedeteilen in französischen Kernkraftwerken und von Transport- und Lagerbehältern 94
2.2 Leckage an einer Entwässerungsleitung im Frischdampfsystem in einem deutschen Kernkraftwerk 95
2.3 Waste Isolation Pilot Plant WIPP, New Mexico, USA 96
2.4 Weitere Ereignisse bei der Entsorgung 96

3. Internationale Zusammenarbeit 97
3.1 Internationale Übereinkommen 99
3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit 99
3.1.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle 100
3.1.3 OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks 100
3.1.4 Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM) 100
3.2 Multilaterale Zusammenarbeit 101
3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA 101
3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD 103
3.3 Behördenorganisationen 106
3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) 106
3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) 107
3.3.3 European Nuclear Security Regulators Association ENSRA 108
3.3.4 Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA) 109
3.3.5 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa 109
3.4 Bilaterale Zusammenarbeit 109
3.4.1 Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS) 109
3.4.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK) 110
3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich 110
3.4.4 Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS) 111
3.5 Weitere bilaterale Zusammenarbeit 111

4. Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht 113
4.1 Neue Richtlinie ENSI-G02, Teil 1: Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke: Sicherheitskonzepte und Auslegungsanforderungen 113
4.2 Revision der Richtlinie ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen 114

5. Strategie und Ausblick 115

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte 119

Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien 301

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2016 305

Anhang D: Richtlinien des ENSI 311

Einleitung

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

- Der Aufsichtsbericht beschreibt und bewertet die wichtigsten Betriebsereignisse und Vorkommnisse, die durchgeführten Nachrüstungen und Instandhaltungsmassnahmen, die Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen, den radiologischen Zustand und die Notfallübungen und Ausbildungen in den schweizerischen Kernanlagen. Er beinhaltet zudem die Tätigkeiten im Transport- und Entsorgungsbereich.
- Im Strahlenschutzbericht wird der radiologische Zustand innerhalb und ausserhalb der schweizerischen Kernanlagen beschrieben.
- Der vorliegende Erfahrungs- und Forschungsbericht beschreibt und bewertet die Ergebnisse der regulatorischen Sicherheitsforschung, ausgewählte Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen, den internationalen Erfahrungsaustausch sowie Änderungen im Regelwerk des ENSI. Die Kapitel 1 bis 5 richten sich an die interessierte Öffentlichkeit, der Anhang A vornehmlich an ein Fachpublikum.

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 benötigt. Sie fördern die Kompetenzen für die Aufsichtstätigkeit und stärken die unabhängige Expertise. Schliesslich führen internationale Projekte zu Ergebnissen, die in der Schweiz alleine nicht möglich wären, und unterstützen die länderübergreifende Vernetzung. Dies sind die wichtigsten Ziele der ENSI-Forschungsstrategie.

Das Programm «Regulatorische Sicherheitsforschung» umfasst sieben Themenbereiche:

1. Der Bereich **Brennstoffe und Materialien** beschäftigt sich mit dem Reaktorkern und den gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf erhöhten Abbränden und Sicherheitskriterien für Störfälle. Das in Schweden angesiedelte Studsvik Cladding Integrity Project SCIP nahm 2016 einen neuen Versuchsstand in Betrieb, mit dem das Verhalten von Brennstäben bei Kühlmittelverlust-Störfällen untersucht wird. Bei den Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt. Das Projekt NORA des Paul Scherrer Instituts PSI befasst sich mit der zur Korrosionsverminderung durchgeführten Platineinspeisung in den Kühlkreislauf und schloss im August die zweite dreijährige Phase ab. Es konnte unter anderem zeigen, dass sich Platin auf den untersuchten Oberflächen sehr fein verteilt, wobei die Platinbelegung unter turbulenter Strömung höher ist als unter laminarer und nur begrenzt in enge Hohlformen hineinreicht.
2. Die Projekte der Nuclear Energy Agency NEA der OECD zu **internen Ereignissen und Schäden** fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle sowie Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen oder deren Verlauf ungünstig beeinflussen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken – beispielsweise zu Brandereignissen oder zu Schäden an passiven metallischen Komponenten – aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern gesammelt und systematisch ausgewertet werden. Das Projekt OECD CODAP stellte 2016 einen Überblicksbericht zur Zuverlässigkeit und zum Integritätsmanagement von druckführenden Komponenten fertig.
3. Erdbeben, Hochwasser, Flugzeugabstürze und Explosionen sind **externe Ereignisse**, mit denen sich vom ENSI unterstützte Forschungsprojekte befassen. Im OECD-Projekt MECOS modellierten 36 Expertengruppen das Verhalten von Rohrleitungen bei starken Erdbeben. Die Ergebnisse zeigen sowohl Verbesserungen, welche in den letzten Jahren bei der Berechnung zyklischer Beanspruchungen erzielt wurden, als auch Grenzen bei der Simulation von elastisch-plastischem Materialverhalten unter hoher Belastung.
4. Bei den **menschlichen Faktoren** geht es vor allem um den Einfluss von Operateurhandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken. Die Erkennung und Beurteilung von Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, sind wichtige Aspekte im Hinblick auf die Reduktion der Unsicherheit bei probabilistischen Sicherheitsanalysen. Daneben spielt die Gestaltung von Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen eine wesentliche Rolle.
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 bilden auch eine Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen. Ein neues Projekt der deutschen Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GRS beschäftigt sich mit der Quantifizierung von Sicherheitsmargen bei der Einspeisung von kaltem Kühlmittel in den Reaktordruckbehälter (Thermoschock).

6. Die anwendungsbezogenen Forschungsarbeiten des PSI im **Strahlenschutz** reichen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem trägt die Mitarbeit an internationalen Normen zur länderübergreifenden Harmonisierung von Methoden im Strahlenschutz bei. Gerade in diesem Bereich ist der Kompetenzerhalt ein ganz wichtiger Aspekt.
7. Der Bereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch dieser vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Eine an der deutschen Universität Bayreuth laufende Doktorarbeit befasst sich mit der Wärmeentwicklung in Transport- und Lagerbehältern und lieferte bereits nach der ersten Phase ein einsatzfähiges Rechenprogramm für die Aufsicht. Am Geologischen Institut der ETH Zürich erbrachte eine 2016 abgeschlossene Dissertation auf der Basis von Laborversuchen wertvolle Erkenntnisse zum hydromechanischen Verhalten des Opalinustons. In einem neuen Projekt führen Forscher desselben Instituts felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston durch, welcher beim Bau des Sanierungstunnels Belchen von einer Tunnelbohrmaschine durchfahren wird. Die erstmalige numerische Datierung von Deckenschottern gelang einer Doktorarbeit an der Universität Bern; diese hochgelegenen Ablagerungen in der Nordschweiz sind interessant für die Bestimmung von langfristigen Abtragungsraten. Ebenfalls die Landschaftsgeschichte im Blick hat schliesslich ein bei der Dr. von Moos AG gestartetes Projekt, mit dem die Abfolge der eiszeitlichen Sedimente im Hochrheintal erforscht wird.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

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

- Aufgrund von Mängeln in der Dokumentation und Qualität von Schmiedeteilen in französischen Kernkraftwerken wurden seitens ENSI zusätzliche Untersuchungen in den Schweizer Kernkraftwerken gefordert. Diese bestätigten, dass die Herstellungs- und Materialzeugnisse für die sicherheitsrelevanten Hauptkomponenten vollständig dokumentiert sind und keine Hinweise auf Fälschungen vorliegen. Mit der Prüfung potenziell gefährdeter Schmiedeteile von Dampferzeugern wird in den Kernkraftwerken Beznau und Gösgen im Frühjahr 2017 begonnen.
- Auch im Bereich der Entsorgung sind Mängel in der Dokumentation und Qualität von Transport- und Lagerbehältern festgestellt worden. Das ENSI forderte den Hersteller und die Eigentümer der Transport- und Lagerbehälter auf, die Fertigungsunterlagen zu überprüfen. Dabei wurden zwar in wenigen Fällen Unstimmigkeiten zwischen Dokumenten gefunden, die aber durch weitere Abklärungen und Materialprüfungen bereinigt werden konnten.
- Aufgrund einer Leckage an einer Entwässerungsleitung im Frischdampfsystem eines deutschen Kernkraftwerks forderte das ENSI die schweizerischen Kernkraftwerke auf, die Übertragbarkeit dieses Vorkommnisses zu überprüfen. Die bisher durchgeführten Prüfungen ergaben, dass aufgrund der guten Betriebserfahrungen keine weiteren Massnahmen erforderlich sind. Im Kernkraftwerk Beznau werden die Prüfungen in den Jahren 2017 und 2018 noch durchgeführt.
- Die im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2015 bereits dargestellten Erkenntnisse zum Vorkommnis im US-amerikanischen Tiefenlager WIPP wurden auf unterschiedlichen Tagungen vorgestellt und diskutiert. Das ENSI kommt zum Ergebnis, dass die damalige Selbstentzündung eines Abfallfasses aufgrund der Entsorgungs- und Aufsichtspraxis in der Schweiz sehr unwahrscheinlich ist.

Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI pflegt eine intensive Zusammenarbeit mit ausländischen Aufsichtsbehörden und internationalen Organisationen. Die wichtigsten davon sind die internationale Atomenergieorganisation IAEA, die Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, die Western European Nuclear Regulators Association WENRA sowie die bilateralen Kommis-

sionen mit Frankreich, Deutschland, Österreich und Italien. Oberste Ziele des ENSI sind die ständige Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie die Stärkung der nuklearen Aufsicht in der Schweiz durch die aktive Mitwirkung am internationalen regulatorischen Informations- und Erfahrungsaustausch.

Das Thema «Sicherung» nahm 2016 einen breiten Raum ein. Mehrere Konferenzen, an denen das ENSI teilnahm, widmeten sich dem Schutz von Kernanlagen und Kernmaterial vor Terrorismus und Sabotage. Im Mai trat das über mehrere Jahre hinweg verhandelte Zusatzprotokoll zum Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial in Kraft (Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material CPPNM/A). Die Schweiz hat zudem das Gesuch bei der IAEA eingereicht, um sich durch eine Mission des Integrated Physical Protection Advisory Service IPPAS überprüfen zu lassen. Diese wird voraussichtlich 2018 stattfinden.

Entsprechend der neuen EU-Richtlinie für nukleare Sicherheit sollen künftig regelmässig themenspezifische Überprüfungen der Kernkraftwerke (Topical Peer Reviews) in den EU-Ländern durchgeführt werden. Das ENSI hat 2016 im Rahmen der WENRA an den technischen Spezifikationen für die erste solche Überprüfung mitgearbeitet, die auf das Alterungsmanagement ausgerichtet ist. Es hat entschieden, dass die Schweizer Kernkraftwerke an dieser teilnehmen sollen.

Zum Übereinkommen über die nukleare Sicherheit von Kernkraftwerken (Convention on Nuclear Safety CNS) findet im März/April 2017 die siebte reguläre Überprüfungskonferenz statt. Im Hinblick darauf hat die Schweiz fristgerecht im August 2016 ihren Länderbericht eingereicht und diesen veröffentlicht.

Schliesslich unterzeichnete das ENSI im Berichtsjahr mit der iranischen und mit der polnischen Nuklearaufsichtsbehörde bilaterale Vereinbarungen (Memorandum of Understanding). Damit sollen die Zusammenarbeit und der Informationsaustausch intensiviert werden, um die nukleare Sicherheit in diesen Ländern zu stärken.

Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des Regelwerks wurde 2016 weitergeführt. Das ENSI verabschiedete folgende Richtlinien:

- ENSI-G02, Teil 1: Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke: Sicherheitskonzepte und Auslegungsanforderungen (neue Richtlinie)
- ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen (Revision)

Résumé

Recherche dans le domaine de la sécurité nucléaire

Les projets du programme de recherche contribuent à clarifier des questions en suspens. Ils fournissent des bases et développent des outils dont l'IFSN a besoin pour l'exécution de ses tâches. Ils permettent aussi de développer les compétences nécessaires à l'activité de surveillance et renforcent l'expertise indépendante. Les projets internationaux débouchent enfin sur des résultats qui n'auraient pas pu être obtenus par la Suisse seule et favorisent la création de réseaux internationaux. Tels sont donc les objectifs les plus importants de la stratégie de recherche de l'IFSN.

Le programme «Recherche en matière de sécurité nucléaire» est structuré en sept domaines thématiques:

1. *Le domaine des **combustibles et matériaux** traite du cœur de réacteur et des barrières échelonnées destinées au confinement des matières radioactives. En ce qui concerne les combustibles, l'accent est mis sur l'augmentation des taux de combustion et sur les critères de sécurité en cas de défaillances. Le Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) implanté en Suède a mis en service en 2016 un nouveau banc d'essai pour l'étude du comportement des crayons combustibles en cas d'incidents entraînant une perte de fluide caloporteur. Pour les matériaux structurels, l'attention se porte prioritairement sur les processus de vieillissement. Le projet NORA de l'Institut Paul Scherrer PSI traite de l'introduction de platine dans le circuit de refroidissement afin de réduire la corrosion et a achevé en août dernier sa deuxième phase triennale. Il a ainsi pu être démontré entre autres que le platine se répartissait de manière très fine sur les surfaces des éprouvettes, avec une prédisposition de dépôt plus importante dans un écoulement turbulent qu'en écoulement laminaire et ne pénétrait que difficilement dans des corps creux étroits.*
2. *Les projets de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE sur les **événements internes et les dommages** soutiennent l'échange international d'expériences sur les défaillances et dommages subis par des composants et qui peuvent causer d'autres défaillances ou en influencer défavorablement le déroulement. Pour ce faire, il a été créé des banques de données spécifiques, dédiées par exemple à des cas d'incendie ou à des dommages subis par des composants métalliques passifs, qui permettent de collecter et d'exploiter les expériences acquises en exploitation dans de nombreux pays. Le projet CODAP de l'OCDE a rédigé en 2016 un rapport récapitulatif sur la fiabilité et sur la gestion de l'intégrité de composants soumis à des fluides sous pression.*
3. *Les séismes, les crues, les chutes d'avions et les explosions constituent des **événements externes** qui sont étudiés par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. Dans le cadre du projet MECOS de l'OCDE, 36 groupes d'experts ont procédé à la modélisation du comportement de conduites rigides lors de violents séismes. Les résultats mettent aussi bien en évidence les améliorations apportées au cours des dernières années en matière de calcul de contraintes cycliques que les limites de la simulation du comportement élastique et plastique des matériaux sous contrainte élevée.*
4. *Dans le domaine des **facteurs humains,** il s'agit avant tout d'étudier l'influence des actions menées par les opérateurs lors d'incidents pouvant se produire dans une centrale nucléaire. La détection et la qualification d'erreurs de manipulation qui influencent de manière négative le déroulement d'un incident constituent des aspects essentiels de la réduction de l'incertitude qui entachent les analyses de sécurité probabilistes. Ce faisant, la conception des interfaces entre l'être humain et les systèmes techniques revêt un rôle essentiel.*

5. *Le **comportement du système et le déroulement des incidents** dans les centrales nucléaires sont analysés de l'exploitation en conditions normales jusqu'aux accidents de fusion du cœur de réacteur. Ceci comporte l'élaboration de modèles informatiques qui sont validés à l'aide d'expérience. Ces modèles servent aussi de référence pour l'évaluation quantitative du risque présenté par une installation dans les analyses de sécurité probabilistes. Un nouveau projet de l'Association allemande pour la sécurité des installations et des réacteurs (GRS) traite de la quantification des marges de sécurité lors de l'injection de fluide caloporteur froid dans la cuve de pression du réacteur (choc thermique).*
6. *Les travaux de recherche appliquée de l'Institut Paul Scherrer (PSI) en matière de **radioprotection** s'étendent des techniques de mesure du rayonnement ionisant à la mise au point 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. Le maintien des compétences revêt un aspect essentiel dans ce domaine précis.*
7. *Le domaine de la **gestion des déchets** comprend aussi bien le stockage en couches géologiques profondes que les étapes en amont telles que le transport et le stockage intermédiaire des déchets radioactifs. Des travaux de doctorat en cours à l'université allemande de Bayreuth traitent du dégagement de chaleur dans les conteneurs de transport et de stockage et a déjà permis l'élaboration au cours de sa phase initiale d'un programme de calcul fonctionnel destiné à la surveillance de ces conteneurs. Un mémoire achevé en 2016 à l'Institut géologique de l'EPF de Zurich sur la base d'essais en laboratoire a délivré de précieuses connaissances sur le comportement hydromécanique de l'argile à Opalinus. Dans le cadre d'un nouveau projet, des chercheurs du même institut mènent des travaux sur le comportement mécanique de la roche dans l'argile à Opalinus qui va être traversée par un tunnelier lors du forage du tunnel d'assainissement du Belchen. La toute première datation numérique d'alluvions fluvio-glaciaires dites «Deckenschotter» a été réalisée dans le cadre d'une thèse de doctorat à l'Université de Berne; ces couches alluviales de niveau supérieur de la Suisse du nord présentent en effet un grand intérêt pour la détermination des taux d'érosion sur le long terme. De même, un projet lancé par l'entreprise Dr. von Moos AG sous l'aspect de l'histoire des paysages va étudier la chronologie des dépôts de sédiments des ères glaciaires dans la vallée du Rhin supérieur.*

Evènements instructifs survenus dans des installations nucléaires à l'étranger

Les événements se produisant dans les installations nucléaires constituent une part importante de l'expérience d'exploitation. Ils fournissent des informations concrètes sur les points faibles et les améliorations possibles en matière de dimensionnement et de fonctionnement. Les événements survenus dans les installations nucléaires suisses sont consignés dans le rapport de surveillance de l'IFSN. Le présent rapport décrit quelques évènements particulièrement instructifs survenus à l'étranger. Ils ont été analysés afin d'en vérifier la pertinence pour les installations nucléaires suisses et d'en déduire au besoin des mesures destinées à améliorer la sécurité. Les principaux résultats sont les suivants:

- *Conséquence de la découverte de déficiences dans la documentation de fabrication et la qualité de pièces forgées équipant des centrales nucléaires françaises, l'IFSN a demandé des analyses supplémentaires dans les centrales nucléaires suisses. Ces examens ont confirmé que les certificats de fabrication et de matière concernant les composants principaux significatifs pour la sécurité étaient intégralement documentés. Aucune falsification n'a été constatée. Le contrôle de pièces forgées potentiellement critiques de générateurs de vapeur va débuter en 2017 aux centrales nucléaires de Beznau et de Gösgen.*
- *De même dans le domaine de la gestion des déchets, des insuffisances ont aussi été constatées dans la documentation et la qualité de conteneurs de transport et de stockage. L'IFSN a donc demandé aux fabricants et utilisateurs de ces conteneurs de transport de procéder à la vérification des documents de fabrication. Des incohérences entre documents ont certes été mises en évidence dans quelques rares cas, mais elles ont pu être corrigées par de nouveaux éclaircissements et contrôle des matériaux.*
- *A la suite d'une fuite sur une conduite de drainage du système de vapeur vive d'une centrale nucléaire allemande, l'IFSN a demandé aux exploi-*

tants des centrales nucléaires suisses de vérifier la transposition de cet événement. Les contrôles effectués entre temps ont montré qu'aucune nouvelle mesure n'était nécessaire du fait des bonnes expériences en matière d'exploitation. Ces contrôles devront encore être effectués en 2017 et 2018 sur la centrale nucléaire de Beznau.

- *Les connaissances tirées de l'événement déjà cité dans le Rapport sur la Recherche et l'Expérience acquise 2015, survenu dans le dépôt en couches géologiques profondes WIPP aux Etats-Unis, ont été présentées et discutées lors de différentes sessions. L'IFSN en a conclu que l'auto-inflammation d'un gaz découlant d'une décomposition chimique alors constatée était très improbable, compte tenu de la pratique de gestion des déchets et de surveillance en vigueur en Suisse.*

Coopération internationale

L'IFSN travaille en permanence avec des autorités de surveillance étrangères et des organisations internationales. Les principales d'entre elles sont l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'Organisation de coopération et de développement économiques (OCDE), la Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) et les commissions bilatérales avec la France, l'Allemagne, l'Autriche et l'Italie. L'amélioration permanente de la sûreté et de la sécurité nucléaire de même que le renforcement de la surveillance nucléaire en Suisse par une participation active à l'échange international d'informations et d'expérience constituent l'objectif suprême de la collaboration internationale de l'IFSN.

Le thème de la sécurité a beaucoup occupé les activités de 2016. Plusieurs conférences, auxquelles l'IFSN a participé, ont été consacrées à la protection d'installations nucléaires et de matières fissiles contre le terrorisme et le sabotage. Le mois de mai a vu l'entrée en vigueur du protocole additionnel négocié durant plusieurs années à la Convention sur la protection physique des matières nucléaires (Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material CPPNM/A). La Suisse a en outre déposé auprès de l'AIEA une demande d'inspection par une mission de l'Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS). Cette mission est prévue pour 2018.

En application de la nouvelle directive de l'UE sur la sécurité nucléaire, il est nécessaire de procéder désormais à des contrôles thématiques spécifiques réguliers (Topical Peer Reviews) des centrales nucléaires dans les pays de l'UE. Dans le cadre de la WENRA, l'IFSN a ainsi participé en 2016 à la mise au point des spécifications techniques pour le premier de ces contrôles axé sur la gestion du vieillissement des installations. L'inspection a décidé que les centrales nucléaires suisses y seraient également soumises.

En mars/avril 2017 a lieu la septième conférence régulière de contrôle relative à la convention sur la sécurité nucléaire des centrales nucléaires (Convention on Nuclear Safety CNS). Pour s'y préparer, la Suisse a déjà transmis et publié, dans les délais, en août 2016, son rapport national.

Enfin, au cours de l'année de référence, l'IFSN a signé des conventions bilatérales (Memorandum of Understanding) avec les autorités de surveillance nucléaire iranienne et polonaise. Ces conventions ont pour objectif d'intensifier la coopération et l'échange d'informations afin de renforcer la sécurité nucléaire dans ces pays.

Evolutions dans les bases de la surveillance nucléaire

La mise à jour de la réglementation a été poursuivie en 2016. L'IFSN a adopté les directives suivantes:

- *ENSI-G02, Partie 1: Principes de conception de centrales nucléaires en exploitation: Concepts de sécurité et exigences de dimensionnement (nouvelle directive)*
- *ENSI-B03: Notifications des installations nucléaires (révision)*

Summary

Research into regulatory safety

Projects in the ENSI Research Programme contribute towards clarifying outstanding issues, establishing fundamentals and developing the tools that ENSI requires to discharge its responsibilities. The projects also foster the skills needed for regulatory activities and help develop independent expertise. Finally, international projects deliver results that Switzerland could not achieve on its own and at the same time encourage cross-border networking. These are the main objectives of ENSI's research strategy.

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

1. *The **fuels and materials** area covers the reactor core and the multiple successive barriers used for the containment of radioactive materials. Research into fuels is particularly concerned with high burn-up rates and safety criteria for accidents. In 2016, the Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) in Sweden commissioned a new test facility to investigate the behaviour of fuel rods in loss of coolant accidents (LOCA). Research into structural materials focuses on ageing processes. The NORA project by the Paul Scherrer Institut (PSI) is concerned with injecting platinum into the cooling system with a view to reducing corrosion. The second three-year phase came to an end in August. Amongst other findings, it was observed that platinum is distributed very finely over the examined surfaces, but that platinum deposition is higher under turbulent flow conditions than under laminar flow conditions, and only penetrates narrow cavities to a limited extent.*
2. *Projects conducted under the auspices of the OECD's Nuclear Energy Agency (NEA) and relating to **internal events and damage** encourage the international exchange of information on incidents, accidents and component damage that can trigger accidents or affect them adversely. Subject-specific databases are created for this purpose, e.g. on incidents involving fires or damage to passive metal components. These databases facilitate the collation and systematic analysis of operating experience from many countries. In 2016 the OECD CODAP project prepared a report offering an overview of reliability and integrity management in pressurised components.*
3. *ENSI supports research projects addressing **external events** such as earthquakes, flooding, aircraft crashes and explosions. As part of the OECD MECOS project, 36 expert groups modelled the behaviour of pipes subjected to powerful earthquakes. The results show the improvements achieved in recent years with regard to calculating cyclic loading, and also the limits for simulating elastic-plastic material behaviour under high loads.*
4. *The impact of operator actions on incidents and accidents in nuclear power plants is the most important **human factor** under consideration. Identifying and assessing operating errors that adversely affect the course of an accident are key aspects with a view to reducing uncertainty in probabilistic safety analyses. The design of interfaces between humans and technical systems is also of paramount importance.*
5. ***System behaviour and accident sequences** in nuclear power plants are analysed in various conditions ranging from normal operation through to accidents involving core meltdown. This entails creating computer models and validating them by carrying out experiments. These are also used as a basis for quantitative identification of plant risk in probabilistic safety analyses. A new project carried out by German company Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) deals with quantifying safety margins when injecting cold coolant into the reactor pressure vessel (thermal shock).*
6. *The PSI's applications-based research activities in the field of **radiological protection** range from radiation measurement techniques, through aerial radiometrics (measuring airborne*

radioactivity), to developing new radionuclide analysis methods. In addition, involvement in the development of international standards contributes to cross-border harmonisation of radiological protection methods. It is particularly important that expertise is maintained in this field.

7. *The field of **waste management** covers not only deep geological disposal, but also preceding processes such as transport and interim storage of radioactive waste. A doctoral thesis at Bayreuth University in Germany is studying heat formation in transport and storage casks, and the first phase has already resulted in a computer program that can be used by the authority. A dissertation completed in 2016 at the ETH Zurich Geological Institute and based on laboratory tests led to valuable findings on the hydromechanical behaviour of Opalinus Clay. As part of a new project, scientists from the same institute are carrying out rock mechanics tests in Opalinus Clay during construction of the Belchen redevelopment tunnel in Switzerland as the tunnel boring machine passes through the rock. A doctoral thesis at the University of Bern was the first study to succeed in absolute dating of the Deckenschotter deposits; these highly perched deposits in Northern Switzerland are of particular interest for determining long-term denudation rates. Finally, a project initiated by Dr. von Moos AG is also concerned with landscape evolution, looking at the sequence of ice-age sediments in the Upper Rhine valley (Hochrheintal).*

Instructive events from nuclear facilities abroad

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

- *Due to shortcomings in the documentation and quality of forged components in French nuclear power plants, ENSI had requested additional tests in Swiss nuclear power plants. These confirmed that the manufacturing and material certificates for important safety-related components are documented in full and do not suggest that any information has been falsified. Tests to check forged components in steam generators that might potentially be at risk commence in early 2017 in the Beznau and Gösgen nuclear plants.*
- *Shortcomings in the documentation and quality of transport and storage casks were also observed in the waste management sector. ENSI asked the manufacturer and owners of transport and storage casks to verify the manufacturing documents. Although discrepancies between documents were found in a few cases, it was possible to clarify the situation by further checks and material tests.*
- *A leak in a drainpipe in the main steam system of a German nuclear power plant led ENSI to ask Swiss nuclear plants to check whether this incident could happen in their plants too. The tests performed to date have shown that no further action is required on the basis of good operating experience. Tests will be performed in the Beznau nuclear power plant in 2017 and 2018.*
- *Findings from the incident in the WIPP deep geological repository in the United States, as already described in the Research and Experience Report 2015, have been presented and discussed at various conferences. ENSI has reached the conclusion that spontaneous ignition of a waste drum in Switzerland, as happened in the WIPP facility, is highly unlikely given existing waste management and supervisory practices.*

International cooperation

ENSI works intensively with international organisations and regulatory bodies, primarily 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 committees with France, Germany, Austria and Italy. ENSI's main aims are to strive for continuous improvements in

nuclear safety and security, and to reinforce strong nuclear regulation in Switzerland by playing an active role in international regulatory information and experience exchanges.

Security came increasingly under the microscope in 2016. Protecting nuclear facilities and nuclear material from terrorism and sabotage were key topics at a number of conferences attended by ENSI. The Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material CPPNM/A), which has been on the negotiating table for some years, finally came into force in May. Switzerland also submitted its application to the IAEA for inspection by a mission of the Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS). This is scheduled to take place in 2018.

In line with the new EU Directive on Nuclear Safety, topical peer reviews will in future be performed on a regular basis in nuclear power plants in EU States. In 2016 ENSI worked alongside WENRA in drawing up the technical specifications for the first of these reviews dedicated to ageing management. It has decided that Swiss nuclear power plants should also take part in these reviews.

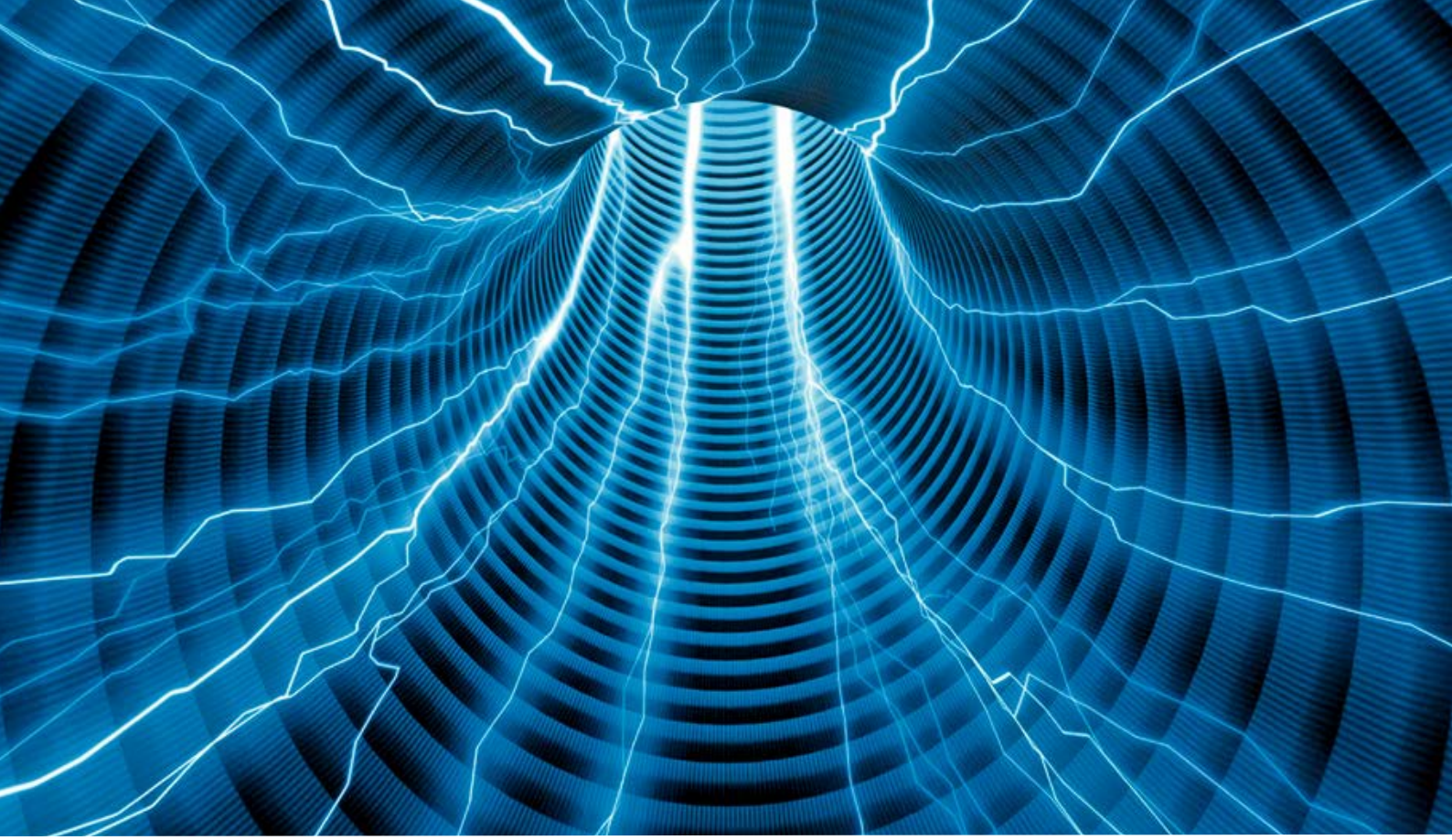
The 7th Regular Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety (CNS) will take place in March/ April 2017. Switzerland submitted and published its national report for this meeting on schedule back in August 2016.

Finally, ENSI signed bilateral agreements (Memoranda of Understanding) with the Iranian and Polish nuclear regulatory authorities in the year under review. These are intended to encourage greater cooperation and exchanges of information so as to reinforce nuclear safety in these countries.

Developments in underlying surveillance principles

Work on updating the existing regulatory framework continued during 2016 and ENSI published the following guidelines:

- *ENSI-G02, Part 1: Design principles for operating nuclear power plants: safety concepts and design requirements (new guideline)*
- *ENSI-B03: Reports from nuclear plants (revision)*

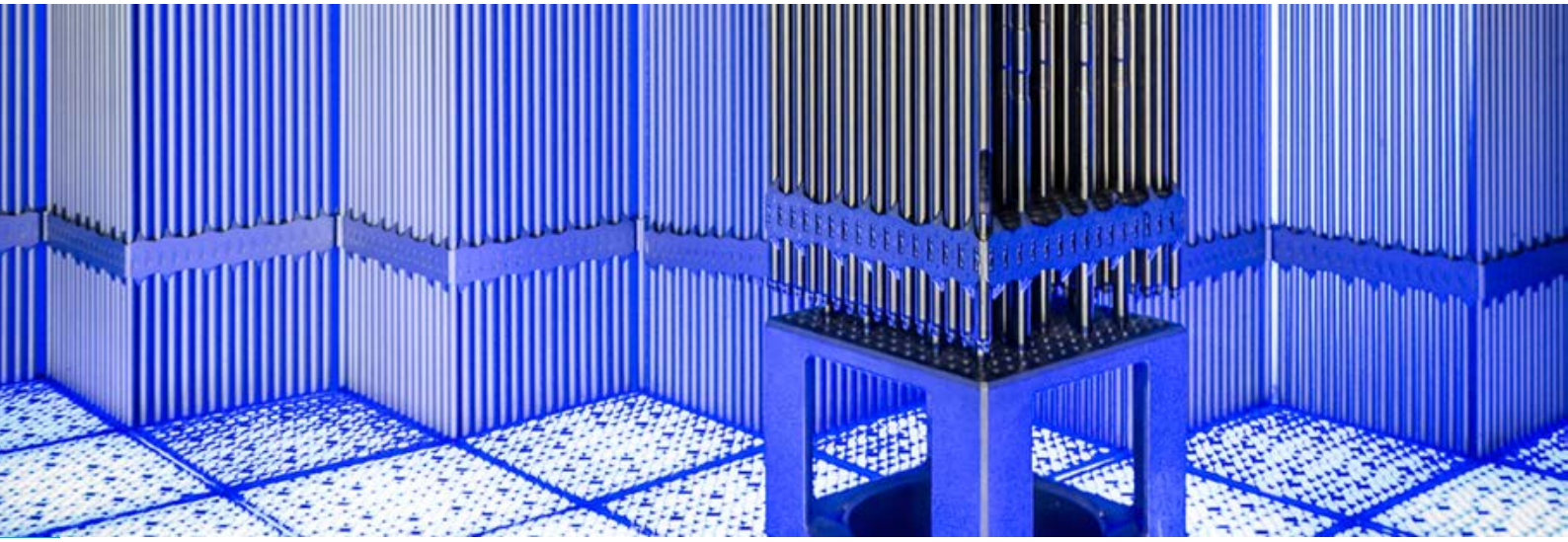


1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Für die kompetente Ausübung seiner Aufsichtstätigkeit muss das ENSI auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sein. Das ENSI kann zu diesem Zweck selbst Forschung betreiben und Projekte der nuklearen Sicherheitsforschung unterstützen. Es tut dies im Rahmen seines Programms «Regulatorische Sicherheitsforschung». Die ENSI-Forschungsstrategie ist abrufbar unter www.ensi.ch und gibt insbesondere folgende Ziele für die Forschungsprojekte des ENSI vor:

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

Mit der Projektbegleitung durch die Experten der Fachsektionen fliessen die gewonnenen Erfahrungen in die Aufsichtstätigkeit ein und dienen damit direkt der nuklearen Sicherheit. Im vorliegenden Kapitel fassen die ENSI-Projektbegleiter die Forschungsresultate des Berichtsjahres für die interessierte Öffentlichkeit zusammen. Vor allem bei den umfangreicheren Projekten liegen zudem ausführlichere Berichte der Forscher in Anhang A vor, die sich hauptsächlich an Fachleute richten.



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 Auslegungsstörfällen 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: Andreas Gorzel,
Reiner Mailänder
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) ist ein seit 1958 laufendes, von Organisationen aus 20 Staaten getragenes Forschungsprogramm. Das HRP hat zwei Stossrichtungen: Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Experimentelle Arbeiten werden primär im norwegischen Halden durchgeführt, wo ein Versuchsreaktor, eine Werkstatt zur Herstellung instrumentierter Brennstoff-Versuchsanordnungen, ein Labor zur Interaktion von Mensch und Maschine (Man-Machine Laboratory) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre, FutureLab) zur Verfügung stehen. Forschungseinrichtungen in den Mitgliedsländern (z.B. das Paul Scherrer Institut PSI) und die Nuklearindustrie beteiligen sich ebenfalls an den Experimenten.
Bei den Arbeiten im hier beschriebenen Projektbereich geht es um das Verhalten von Brennstoffen und Strukturmaterialien sowohl beim langfristigen Einsatz im Normalbetrieb als auch unter den speziellen Bedingungen schnell ablaufender Störfälle. Brennstabsegmente, die teilweise bereits in Kernkraftwerken im Einsatz waren, werden in instrumentierte Versuchsanordnungen eingesetzt und im Halden-Reaktor weiter bestrahlt, wobei die thermohydraulischen Bedingungen von Leichtwasserreaktoren inklusive der Druck- und Temperaturbedingungen bei Störfällen simuliert werden. Dank ausgeklügelter Instrumentierung können zahlreiche Parameter wie Temperaturverlauf oder Brennstab-Innendruck und Brennstabverformung während des Versuchsablaufs gemessen werden. Andere Daten werden bei Nachbestrahlungs-Untersuchungen im Hotlabor in Kjeller bei Oslo gewonnen.
Die Berichterstattung über die Arbeiten im Bereich Mensch-Technik-Organisation findet sich im Kapitel 1.4.1.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Halden-Reaktor wurden im Jahre 2016 sechs Experimente ausgeführt, an Proben von neun weiteren Experimenten wurden Nachbestrahlungs-Untersuchungen durchgeführt, elf neue Experimente wurden vorbereitet. Unter den durchgeführten Arbeiten waren insbesondere folgende Versuche von Interesse:

Brennstoffe können zusätzlich zur Hauptkomponente Uranoxid mit sogenannten Additiven dotiert werden, die bestimmte Eigenschaften des Brennstoffs positiv beeinflussen sollen. Gadolinium (Gd) als eines dieser Additive ist ein Neutronenabsorber, es soll vor allem die Leistungsverteilung im Einsatzzyklus gleichmässiger gestalten und die Reaktivität am Beginn der Einsatzzeit absenken. Während des Einsatzes im Reaktor werden Spaltgase aus dem Brennstoff freigesetzt, die den Innendruck des Brennstabs erhöhen. Deshalb wird eine möglichst niedrige Spaltgasfreisetzung angestrebt. Nach einem mehrjährigen Bestrahlungsprogramm zeigten Nachbestrahlungsuntersuchungen, dass Brennstoff mit 2% Gd ähnliche Spaltgasfreisetzungen aufweist wie Standard-Uranoxidbrennstoff.

Das auch auf Methodenentwicklung ausgerichtete Experiment IFA-744 demonstriert gut die Fähigkeiten des HRP in der Messung von Parametern während der Bestrahlung im Reaktor. An den zylinderförmigen Brennstoff-Tabletten mit etwa 10 mm Höhe und 8 mm Durchmesser werden Temperatursensoren im Zentrum (teilweise auch im äusseren Bereich) der Brennstoff-Tablette und an der Innenseite des Brennstab-Hüllrohrs angebracht. Auf diese Weise kann die Wärmeleitfähigkeit des Brennstoffs, die durch Bestrahlung und erhöhte Temperatur Änderungen unterworfen ist, sehr genau untersucht werden. Während des Experiments kann die Brennstoff-Temperatur ohne Leistungsänderung variiert werden, indem Gasmischungen aus Helium und Argon in den Versuchsbehälter eingebracht werden. Die 2015 gestarteten Messungen wurden 2016 bei einem Abbrand von 6,7 MWd/kg UO_2 fortgesetzt. Es zeigten sich bei diesem geringen Abbrand nur kleine Änderungen der Leitfähigkeit.

Die Untersuchungen zum Verhalten von hoch abgebrannten Brennstäben bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss Of Coolant Accident LOCA) wurden weitergeführt. Bei einem solchen Störfall werden die Brennstäbe in relativ kurzer Zeit erhöhten Druck- und Temperaturbedingungen ausgesetzt, es kann ein Aufblähen der Hüllrohre (Ballooning) stattfinden. Versuche in den Vorjahren hatten gezeigt, dass es zu einer starken Fragmentierung, Verlagerung und zum Austritt von Brennstoff beim Aufplatzen des Hüllrohrs kommen kann, wenn es sich um hoch abgebrannten Brennstoff handelt. Der im November 2015 durchgeführte Test IFA-650.15 verwendete Brennstoff für Druckwasserreaktoren (DWR) mit einem M5-Hüllrohr (Hersteller: AREVA). Er zielte darauf ab, die Schwellenwerte, ab denen die Brennstoff-Fragmentierung auftritt, besser einzugrenzen. Die 2016 durchgeführten Nachbestrahlungs-Untersuchungen, u.a. auch mit Gammastrahlen-Tomographie (Abbildung 1) lieferten neue Erkenntnisse zur Brennstoffumverteilung und -fragmentierung, die in die Modellierung der Brennstabauslegungsprogramme einfliessen können. In dem Test IFA-650.15 zeigte sich eine sehr starke Fragmentierung des Brennstoffs. Teile des Brennstoffs lagen in pulverisiertem Zustand vor.

Abbildung 1:
Einrichtung für Gammastrahlen-Tomographie am Halden-Reaktor, entwickelt in Zusammenarbeit mit Westinghouse und der schwedischen Universität Uppsala. Quelle: HRP.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Die Resultate fliessen in Sicherheitsanalysen ein und dienen zur Validierung der von Brennstoffherstellern und Forschungslaboratorien benutzten Rechenmodelle zum thermomechanischen Verhalten von Brennstoffen mit unterschiedlichen Abbränden. Sie werden auch vom Paul Scherrer Institut genutzt und haben hohe Relevanz für die praktische Aufsichtstätigkeit des ENSI. Im Bereich Brennstoffe und Materialien gilt dies besonders für die Erkenntnisse zum Verhalten von Brennstoffen und Hüllrohren, welche durch die vor einigen Jahren gesteigerten Abbrände erhöhten Belastungen ausgesetzt sind. Dabei muss sichergestellt werden, dass die geltenden Grenzwerte auch unter den Bedingungen eingehalten werden, wie sie bei Störfällen auftreten können.

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

Ausblick

Das Programm 2015–2017 setzt die Arbeit an den bisherigen Schwerpunkten fort. Das Projekt liegt bisher weitestgehend im Zeitplan. Es ist aber zu berücksichtigen, dass das Institut für Energietechnik IFE, welches das HRP betreibt, aus wirtschaftlichen Gründen ab 10. Oktober 2016 eine um fünf Wochen längere Stillstandsphase für den Halden-Reaktor durchführt als üblich (insgesamt rund drei Monate). Zudem kam es am 24. Oktober in der Halle des Halden-Reaktors beim Umgang mit Versuchsbrennstoff zu einer unbeabsichtigten Freisetzung von radioaktivem Iod (für mehr Informationen zu beiden Sachverhalten siehe die IFE-Website unter www.ife.no/en/news). Vor einem Weiterbetrieb des Reaktors müssen die Ursachen für das Vorkommnis abgeklärt und allfällige Verbesserungsmassnahmen umgesetzt werden. Deshalb ist mit Verzögerungen bei der Umsetzung des Projektplans zu rechnen. Das HRP plant, den Reaktor im April 2017 wieder in Betrieb zu nehmen.

Das vorgeschlagene neue Forschungsprogramm (2018–2020) im Bereich Brennstoff und Materialien wird vom ENSI sehr positiv bewertet. Von grossem Interesse sind die Fortsetzung der Versuche zum Hochabbrandverhalten und die neu geplanten Dryout-Experimente bei mittleren Hüllrohrtemperaturen.

1.1.2 OECD SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik, Schweden
ENSI-Projektbegleiter: Lutz Adam, Reiner Mailänder
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 30 Organisationen aus 13 Ländern beteiligt sind. Im Jahre 2014 wurde die derzeit laufende Phase SCIP-III für dieses Projekt begonnen. In dieser Projektphase sollen Experimente über eine Dauer von 5 Jahren durchgeführt und ausgewertet werden.

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 -modellierungen 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.

Zu den Forschungstätigkeiten in SCIP-III gehören:

1. Experimente zu Kühlmittelverlust-Störfällen (loss of coolant accidents LOCA) und andere Temperaturtransienten;
2. Experimente zur Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr durch Spannungsrisskorrosion (Pellet Cladding Interaction PCI);
3. Experimente zu durch Wasserstoff induziertem Hüllrohrversagen (Hydrogen-induced failures);
4. Modellierungen zu den Experimenten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Vorgehen und Methodik

Die Experimente wurden gemäss der Planung für SCIP-III fortgesetzt und dokumentiert. Der Ablauf der Experimente in den heissen Zellen wird in der Regel durch Kameras aufgezeichnet, um das Verhalten der Proben zum Beispiel während der Temperaturbelastung und die daraus gegebenenfalls resultierenden Schäden zu beobachten. Anschliessend erfolgen detaillierte Untersuchungen der Proben, indem unter anderem Schnittbilder erzeugt und mikroskopisch untersucht werden. Im Berichtsjahr wurden versuchsweise die Kameraaufzeichnungen durch akustische Aufzeichnungen innerhalb der heissen Zellen ergänzt. Die Tonaufzeichnungen haben deutlich gezeigt, dass die strukturellen Änderungen im Brennstoff akustisch identifizierbar sind, bevor sie auch visuell deutlich werden.

Für die sinnvolle weitere Anwendung wären jedoch hohe Investitionen für Forschung und Entwicklung erforderlich, welche derzeit nicht durch das Budget abgedeckt sind. Die in SCIP-III geplanten Experimente können auch ohne diese akustische Aufzeichnung erfolgreich durchgeführt werden.

Teilprojekt 1: Kühlmittelverlust-Störfälle und Temperaturtransienten

2016 wurde für die LOCA-Experimente ein neuer Versuchsstand eingerichtet und qualifiziert (Abbildung 2). Der Versuchstand ist modular konstruiert, um ihn für spezielle Experimente anzupassen, verbesserte Baugruppen verwenden oder nötigenfalls defekte Baugruppen einfacher austauschen zu können. Die Aufheizung für die LOCA-Versuche erfolgt mit Infrarot-Wellen auf bis zu 1400 °C. Das Kühlwasser wird in einem separaten Kessel aufgeheizt und überhitzt, um die Unfallbedingungen eines Reaktors zu simulieren. Die Experimente können als Temperaturtransienten mit unterschiedlichen Kühlmittelbedingungen, mit dem Aufbau von Brennstab-Überdruck oder plötzlichem Brennstab-Druckverlust, wie er durch Bersten eines Brennstabs entsteht (Abbildung 3), dem «Abschrecken» von überhitzten Brennstäben und axialen Lasten durchgeführt werden. Mit der neuen Versuchseinrichtung wurden bereits zwei Experimente zu axialen Belastungen und ein Überhitzungsexperiment spezifisch für Brennelemente von Siedewasserreaktoren durchgeführt.

Zum Thema Brennstoff-Fragmentierung und -Umverteilung wurde der Zusammenhang mit der Brennstoff-Mikrostruktur untersucht. Weitere Experimente betrafen die Form und Umverteilung der fragmentierten Brennstoffstücke im Vergleich zu äquivalenten Versuchen im Halden-Reaktor. Des Weiteren wurde untersucht, wie die Aufheizungsrate die Brennstoff-Fragmentierung und deren Temperaturschwelle beeinflusst.

Teilprojekt 2: Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr durch Spannungsrisskorrosion (Pellet Cladding Interaction PCI)

Hüllrohre weisen bei langsameren Leistungsrampen eine deutlich höhere PCI-Resistenz auf als bei schnellen Rampen. Um diesen Effekt detaillierter zu untersuchen, wurden weitere PCI-Experimente durchgeführt und die Proben anschliessend visuell, mit Profilometrie und mit hoch auflösenden Mikroskopen ausgewertet.

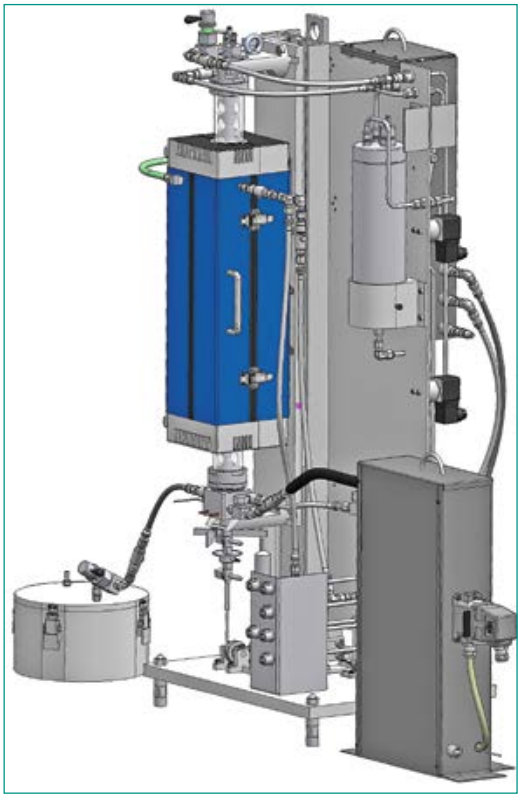


Abbildung 2:
Neue Versuchseinrichtung für LOCA-Experimente. Quelle: Studsvik.

Abbildung 3:
Geborstenes Hüllrohr nach einem LOCA-Experiment im neuen Versuchsstand. Quelle: Studsvik.

Teilprojekt 3: Modellierung
Die Modellierungen werden durch verschiedene Projektpartner durchgeführt. Sie sollen die übrigen Projektpartner bei der Interpretation der Ergebnisse unterstützen und die Auslegung neuer Versuche optimieren. Im Berichtsjahr wurden fünf Organisationen hierzu ausgewählt, die mit fünf verschiedenen Brennstabprogrammen das Projekt unterstützten.

Bedeutung des Projektes,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit
Das Hüllrohr bildet die primäre Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Die Teilnahme des ENSI am Projekt SCIP ist auch vor dem Hintergrund des hohen Brennstoff-Abbrands in den Schweizer Kernkraftwerken zu sehen. Dabei wird stärker angereicherter Brennstoff verwendet und dieser besser ausgenutzt, wobei die Brennelemente länger im Reaktor verbleiben. Hierzu wurde die Brennstoffstruktur optimiert, jedoch ebenso die Hüllrohr-Materialien laufend verbessert. Das Projekt SCIP soll dazu beitragen, mit der stärkeren Beanspruchung der Hüllrohre und des Brennstoffes zusammenhängende Sicherheitsfragen zu klären. Diese Sicherheitsfragen betreffen sowohl die Phase des Einsatzes der Brennelemente im Reaktor als auch Aspekte der nassen Zwischenlagerung. SCIP-III leistet einen Beitrag insbesondere zum detaillierten physikalischen und chemischen Verständnis des transienten Brennstoffverhaltens.

Ausblick
Das SCIP-III-Programm umfasst für die folgenden Projektjahre weiterhin unter anderen die 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. Neu werden zu diesem Themenbereich auch Studien zu LOCA-Störfällen in den Nasslagerbecken für Brennelemente erfolgen. 2017 werden weitere LOCA-Experimente durchgeführt, um zum Beispiel den genauen Verlauf von Druckverlusten im Brennstab während des LOCA zu untersuchen.

Teilprojekt 2: Pellet-Cladding-Interaction
In die Versuchseinrichtung soll zusätzlich ein System zur Kontrolle des Sauerstoffs eingebaut werden. In Experimenten soll dann der Einfluss des Sauerstoffgehaltes im Pellet auf PCI untersucht werden. Des Weiteren sind Rampen-Experimente in Kooperation mit dem Halden-Reaktor geplant.

Teilprojekt 3: Modellierung
2017 sollen weitere Experimente zusammen mit Vorausberechnungen geplant werden. Ein Workshop zur Modellierung soll 2017 durchgeführt werden. Die Modellierung der experimentellen Ergebnisse bleibt ein freiwilliger Bestandteil, welcher durch die Teilnehmer an dem Forschungsprojekt erbracht werden soll, wird aber in der Phase SCIP-III nun in das Programm integriert und von Studsvik koordiniert. Innerhalb von SCIP-III sollen zwar nicht neue Berechnungscodes oder Bestandteile erstellt werden, jedoch soll die Weiterentwicklung der bereits bestehenden Berechnungscodes zielgerichtet unterstützt werden. Neben der Unterstützung der Planung von neuen Experimenten soll das Verständnis der untersuchten Mechanismen gefördert werden.

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

Das CABRI International Project (CIP) wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem französischen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) getragen. In diesem Projekt sollen am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt werden. Nach zwei Versuchen an einer mit Natrium gekühlten Testschleife des CABRI-Reaktors wurde dieser auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), damit die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen besser entspricht. Bevor Versuche im Reaktor durchgeführt werden können, sind aber noch Anpassungen und Überprüfungen der Anlage sowie Testvorbereitungen nötig.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2016 wurden folgende Fortschritte erzielt:

- Die Inbetriebnahmetests des Reaktorkerns wurden erfolgreich durchgeführt.
- Die Apparaturen zur Brennstoffuntersuchung, insbesondere das Hodoskop (Kombination aus mehreren Teilchendetektoren) für die Online-Brennstoffüberwachung, wurden weiter getestet und zeigten ihre Eignung.
- Die Druckwasserschleife wurde erfolgreich für die vorgesehenen Betriebsbedingungen getestet.

Für Frühjahr 2017 sind weitere Inbetriebnahmetests des Wasserkreislaufs geplant. Der Qualifikationstest soll im Oktober 2017 durchgeführt werden. Gegenüber den Planungen des Vorjahrs sind dies zwar weitere Verzögerungen, dennoch stellen die Fortschritte, die im Jahr 2016 erzielt wurden, wichtige Meilensteine des Projekts dar.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Der CABRI-Reaktor wird weltweit eine der wenigen Anlagen sein, an der das Brennstoffverhalten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Leichtwasserreaktoren integral simuliert werden kann. Es besteht eine Kooperation mit dem ALPS-Programm (Advanced LWR Fuel Performance and Safety Research Program) am NSRR (Nuclear Safety Research Reactor) in Japan, die einen Datenaustausch und eine Versuchsabstimmung zwischen beiden Projekten ermöglicht, wobei die Versuche am NSRR in stagnierendem Wasser ablaufen. Bisherige Versuche aus beiden Anlagen wurden für eine Vergleichsrechnung (Benchmark) der NEA herangezogen.

Die Versuchsergebnisse des CIP werden es erlauben, die Störfallphänomene in den verschiedenen Berechnungsprogrammen (z. B. FALCON, welches vom PSI verwendet wird, vgl. das Projekt STARS in Kap. 1.5.1) genauer zu modellieren. Damit können die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle überprüft und erforderlichenfalls verbessert werden.

Ausblick

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

Strukturmaterialien

1.1.4 SAFE II – Werkstofftechnische Aspekte für den sicheren Langzeitbetrieb

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

Einleitung

Im Projekt SAFE-II (Safe long term operation in the context of environmental effects on fracture, fatigue and environmental assisted cracking) werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zu Risskorrosion (Abbildung 4) und Ermüdung in Strukturwerkstoffen von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke.

Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs setzt genaue Kenntnisse der Systembedingungen voraus, die zur Risskorrosion und Ermüdung sowie zu einer Zähigkeitsabnahme führen können. Zuverlässige quantitative Daten zur Initiierung und zum Wachstum von derartigen Rissen und genaue Kenntnisse über den Alterungszustand der einzelnen Komponenten sind für die Bewertung der Strukturintegrität von Rohrleitungen und Behältern wesentlich. Auch bei der Festlegung und Überprüfung der Inspektionsintervalle der Wiederholungsprüfprogramme ist die Anfälligkeit auf Risskorrosion und Ermüdung zu beachten. Das Forschungsvorhaben SAFE-II setzt gezielt bei ausgewählten Fragen zu diesem Themenbereich an und führt die Kernthemen des abgeschlossenen Forschungsprojekts SAFE-I weiter.

Das Projekt SAFE II wurde im Jahr 2015 mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet und ist in drei Teilprojekte gegliedert. Schwerpunktthemen sind vertiefte Untersuchungen zum Umgebungseinfluss auf die Bruchzähigkeit und zur Initiierung von Spannungsrisskorrosion (SpRK) in austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: SpRK-Rissbildung in austenitischen Stählen und Nickelbasislegierungen

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

Für die Bedingungen von Siedewasserreaktoren (SWR) ist der Einfluss des Wasserstoffgehalts bisher wenig experimentell untersucht worden. Die bisherigen Erkenntnisse stützen sich auf thermodynamische Berechnungen ab. Diese zeigen, dass das mögliche Maximum für die SpRK-Anfälligkeit auch im Betriebsbereich der Wasserstoff-Fahrweise liegen kann. Dabei ist zu beachten, dass bei SWR-Anlagen der Wasserstoffgehalt im Reaktorkühlkreislauf stark variiert.

Die bisher durchgeführten experimentellen Untersuchungen bestätigen thermodynamische Berechnungen, nach denen das Maximum für die SpRK-Anfälligkeit im Bereich des Nickel/Nickeloxid-Phasenübergangs liegt. Es konnte jetzt für zwei Materialchargen gezeigt werden, dass der Grenzwert für die mechanische Beanspruchung, unterhalb der metallographisch keine Anrisse mehr nachgewiesen werden konnten, im Bereich der Streckgrenze liegt. Die

im Berichtszeitraum durchgeführten umfangreichen Analysen weisen auf einen Einfluss der Wasserchemie sowie des Oberflächenzustandes der Proben auf diesen mechanischen Grenzwert hin. Bei höheren Korrosionspotentialen unter Normalwasserchemie-Bedingungen (NWC) wie auch bei beschliffenen Oberflächenzuständen verschob sich dieser Grenzwert zu leicht tieferen Beanspruchungen. Die analytische Charakterisierung an den Proben weist auf anfällige Korngrenzen im Gefüge hin, die jeweils Ausgangspunkt für die Rissinitiierung waren.
Die Ergebnisse wurden in internationale Forschungsprojekte eingebracht und sind Basis für die Entwicklung eines werkstoffkundlichen Modells im Rahmen einer laufenden Doktorarbeit. Ziel ist es, zukünftig den Einfluss des Wasserstoffs in Nickelbasislegierungen besser beschreiben zu können. Die Wasserchemie kann dann entsprechend optimiert werden.

Teilprojekt II: Umgebungseinfluss auf Bruchzähigkeit und Risswiderstand

Hintergrund dieses Teilprojektes waren experimentelle Befunde aus Untersuchungen zur Spannungsrisskorrosion in internationalen Labors. Sie zeigen, dass sich das Bruchverhalten verschiedener Strukturwerkstoffe in Heisswasser gegenüber jenem an Luft signifikant ändern kann. Ein möglicher Einfluss der Umgebungsbedingungen auf die Bruchzähigkeit hätte erhebliche Folgen für die Sicherheitsbewertung. Der Umgebungseinfluss des Heisswassers wird nach jetzigem Kenntnisstand auf den Einfluss des Wasserstoffs zurückgeführt, der in den Stahl eindiffundiert.
Daher umfasst das Forschungsvorhaben SAFE-II zu dieser Thematik ein umfangreiches Versuchsprogramm. Es wurden drei Stähle von Reaktordruckbehältern (RDB) entsprechend den Spezifikationen der American Society of Mechanical Engineers ASME und des deutschen Kerntechnischen Ausschusses KTA ausgewählt. Diese decken verschiedene Werkstoffklassen und chemische Zusammensetzungen ab, die auch für die Schweizer Kernanlagen von Interesse sind. Insbesondere wurde ein Stahl mit relativ hohem Schwefelgehalt wie auch ein Stahl gewählt, der sich als anfällig gegen sogenannte dynamische Reckalterung erwiesen hat, also ungleichmässiges Verformungsverhalten bei kontinuierlicher Belastung zeigen kann.
Es wurde im Berichtszeitraum für alle untersuchten Stähle gezeigt, dass der in das Material eindiffundierte Wasserstoff unter Heisswasserbedingungen einen eindeutigen Einfluss auf die beobachte Bruchmorphologie hat. Auffällig waren stark lokalisierte, inhomogene plastische Verformungen sowie die Ausbildung von Nebenrissen, im Gegensatz zum typischen duktilen Bruchbild, das bei Vergleichsproben ohne Wasserstoffbeladung beobachtet wurde (Abbildung 5). Allerdings wurden in den Versuchen keine Anzeichen von instabilem, sondern stets ein stabiles Risswachstum beobachtet.

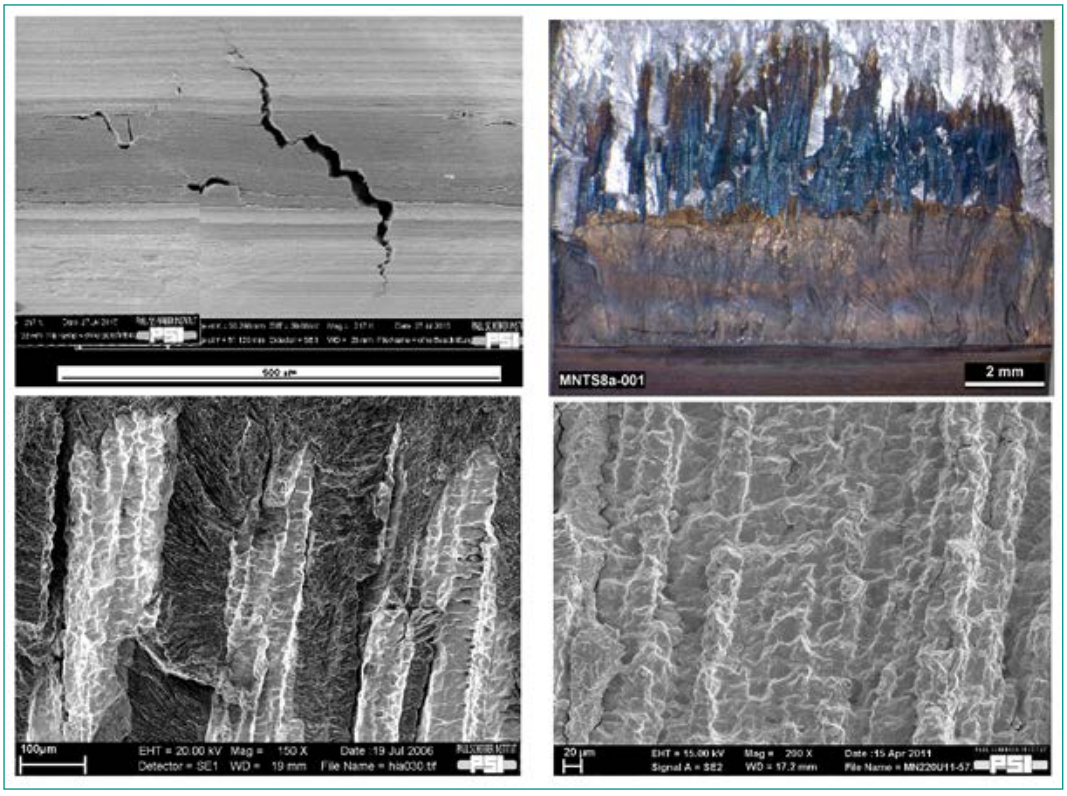


Abbildung 4:
Interdendritische Spannungskorrosionsrisse in Alloy 182 unter simulierten BWR/HWC-Bedingungen. Typisch ist ein lokales fingerähnliches Risswachstum entlang der interdendritischen Gefügestruktur. Quelle: PSI

Die umfangreiche Versuchsreihe im Berichtszeitraum zeigt, dass es für die bisher untersuchten RDB-Stähle nur in einem engen Dehnratenbereich zu einer deutlichen Reduzierung der Duktilität kommt. Ein grösserer Einfluss wurde nur bei geringen Beanspruchungsgeschwindigkeiten beobachtet, bei denen die thermischen Beanspruchungen am RDB aber eher tief sind. Bei den unter Störfallbedingungen auftretenden grossen Beanspruchungsgeschwindigkeiten und den dabei hohen thermischen Beanspruchungen ist der negative Einfluss des Wasserstoffs eher moderat. Zudem zeigte sich in den bisherigen Untersuchungen, dass sowohl ein höherer Schwefelgehalt sowie eine höhere Anfälligkeit auf dynamische Reckalterung den Einfluss des Wasserstoffs unter Heisswasserbedingungen verstärken können.

Teilprojekt III: Umgebungseinfluss auf Ermüdungsrissbildung

Das Teilprojekt III befasst sich mit der Ermüdungsrissbildung in austenitischen rostfreien Stählen unter den Bedingungen der Wasserchemie von SWR mit Wasserstoff-Fahrweise sowie von Druckwasserreaktoren (DWR). Es ist eingebunden in ein internationales Projekt (EU HORIZON 2020 – INCEFA+).

Der Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrissbildung unter diesen Wasserchemie-Bedingungen ist grundsätzlich bekannt, aber noch nicht in den massgeblichen Regelwerken umfassend abgebildet. Im Teilprojekt III werden Fragestellungen bearbeitet, die für eine praxisgerechte Regelung zum Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrissbildung von Bedeutung sind. Dazu gehört unter anderem eine genauere Charakterisierung des Einflusses des Lastverhältnisses aus Mittelspannung und Betriebstransienten.

Im Berichtsjahr wurden weitere Daten zur Bestimmung des Umgebungseinflusses auf durchströmte Hohlzugproben ermittelt. Dazu wurde als zusätzlicher Versuchsparameter die Wanddicke der Proben variiert, um gezielt unterschiedliche Dehnungszustände in den Proben einzustellen.

Die bisherigen Versuche haben gezeigt, dass der Korrekturfaktor für den Umgebungseinfluss nicht konstant, sondern in Abhängigkeit von der Mittelspannung definiert werden sollte. Es wurde daher ein Ansatz entwickelt, um dieses Materialverhalten mit einer angepassten Korrekturformel besser abbilden zu können. Eine gute Übereinstimmung zwischen Experiment und Versuchsergebnis gelang, wenn bei der Bestimmung des Korrekturfaktors statt der maximalen Dehnamplitude die über alle Zyklen gemittelte Dehnamplitude berücksichtigt wurde.

Zusammenfassend kann für das Forschungsprojekt SAFE-II festgestellt werden, dass die vereinbarten Ziele für das Jahr 2016 vollständig erreicht wurden.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Kernenergiegesetzgebung der Schweiz sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Somit basiert die Entscheidung für einen sicheren Betrieb der Kernanlagen primär auf technischen Erkenntnissen über den Zustand der Anlagen und deren Komponenten. In diesem Umfeld ist die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten (und nicht oder schwer austauschbaren) Komponenten sehr wichtig. Durch die gute Vernetzung des Projektes ist sichergestellt, dass die Ergebnisse des SAFE II-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden.

Die im Projekt SAFE-II definierten Arbeitspakete betreffen wichtige offene Punkte auf dem Gebiet der Werkstoffalterung. Dazu zählt insbesondere der Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrissbildung wie auch die Bruchzähigkeit. Die Übertragbarkeit

Abbildung 5:
Scherdominierter Bruch einer Zugprobe aus RDB-Stahl bei 288° C und unter Wasserstoffbeladung. Die Bruchfläche zeigt typische Schergrübchen. Quelle: PSI

der Laborergebnisse auf die realen Bedingungen während des Betriebs der Anlagen ist hier eine zentrale Frage. Zu beachten sind dabei auch unter dem Gesichtspunkte des Langzeitbetriebs die zum Teil sehr langen Inkubationsphasen der in diesem Projekt untersuchten Schadensmechanismen.
Die im Rahmen des Projekts SAFE gewonnenen Erkenntnisse tragen daher dazu bei, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Dasselbe gilt für die Teilnahme an internationalen Forschungsprojekten, durch die dem Projektteam weitere Versuchsdaten zur Verfügung stehen.

Ausblick

Die wesentlichen Aktivitäten entsprechend dem Projektplan zum Projekt SAFE-II werden weitergeführt und sollen bis Jahresende 2017 abgeschlossen werden. Von hoher Priorität für das ENSI sind die Parameterstudien zum Umgebungseinfluss auf die Bruchzähigkeit und den Risswiderstand. Insbesondere die noch ausstehenden Untersuchungen zum möglichen Einfluss von Wasserstoff auf das Werkstoffverhalten im Spröd-Duktil-Übergangsbereich sind für das ENSI von Bedeutung.
Basierend auf den Erkenntnissen des Forschungsprojektes SAFE-II werden die Themenschwerpunkte für ein Nachfolgeprojekt erarbeitet, dabei werden die Anforderungen aus dem Langzeitbetrieb im Vordergrund stehen.

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

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

Einleitung

Das internationale Projekt PARENT wurde im Jahr 2010 gestartet. Im Jahr 2015 wurde eine zweijährige Verlängerung vereinbart. PARENT beschäftigt sich mit den Anforderungen an moderne zerstörungsfreie Prüfmethoden (ZfP) zur Erkennung von betriebsbedingten Rissen. Insbesondere Spannungs- und Schwingrisskorrosion an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen stellen hohe Anforderungen an die Prüftechnik. Die Erfahrung zeigt, dass solche Risse zwar gefunden werden können, aber eine konservative Bestimmung der maximalen Risstiefe schwierig ist.
Daher beschäftigt sich das Projekt PARENT mit der Leistungsfähigkeit der aktuell verfügbaren Prüftechnik an Mischnähten aus Nickelbasislegierungen. Berücksichtigt werden auch neuartige Techniken, die noch nicht für kommerzielle Prüfungen eingesetzt werden.
Es wurden umfangreiche Ringversuche durchgeführt. Am Projekt beteiligen sich Aufsichtsbehörden, Betreiber und Forschungseinrichtungen aus den USA, Korea, Japan, Schweden, Finnland und der Schweiz. Die Projektleitung wird von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC übernommen. Das ENSI hat mit dem Paul Scherrer Institut (PSI), der Firma ALSTOM (Schweiz), dem Schweizerischen Verein für technische Inspektionen (SVTI) und der Eidgenössischen Materialprüfungsanstalt (EMPA) eine Schweizer Beteiligung am PARENT-Projekt abgestimmt. Ein wesentlicher Beitrag der Schweiz für das PARENT-Projekt besteht in der Bereitstellung von neuartigen, am PSI gefertigten Referenzprobekörpern mit realitätsnahen Spannungskorrosionsrissen für die Ringversuche (Round-Robin).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachdem die Bewertung der Projektergebnisse 2016 abgeschlossen wurde, konnte der Abschlussbericht für die Ergebnisse der Blindversuche vom Steering Committee des PARENT-Projekts verabschiedet werden. Der Bericht wird nun im Rahmen der Nuclear Regulatory Series (NUREG) der U.S.NRC im Jahr 2017 veröffentlicht werden (siehe unter https://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/). Auf Basis der Projektergebnisse wurden zu mehreren Themengebieten Empfehlungen formuliert. Diese betreffen die Erweiterung der Versuchsdatenbasis für Ultraschallmessungen an den Schweissnähten der Bodendurchführungen des Reaktordruckbehälters (RDB) bei Druckwasserreaktoren. Weiterhin werden Abklärungen empfohlen, um die Ursache für die deutlichen Unterschiede bei den Resultaten der Ringversuche zu analysieren. Dabei wurden zum Teil durchaus technisch vergleichbare Prüftechniken eingesetzt, dennoch lagen die Prüfergebnisse oft nicht im erwarteten Streuband. Als ein wichtiges Thema wurde der Einfluss der verschiedenen Techniken bei der Herstellung von Testkörpern auf die Versuchsergebnisse identifiziert. Hierbei ist auch die realistische Übertragbarkeit dieser Testkörper auf die im Anlagenbetrieb beobachteten Schäden durch Spannungskorrosionsrisse an Nickelbasislegierungen relevant. Im Rahmen der zweijährigen Verlängerungsphase

des PARENT-Projekts wurden in Abstimmung mit allen Projektbeteiligten weitere Untersuchungen durchgeführt. Das ENSI hat dazu mit der schwedischen Aufsichtsbehörde SSM ein in mehrere Phasen unterteiltes Vorhaben vereinbart. Ziel ist die Herstellung eines Rohrsegments, das eine Vielzahl verschiedener Test- und Referenzfehler enthalten soll. Dazu werden aus verfügbaren Testkörpern kleine Coupons herausgetrennt, die den eigentlichen Riss bzw. die Fehlstelle inklusive der Rissspitze enthalten. Diese Coupons werden auf der Rohrinnenseite platziert und in ein Rohrsegment eingeschweisst. Der Rohrdurchmesser wurde so gewählt, dass die Geometrie einem typischen RDB-Stutzen entspricht. An dem Rohrsegment können anschliessend auf der Rohraussenseite praxisnahe Ultraschallmessungen durchgeführt werden.

Im Berichtsjahr wurde die spezielle Schweisstechnik für das Einbetten von Coupons validiert. Es konnte gezeigt werden, dass durch das Einschweissen der Coupons keine zusätzlichen störenden Reflexionen für die spätere Ultraschallprüftechnik verursacht werden, die Einschweissstellen um die Coupons sind in den Ultraschalldaten weitgehend transparent. Danach wurden verschiedene Coupons mit unterschiedlichen Fehlstellen (Nuten, Ermüdungsrisse sowie simulierte Spannungskorrosionsrisse) erfolgreich in ein Rohrsegment eingeschweisst. Es wurden dazu aufwändige Messungen mit empfindlichen Ultraschallprüftechniken insbesondere der Rissspitzensignale vor und nach dem Einschweissen der Coupons durchgeführt. Damit wurde aufgezeigt, dass sich die Ultraschallanzeigen an den Coupons durch den Einschweissprozess nicht massgeblich verändern.

Um die laufende Auswertung zu koordinieren und die Erstellung der Dokumentation abzustimmen, wurden im Berichtsjahr zwei Projektsitzungen durchgeführt, eine davon fand im ENSI statt.

Bedeutung des Projekts,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI überprüft die Instandhaltungskonzepte der Schweizer Kernkraftwerke für Mischnähte aus der Nickelbasislegierung Inconel-182 im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit. Dabei steht das Leistungsvermögen der eingesetzten Prüftechnik und die Bewertung der Inspektionsintervalle im Vordergrund. Das ENSI berücksichtigt dabei die Erkenntnisse aus der Qualifizierung der verwendeten Prüfsysteme wie auch weitere Erkenntnisse zum Beispiel aus dem Projekt PARENT.

Auch aus dem Langzeitbetrieb können sich neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben, wie zum Beispiel Prüfsituationen mit begrenzter Zugänglichkeit oder als Folge der Überlagerung mehrerer Alterungsmechanismen. Das Projekt PARENT soll einen Beitrag zu diesen Fragestellungen leisten und zu einer Weiterentwicklung und Optimierung der Prüftechnik beitragen.

Ausblick

Innerhalb der zweijährigen Verlängerung des PARENT-Projekts soll die letzte Phase des Vorhabens mit der schwedischen Aufsichtsbehörde SSM abgeschlossen werden. Dazu sollen in das bereits aufgebaute Rohrsegment auch Coupons mit im Labor erzeugten Spannungskorrosionsrissen eingeschweisst werden. Von besonderem Interesse sind dann die vergleichenden Ultraschallmessungen an den unterschiedlichen Testfehlern.

Basierend auf den Erkenntnissen des Projekts PARENT wurden durch die Projektpartner relevante Themen für ein Folgeprojekt definiert. Diese betreffen computergestützte Modellierungen von zerstörungsfreien Messungen, eine vertiefte Untersuchung zum Einfluss der Morphologie von Testfehlern und Rissen auf die Inspektionsergebnisse und ein Abgleich mit aktueller Betriebserfahrung. Dabei sollen auch spezielle Anforderungen an die Prüftechnik, die sich aus dem Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken ergeben, behandelt werden.

1.1.6 NORA II – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

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

Einleitung

Die Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren werden massgeblich durch die Strukturintegrität des Reaktordruckbehälters (RDB) und der 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 gefordert 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, darunter N-16 als Aktivierungsprodukt von 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 findet eine deutlich geringere N-16-Freisetzung statt als bei der klassischen HWC-Fahrweise und es gibt keine radiologischen Auswirkungen. Somit ist auch kein Anstieg der Dosisleistung in der Umgebung der Kernanlage feststellbar. Das Verfahren wurde von General Electric (heute GE-Hitachi) entwickelt. Weltweit haben viele Anlagen auf OLNC umgestellt. Beispielsweise wenden aktuell in den USA 31 von 34 SWR-Anlagen die OLNC-Fahrweise an.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen des NORA-Projekts wurde die Wirkung verschiedener Einflussfaktoren wie z. B. die Einspeiserate und die Strömungsgeschwindigkeit des Wassers auf die Platinverteilung und das Abscheideverhalten auf den mit Wasser benetzten Stahloberflächen untersucht. Der hierfür entwickelte und konstruierte Hochtemperatur-Wasserkreislauf kommt im Nachfolgeprojekt NORA II weiterhin zum Einsatz.

NORA II hatte zum Ziel, die Einspeisebedingungen für die SWR-Anlagen der Schweiz weiter zu optimieren und das Ablagerungsverhalten von Platin auf verschiedenen Strukturwerkstoffen wie rostfreiem Stahl, Nickel-Basis-Legierung sowie niedrig legiertem RDB-Stahl zu untersuchen. Der Einfluss der Oberflächenbeschaffenheit (Rauigkeit und Oxidationsgrad) sowie der Strömungsgeschwindigkeit wurde ebenfalls analysiert. Des Weiteren wurden das Ablagerungsverhalten von Platin in Rissen und Spalten mit unterschiedlichen Breiten, welche senkrecht und parallel zur Strömungsrichtung angeordnet waren, untersucht. Mittels numerischen Simulationen von Strömungen (Computational Fluid Dynamics: CFD) wurde das Ablagerungsverhalten von Platin in Rissen und Spalten berechnet und mit den Analysenergebnissen der Auslagerungsexperimente verglichen. Experimente zur Untersuchung der Haftfestigkeit des Platins an Oberflächen von rostfreiem Stahl wurden fortgesetzt. Eine weitere wesentliche zu klärende Frage ist der Einfluss von Platin auf das Brennelement-Hüllrohrmaterial Zirkaloy direkt nach dem Wiederanfahren, wenn sich auf den neu eingesetzten Brennelementen noch keine schützende Oxidschicht ausgebildet hat. Im NORA II-Projekt wurden erste Versuche am Original-Hüllrohrmaterial Zirkaloy-2 im eigens dafür modifizierten Autoklaven des Hochtemperatur-Wasserkreislaufs des PSI durchgeführt.

Im dritten Jahr des Projekts NORA II wurden wie auch in den zwei vorangegangenen Jahren systematische Untersuchungen zum Abscheideverhalten von Platin im Hochtemperatur-Wasserkreislauf durchgeführt. Als Materialien wurden ein rostfreier Stahl, eine Nickel-Basis-Legierung (Inconel) sowie ein niedrig legierter RDB-Stahl herangezogen. Die Nachuntersuchungen haben gezeigt, dass auf allen Materialien Platin detektiert werden konnte, jedoch variierte die Menge und Qualität (Abbildung 6). Ein Grund dafür könnte die Morphologie der Oxidschichten sein, welche sich bei den drei untersuchten Materialien beträchtlich unterscheidet. Vor allem auf dem niedrig legierten RDB-Stahl sind deutlich grössere Oxidkristalle an der Oberfläche vorhanden im Vergleich mit den beiden anderen untersuchten Materialien. Das könnte auch der Grund dafür sein, dass an den Oberflächen des niedrig legierten Stahls die geringste Platin-Belegung festgestellt wurde. Die durchschnittliche Partikelgrösse hingegen ist auf der Nickel-Basis-Legierung am kleinsten, wo zugleich die Platin-Verteilung die homogenste von allen untersuchten Materia-

lien ist. Auch der rostfreie Stahl weist eine fast genauso gute Platin-Verteilung auf.

Frühestens 60 Tage nach dem Wiederanfahren nach einer Revisionsabstellung wird in den Schweizer Kernanlagen derzeit mit der Zugabe von Platin begonnen. Gemäss GE und Brennelementherstellern wird dieser Zeitraum benötigt, um auf den neu eingesetzten Brennelement-Hüllrohren eine ausreichend dicke Oxidschicht aufzubauen, die verhindert, dass Platin sich direkt an der Zirkaloy-Oberfläche absetzt. Das gesamte System ist somit für einen längeren Zeitraum nicht ausreichend gegen SpRK geschützt. Es ist nun zu klären, ob diese Zeit verkürzt werden kann, ohne negative Auswirkungen auf das Verhalten der Brennelemente zu haben. Hierzu wurden im Rahmen des NORA II-Projekts im PSI Versuche gemacht, um das Ablagerungsverhalten von Platin auf Zirkaloy-Oberflächen zu bestimmen sowie den Einfluss auf die Wasserstoffaufnahme zu verifizieren.

Es wurde eine Testserie von insgesamt fünf Versuchen mit Zirkaloy-2, Original-Hüllrohrmaterial von Westinghouse, gefahren, drei unter HWC- und zwei unter Normalwasserchemie-Bedingungen (NWC). Im ersten Versuch wurde nach einer Voroxidationszeit von 12 Tagen, im zweiten Versuch sofort nach Erreichen der Solltemperatur von 280 °C mit der Platin-Dosierung unter HWC-Bedingungen begonnen. Ein weiterer Auslagerungsversuch fand unter NWC-Bedingungen statt. Mit der Platin-Zugabe wurde nach 12 Tagen Auslagerungszeit begonnen. Die applizierte Platinmenge war in allen drei Versuchen vergleichbar. Zusätzlich wurden zwei Referenztests durchgeführt, einer unter HWC- und einer unter NWC-Bedingungen, ohne Platin zuzugeben. Die Gesamtdauer aller Versuche betrug 25 Tage.

Die Proben wurden mit einem hochauflösenden Raster-Elektronenmikroskop (REM) nachuntersucht. Die Platinverteilung auf den Zirkaloy-Hüllrohren entspricht den Resultaten, die auch auf den Oberflächen der Stahlproben gefunden wurden. Die unter HWC-Bedingungen abgelagerten Platinpartikel sind deutlich kleiner als die unter NWC. Die Platinoberflächenbelegung wurde mittels induktiv gekoppelter Plasma-Massenspektrometrie mit Laserablation bestimmt (Laser Ablation-Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry LA-ICP-MS). Es konnten dabei keine signifikanten Unterschiede bezüglich der Platinbelegung in Abhängigkeit der Versuchsbedingungen festgestellt werden.

Der Wasserstoffanteil im Zirkaloy-Hüllrohrmaterial wurde mit der Heissgasextraktion bestimmt. Einen negativen Einfluss durch die Platinzugabe auf den Wasserstoffanteil ist nicht erkennbar. Zu bedenken ist aber auch, dass die Versuchsdauer mit 25 Tagen relativ kurz ist.

Die Projektziele und Meilensteine für das dritte Projektjahr wurden erreicht. Die systematischen Auslagerungsexperimente im Hochtemperatur-Wasserkreislauf des PSI und die anschliessenden Analysen an den ausgelagerten Proben konnten wie geplant abgeschlossen werden.

Das NORA-Team des PSI hat Ergebnisse aus dem NORA II-Projekt im letzten Jahr auf zwei Konferenzen und beim europäischen BWR Forum präsentiert. Zudem wurde ein Artikel in einer wissenschaftlichen Zeitschrift publiziert. Das NORA II-Projekt wurde im August 2016 erfolgreich abgeschlossen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Wirksamkeit der OLNC-Technologie in Kraftwerken ist noch nicht vollumfänglich nachgewiesen und verstanden. Laboruntersuchungen haben gezeigt, dass bei einem stöchiometrischen Wasserstoffüberschuss und einer ausreichenden Oberflächenbedeckung mit extrem fein verteilten Pt-Partikeln die Anfälligkeit gegenüber Spannungsrisskorrosion deutlich reduziert werden kann. Im

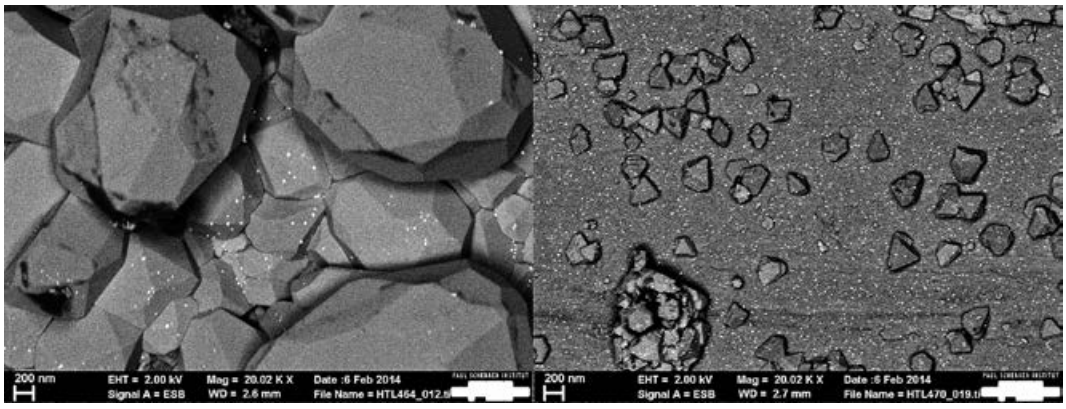


Abbildung 6:
Die Untersuchung der Beladungsproben durch hochauflösende Rasterelektronenmikroskopie zeigt eine unterschiedliche Oxidschichtmorphologie sowie Platinpartikelverteilung auf niedrig legiertem RDB-Stahl (links) und Nickel-Basis-Legierung (rechts). Die kleinen weissen Punkte stellen Platinpartikel dar. Quelle: PSI.

Vorgängerprojekt NORA konnten bereits einige wichtige Fragen geklärt werden. Das Projekt NORA II befasste sich mit konkreten Fragenstellungen, welche sich aus NORA ergeben hatten. Zudem profitierte NORA II von der im Projekt NORA entwickelten Infrastruktur, unter anderem ein Hochtemperatur-Wasserkreislauf, und dem aufgebauten Know-how der PSI-Mitarbeitenden. Für die Nachuntersuchungen konnte das NORA-Team auf die im PSI vorhandenen modernen Analysegeräte zurückgreifen, um die Pt-beladenen Proben entsprechend nachzuuntersuchen. In den insgesamt drei Projektjahren (Laufzeit des NORA II-Projekts) konnten aufgrund der bestehenden Infrastruktur und der guten Vernetzung des NORA-Teams innerhalb des PSI viele interessante Ergebnisse generiert 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 lieferte wie bereits NORA dazu einen massgeblichen Beitrag. Ferner stehen dem ENSI durch die NORA-Projekte jederzeit unabhängige Berater in Sachen OLNC-Technologie und SpRK zur Verfügung.

Ausblick

Im September 2016 startete das NORA III-Projekt mit einer dreijährigen Laufzeit. Es sind weitere systematische Untersuchungen im Hochtemperatur-Wasserkreislauf des PSI vorgesehen. Der Fokus im Jahre 2017 liegt massgeblich auf Versuchen am Zirkaloy-Hüllrohrmaterial. Des Weiteren wird der Einfluss der OLNC-Technologie auf die Rissinitiierung und das Risswachstumsverhalten an Zugproben untersucht.

1.1.7 PROBAB – Probabilistische Komponentenintegritäts-Analysen

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

Einleitung

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 Auslegungsstörfälle gewährleistet bleibt. In den letzten Jahren wurden im Projekt PISA probabilistische Methoden zur Beurteilung der RDB-Integrität für den Fall eines sogenannten Thermoschocks (Pressurized Thermal Shocks PTS) als Ergänzung zur deterministischen bruchmechanischen Beurteilung untersucht. Dazu wurde eine systemtechnische Abbildung des gewählten Referenz-RDBs aufgebaut. An diesem wurden probabilistische Gesamtintegritäts-Betrachtungen unter Berücksichtigung von Aspekten sowohl der Bruchmechanik als auch der Thermohydraulik durchgeführt.
Die erzielten Resultate aus dem Projekt PISA haben zu dieser Thematik weiteren Forschungsbedarf aufgezeigt. Im Rahmen des neuen Projekts PROBAB sollen die Unsicherheiten bei der Annahme von PTS-Transienten und deren Einfluss auf die Versagenswahrscheinlichkeit weiter untersucht werden. Besonderes Interesse gilt dabei der realistischen und effizienten Berechnung von Kühlwassersträhnen und deren Einfluss auf die Beanspruchung von postulierten Rissen im RDB. Zu diesem Zweck wurden geeignete analytische Rechenmodelle ausgewählt, die dann mit den sehr aufwändigen Berechnungen der numerischen Strömungsmechanik (Computational Fluid Dynamics CFD) verglichen werden sollen. Weiterhin wird untersucht, welchen Einfluss mögliche strukturelle Unregelmässigkeiten im Material auf die Sicherheitsmargen des RDB bei PTS-Lastfällen haben kann.
Als neuer Forschungsschwerpunkt des Projekts PROBAB werden geeignete probabilistische Analysemethoden auch für andere RDB-Bereiche (Stutzen, Durchführungen, Verbindungen mit Einbauten) angewendet. Für diese sind im Rahmen der Alterungsüberwachung auch aktive Schädigungsmechanismen wie Spannungsrisskorrosion und Ermüdung zu betrachten.
Das Projekt PROBAB wurde Anfang 2016 mit einer Laufzeit von drei Jahren gestartet und ist in drei Teilprojekte gegliedert:

- TP-I: Studie von Transienten mittels der Rechencodes RELAP, GRS-MIX, TRACE und ANSYS Fluent (CFD) unter Berücksichtigung verschiedener Kühlregime.
- TP-II: Probabilistische & deterministische Bruchmechanikanalysen des RDB unter Berücksichtigung der Neutronenversprödung und Materialinhomogenitäten bei PTS-Beanspruchung sowie bei An- und Abschalttransienten.
- TP-III: Probabilistische Integritätsuntersuchungen kritischer RDB-Bereiche und Rohrleitungen unter Berücksichtigung aktiver Schädigungsmechanismen

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss Of Coolant Accident LOCA) erfolgt eine Einspeisung von kaltem Wasser in den heissen RDB. Bei einer solchen PTS-Transiente wird der RDB nicht gleichmässig abgekühlt, sondern es bilden sich ausgehend von den Einspeisestutzen entlang der Innenwand des RDB sogenannte Kühlsträhnen aus. Dazu wurden eine Bewertung von möglichen Störfallszenarien durchgeführt und zusätzliche Transienten identifiziert, für die thermohydraulische Analysen mit RELAP5 durchgeführt wurden. Dabei konnte die bisherige Annahme bestätigt werden, dass die Spannungen im RDB eines Druckwasserreaktors grösser sind, wenn die postulierten Lecks im heissen Kühlwasserstrang statt im kalten Strang auftreten. Weitere vergleichende Berechnungen haben ergeben, dass bei grossen Lecks (LBLOCA) zwar früher Kühlwasser in den RDB eingespeist wird, aber dass dennoch der Wasserspiegel im RDB stärker abgesenkt wird. Dies führt zu wesentlich grösseren Temperaturgradienten an der RDB-Wand als bei kleineren Lecks.

Dieses LBLOCA-Szenario wurde für eine detaillierte CFD Berechnungen ausgewählt. Mit der CFD kann dabei auch die Auswirkung modelliert werden, wenn sich statt einer reinen Wasserströmung an der RDB-Wand ein Wasser/Dampfgemisch (Zwei-Phasen-Strömung) ausbildet. Erste Ergebnisse deuten darauf hin, dass eine Dampfbildung zu grösseren Temperaturgradienten und damit auch zu höheren Spannungen im RDB führt.

CFD-Berechnungen sind die einzige Möglichkeit, die dreidimensionale zeitliche Dynamik (Pendeln) der Kühlsträhnen sowie deren gegenseitige Beeinflussung rechnerisch zu untersuchen. Der Rechenaufwand für solche CFD-Modellierungen ist aber zu gross, um eine Vielzahl an Transienten im Rahmen dieses Projekts berechnen zu können, daher ist eine sorgfältige Vorevaluierung erforderlich. Dazu wurde ein dreidimensionales Modell für den Systemcode TRACE erstellt, mit dem sich die unterhalb der Einlassstutzen bildende Streifenkühlung zukünftig mit geringerem Aufwand berechnen lässt. Erste Berechnungen haben den Unterschied zwischen 2D- und 3D-Modellen für verschiedene Szenarien mit grossen und mittleren Lecks gezeigt, welche auch Fehler beim Öffnen und Schliessen des Druckablassventils des Druckhalters berücksichtigen. Sie werden für die Überprüfung der Plausibilität der Ergebnisse ausgewertet.

Für die PTS-Beanspruchungen sind insbesondere die Auswirkung von Anfahr- und Abschalttransienten bei niedrigen Temperaturen wegen der tieferen Bruchzähigkeit (Tieflage) relevant. Dazu wurden die sogenannten Druck-Temperatur-Grenzkurven (p-T Limit) betrachtet. Dafür müssen die Wahrscheinlichkeiten für Rissinitiierung und Referenztemperatur aus den Werkstoffkennwerten sowie den relevanten Temperaturgradienten berücksichtigt werden. Dazu wurden erste Parameterstudien durchgeführt und mit Literaturdaten verglichen.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der RDB stellt eine wichtige Grosskomponente hinsichtlich Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren dar. Beim Nachweis der Sprödbruch-Sicherheit des RDB besteht ein starkes Interesse des ENSI, die Sicherheitsreserven der deterministischen Integritätsnachweise durch verfeinerte Analysen mit probabilistischen Methoden besser quantifizieren zu können. Insbesondere die Kopplung von thermohydraulischen und bruchmechanischen Berechnungen unter den Bedingungen von Kühlmittelverlust-Störfällen erlaubt bessere Aussagen zu den Sicherheitsmargen für die Strukturintegrität des RDB.

Im Rahmen des Projekts PROBAB werden aktuelle Fragestellungen zu relevanten Randbedingungen für die führende PTS-Belastung diskutiert. Insbesondere für RDBs, die im Langzeitbetrieb eine höhere Neutronenversprödung aufweisen sowie für die strukturellen Unregelmässigkeiten im Material nicht ausgeschlossen werden können, ist dieses Thema von Bedeutung.

Für das ENSI ist es weiterhin relevant, insbesondere für den Langzeitbetrieb aktive Schadensmechanismen auch mit probabilistischen Methoden zu bewerten. Damit soll auch ein Vergleich zu etablierten internationalen Vorgehensweise ermöglicht werden.

Ausblick

Im Projekt PROBAB sollen die Unsicherheiten bei PTS-Transienten und deren Einfluss auf die Versagenswahrscheinlichkeit auch unter Berücksichtigung der Ausbildung von Wasser/Dampfgemischen weiter untersucht werden. Besonderes Interesse gilt dabei der realistischen und effizienten Berechnung von Kühlwassersträhnen und deren Einfluss auf die Beanspruchung von postulierten Rissen im RDB. Zu diesem Zweck soll insbesondere das analytische Rechenmodell TRACE eingesetzt und mit den CFD-Berechnungen verglichen werden. Weiterhin soll untersucht werden, welchen Einfluss mögliche strukturelle Unregelmässigkeiten im Material auf die Sicherheitsmargen des RDB bei PTS-Lastfällen haben.

Im Rahmen des neuen Forschungsschwerpunkts zur Berücksichtigung von aktiven Schädigungsmechanismen wie Spannungsrisskorrosion und Ermüdung werden erste probabilistische Berechnungen mit einem neu beschafften Berechnungscode durchgeführt.

1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Nuclear Energy Agency NEA koordiniert, die zur Organisation for Economic Co-operation and Development OECD gehört. Sie fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle in Kernkraftwerken sowie über Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, in die systematisch Schadensfälle und Ereignisse aus den teilnehmenden OECD-Staaten eingegeben werden. Die Daten werden anschliessend ausgewertet mit dem Ziel, auf der Basis einer grösseren Anzahl von Fällen Hinweise auf Ursachen und Häufigkeiten von Schäden bzw. Störfällen zu erhalten. Ein Zusammenschluss auf internationaler Basis ist dazu notwendig, weil die relevanten Ereignisse und Schäden in Kernkraftwerken selten sind.

1.2.1 OECD CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiterin: Michaela Weber

Einleitung

Das CODAP-Projekt der OECD-NEA ist ein Datenbankprojekt zu alterungsbedingten Schäden an mechanischen Ausrüstungen von Kernkraftwerken. Es besteht aus einer Datensammlung und einer zugehörigen Wissensdatenbank, die Auswertungen der gesammelten Schadenserfahrungen sowie länderspezifische Vorgehensweisen bezüglich mechanischer Komponenten enthält.

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

Das Projekt umfasst 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-Projekts werden die Datenbank ausgewertet und empfehlenswerte Vorgehensweisen herausgearbeitet. Das Projekt geht damit über eine reine Datensammlung hinaus und schafft so eine gemeinsame Basis für das Verständnis von Alterungs- und Schädigungsmechanismen von mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen des CODAP-Projektes wurde der dritte Erfahrungsbericht (topical report) mit dem Thema «Zuverlässigkeit und Integritätsmanagement von druckführenden Komponenten» (Operating Experience Insights Into Pressure Boundary Component Reliability & Integrity Management) fertig gestellt. Die Publikation des Berichtes soll 2017 erfolgen.

Ein Entwurf des vierten Erfahrungsberichtes zum Thema «Betriebserfahrung von erdverlegten Rohrleitungen» (Operating Experience Insights Into Below Ground & Buried Piping) wurde erstellt. Dazu wurden die Datensätze der CODAP-Schadensdatenbank zur aktuellen Betriebserfahrung sowie die Betriebserfahrung der einzelnen teilnehmenden Länder am CODAP-Projekt analysiert und ausgewertet.

2016 wurden von den teilnehmenden Mitgliedern 67 neue Datensätze in die Datenbank eingegeben. Die CODAP-Datenbank umfasst damit fast 4800 Datensätze von Schäden an mechanischen Ausrüstungen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

- Instandhaltungsprogrammen und -massnahmen;
- Wiederholungsprüfprogrammen;
- Alterungsüberwachungsprogrammen;
- Qualifizierungsfehlern für zerstörungsfreie Prüfungen;
- Risikoinformierten Anwendungen in der Instandhaltung.

Bei der Beurteilung von meldepflichtigen Schäden trägt das Projekt dazu bei, die Ursachenuntersuchungen und die Folgemassnahmen der Betreiber zu bewerten. Ein wichtiger weiterer Aspekt beim Projekt CODAP ist der damit mögliche Wissens- und Erfahrungstransfer an die nachfolgende Generation von Nuklearingenieuren, damit das Wissen aus früheren Schadensfällen nicht durch den Personalwechsel verloren geht.

Ausblick

Die Datensammlung zu den Schadensfällen wird fortgeführt. Ein weiterer Schwerpunkt für das Jahr 2017 ist die Umsetzung von Verbesserungen in der Handhabung der Schadensdatenbank.

1.2.2 OECD CADAK – Cable Ageing Data and Knowledge Project

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiter: Franz Altkind

Einleitung

Das OECD-Projekt CADAK beschäftigt sich mit Alterungsphänomenen von elektrischen Kabeln. Es setzt seit Ende 2011 in erweitertem Sinne denjenigen Teil des früheren OECD Projekts SCAP (Stress Corrosion Cracking and Cable Ageing Project) fort, der sich bereits mit der Degradierung von Kabelisolationen beschäftigt hatte. CADAK hat sich zum Ziel gesetzt, die technische Basis für die Lebensdauer von klassierten elektrischen Kabeln unter dem Gesichtspunkt von Unsicherheiten bei den Qualifikationstests, welche vor der Erstinbetriebnahme stattfanden, neu zu beurteilen. Damit sollen einerseits die Korrektheit der Reserven ermittelt und andererseits Unsicherheiten abgedeckt werden. Die Ergebnisse werden in einer Datenbank zusammengefasst, die nicht nur Angaben zu einzelnen Fällen, sondern auch Hintergrundwissen enthält (Data and Knowledge Base). Seit 2015 nehmen an dem Projekt Vertreter der Länder Deutschland, Kanada, Japan, Slowakei, Schweiz und der USA teil.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für 2016 war vorgesehen, dass die ersten Forschungsergebnisse bezüglich vorgealterten und neuen Kabeln vorliegen. Zudem sollte eine verbesserte Version der CADAK-Datenbank inklusive mobiler Version erarbeitet werden, um die Bedienbarkeit zu verbessern und andere Länder für das Projekt zu gewinnen. Die Projektsitzung, welche im Oktober 2016 stattfand, zeigte jedoch auf, dass die Forschungsaktivitäten im Bereich der Kabelalterung noch nicht so weit fortgeschritten sind wie erhofft. Des Weiteren wurde die Erweiterung der Datenbank um die Kabeldurchführungen besprochen. Die Studien mit verschiedenen Kabeltypen, die präzisere Aussagen zur Einsatzdauer der Kabel ergeben sollen, sind noch nicht in Arbeit. Es werden dafür teilweise Kabelmuster von bestehenden oder stillgelegten Kernkraftwerken verwendet, also Material, welches über einen längeren Zeitraum erhöhter Temperatur und Strahlung ausgesetzt war. Schwierig ist dabei die Ermittlung der Daten betreffend Einsatzzeit inklusive den herrschenden Umgebungsbedingungen (Strahlung, Temperatur, etc.), mit de-

nen die Voralterung bestimmt werden kann. Erst auf Basis dieser Angaben kann die eigentliche Forschungsarbeit zur maximalen Lebensdauer unter bestimmten Randbedingungen beginnen. In bestimmten Anlagen wurden bereits zusätzlich Temperatur-, Feuchtigkeits- und Strahlenmessungen installiert. Dies ermöglicht eine kontinuierliche Überwachung der Situation und genauere Werte zur Bestimmung des Alterungsfortschrittes. Im Rahmen des Projekts wird auch neues Kabelmaterial mit mechanischen und physikalisch-chemischen Verfahren untersucht, z.B. OIT (Oxidative Induction Time), OITP (Oxidative Induction Temperature) und FTIR (Fourier Transform Infrared Spectroscopy).

Die Kabeldatenbank enthält momentan 953 Datensätze. Im Berichtsjahr wurden keine weiteren Datensätze ergänzt. Es sind sowohl Angaben zu Hochspannungskabeln, Mess- und Steuerkabeln als auch Netzwerkkabeln enthalten. In der Datenbank zum Hintergrundwissen wurden diverse Berichte abgelegt (Studie betreffend Alterungscharakteristik und Diagnostik des Isoliermaterials, Lagerung von Referenzkabelstücken, Kabelreparatur, Qualifikationsanforderungen von Kabeln unter erschwerten Bedingungen, Zustandsüberwachungsmethoden, etc.).

Bedeutung des Projektes,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

In der Schweiz ist ein Alterungsüberwachungsprogramm für klassierte Kabel der höchsten sicherheitstechnischen Einstufung (elektrisch 1E klassiert) etabliert. Aus dem Projekt erwartet man sich die Identifizierung von Verbesserungsbedarf zur Verfeinerung der eingesetzten Modelle.

Ausblick

An der nächsten Sitzung im April 2017 soll der Abschlussbericht für die Projektphase CADAK 2 aktualisiert werden. Angesichts der geringen Fortschritte in den vergangenen Jahren muss überprüft werden, ob eine Weiterführung des Projekts sinnvoll ist.

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

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das ICDE-Projekt wird seit 1998 unter der Federführung der OECD Nuclear Energy Agency betrieben. Generelles Ziel dieses Projekts ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über so genannte Common-Cause-Failure-Ereignisse (CCF). Dies sind Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei Komponenten auf Grund einer gemeinsamen Ursache auftreten. Im Projekt werden Daten zu CCF-Ereignissen von verschiedenen Komponententypen in einer Datenbank gesammelt, ausgewertet und die Erkenntnisse in Projektberichten veröffentlicht. Neben der Schweiz beteiligen sich zurzeit zehn weitere Länder, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird.

Projektziele des Berichtsjahres
und deren Umsetzung

Im Jahr 2016 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- **Datenerfassung:** Im Berichtsjahr wurden weitere Ereignisse in die ICDE-Datenbank aufgenommen. Die Datenbank enthält (Stand Ende September 2016) 1790 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen. Insbesondere hat die Datenerfassung zum Komponententyp digitale Leittechnik im Betriebsjahr 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 die Kodierungsrichtlinie zu systemübergreifenden CCF und Wechselrichter fertiggestellt.
- **Komponentenberichte:** Zu jedem betrachteten Komponententyp wird im Rahmen des ICDE-Projektes ein so genannter Komponentenbericht erstellt. Auf Grund der vom ICDE gesammelten Daten werden darin zum Beispiel die häufigste identifizierte Fehlerart oder die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF dargelegt. Im Berichtsjahr wurde der aktualisierte Komponentenbericht zu Dieselgeneratoren weiter bearbeitet.
- **Berichte zu ICDE-Workshops:** Im Rahmen des ICDE-Treffens werden regelmässig Workshops zu

vorgegebenen Themen organisiert, wobei ausgewählte Ereignisse aus der ICDE-Datenbank analysiert werden. Ergebnisse der Workshops werden zum einen zur Verbesserung der Informationen in der ICDE-Datenbank verwendet und zum anderen in Berichten zusammengefasst. Berichte über die ICDE-Workshops zu den Themen Anlageänderungen, Verbesserung von Tests sowie Multi-Unit Events (Ereignisse, die mehrere Blöcke einer Kernanlage betreffen) sind in Vorbereitung.

Bedeutung des Projektes, 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. Die im Rahmen des ICDE-Projektes im Jahr 2016 gesammelten und ausgewerteten Erfahrungen bezüglich CCF-Ereignissen lieferten keinen Anlass, Massnahmen in den schweizerischen Kernkraftwerken zu ergreifen.

Ausblick

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Erste ICDE-Ereignisse zum Komponententyp *Wechselrichter* werden in die Datenbank eingetragen.
- Es wird am *Komponentenbericht* zu *Dieselgeneratoren* weiter gearbeitet.
- Die Berichte für die ICDE-Workshops zu den Themen *Anlageänderungen, Verbesserung von Tests* und *Multi-Unit Events* werden weiter entwickelt.

1.2.4 OECD 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 Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien und die USA.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Anfang 2016 begann die fünfte Phase des Projekts. Spezielle Ziele für diese Phase sind die Fertigstellung der von der vorherigen Phase ausstehenden Berichte zu «Combinations of Fires with other Events» und «Fire Regulations» sowie die Aufnahme neuer Aktivitäten zum Brandverhalten und zu Risikoeinflüssen.
Die Zusammenstellung der Anzahlen von Räumen und Komponenten in den KKW der teilnehmenden Länder ist nahezu abgeschlossen, was die Nutzung der neuen Datenbankfunktion zur Ermittlung von Brandhäufigkeiten ermöglicht.
Durch die deutsche Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) wurde zudem die Zuweisung der Brandereignisse zu den Verzweigungen generischer Ereignisbäume für Branderkennung und -bekämpfung abgeschlossen. Es zeigte sich, dass rund die Hälfte der Brände durch automatische Brandmeldeanlagen detektiert wurden, jedoch von diesen Bränden nur weniger als ein Zehntel auch unmittelbar durch automatische Löschanlagen unterdrückt wurde. Der Rest bedurfte menschlicher Eingriffe zur Löschung, die in der Mehrheit der Fälle innerhalb von weniger als 30 min erfolgreich waren. Wurde der Brand dagegen unmittelbar durch Personal erkannt, konnte in mehr als 60% der Fälle auch unmittelbar eine Löschung erfolgen, in drei Viertel der Fälle binnen 30 min.
Damit wurden die Projektziele für 2016 erreicht.

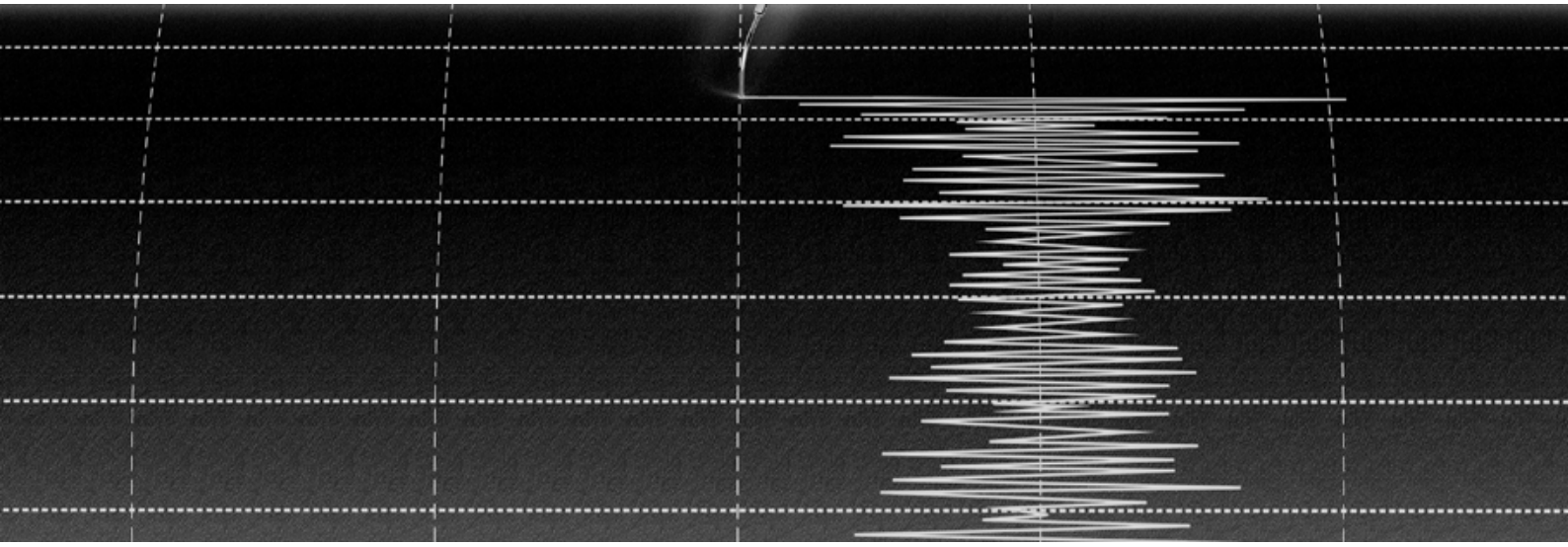
Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das NEA 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. Für die Weiterentwicklung der Brand-PSA 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 Daten des neu beigetretenen Mitglieds Belgien werden sukzessive erfasst.



1.3 Externe Ereignisse

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

1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Projektorganisation: VTT Technical Research Centre (Finnland)
Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland, Principia Ingenieros Consultores, Madrid, Spanien und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure») wird vom «VTT Technical Research Centre of Finland» organisiert. Forschungsgegenstand ist das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wobei der Schwerpunkt auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter liegt. Das Ziel dieses Projektes besteht darin, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Wie im letztjährigen Bericht vorausgesagt, hat das Projekt weitere Verzögerungen erfahren. Im Rahmen von IMPACT III wurden 2016 sieben Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt:

- ein Versuch zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung (Induced vibration and damping tests, V-Series),
- zwei Versuche zur Untersuchung der Auswirkungen von flüssigkeitsgefüllten Projektilen (Liquid effect tests, L-Series), und
- vier Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Combined bending and punching tests, X-Series).

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2016 bestanden die Projektziele aus Sicht des ENSI vorrangig im weiteren Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens infolge des Aufpralls verformbarer Projektile. Die Versuchskörper der X-Series sind in allen Fällen quadratische Betonplatten mit 2 m Seitenlänge und 0,25 m Plattendicke. Bei den im Berichtsjahr durchgeführten Tests X5 bis X8 standen das Tragwerksverhalten ohne Schubbewehrung, bei dem die Querkraftübertragung allein über den Beton in Kombination mit der Biegebewehrung erfolgt, und der Einfluss unterschiedlicher Schubbewehrungstypen im Vordergrund.

Im Rahmen der Planung weiterer Versuche aus den X-Series wurden für die Entwürfe der Tests X9 und X10, die im Jahr 2017 durchgeführt werden sollen, Finite-Elemente(FE)-Berechnungen erstellt. In diesen Versuchen soll bei gleich bleibender Schubbewehrung untersucht werden, wie sich eine Variation des Querschnitts der Biegebewehrung auf das kombinierte Biege-/Durchstanzverhalten auswirkt.

Im Berichtsjahr nahm das ENSI zusammen mit SPI an einem Workshop mit anschliessendem Treffen der so genannten Technical-Advisory-Group TAG teil (7. bis 9. Dezember in Finnland). Dabei wurden von ENSI und SPI neben Nachberechnungen zu den Versuchen X5 bis X8 mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten auch Vorausberechnungen für die geplanten Versuche X9 und X10 präsentiert, die beide hier kurz erläutert werden.

Zu dem im Berichtszeitraum ausgeführten Test X5 sind von Principia mit dem Programm Abaqus rechnerische Analysen anhand eines aus der Versuchsplatte und dem aufprallenden Projektil bestehenden gekoppelten FE-Modells durchgeführt worden. In Abbildung 7 ist die berechnete Verformungsfigur mit farblicher Kennzeichnung des Plastizierungsgrades einem Horizontalschnitt durch die nach dem Versuch zersägte Betonplatte gegenübergestellt. Daraus ist eine deutliche Stanzkegelbildung ohne vollständige Perforation der Platte im Trefferbereich zu erkennen. Die Resultate der durchgeführten Berechnungen bestätigen somit das Versuchsergebnis.

Für die numerischen Analysen zu den Tests X6 bis X8 wurden die in Abbildung 8 dargestellten FE-Modelle eingesetzt. In dem von SPI verwendeten SOFiSTiK-Modell ist die Versuchsplatte mittels ebener mehrschichtiger Schalenelemente abgebildet, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen simuliert wird. Die Einwirkung infolge des aufprallenden Projektils wird als Lastzeitfunktion vorgegeben. Von Principia und B&H sind FE-Modelle verwendet worden, die aus Volumenelementen für die Platte und Schalenelementen zur Diskretisierung des Projektils bestehen. In den dreidimensionalen Berechnungsmodellen werden die Biegebewehrung und die unterschiedlichen Schubbewehrungstypen explizit als Stabelemente erfasst. In den gekoppelten LS-DYNA- und Abaqus-Modellen ergibt sich die Einwirkung unmittelbar aus den Kontaktkräften zwischen Projektil und Platte.

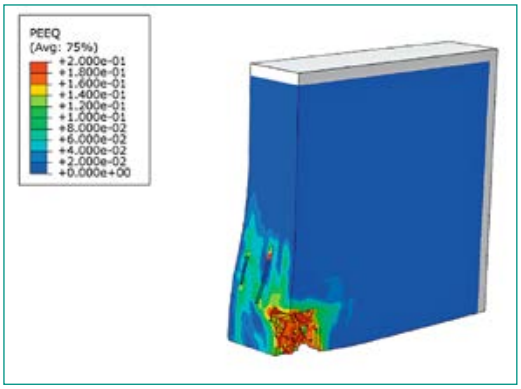


Abbildung 7:
IMPACT III Test X5, berechnete plastische Betonstauchungen im Vergleich zu einem Horizontalschnitt durch die Versuchsplatte mit Durchstanzkegel. Quellen: Principia, VTT

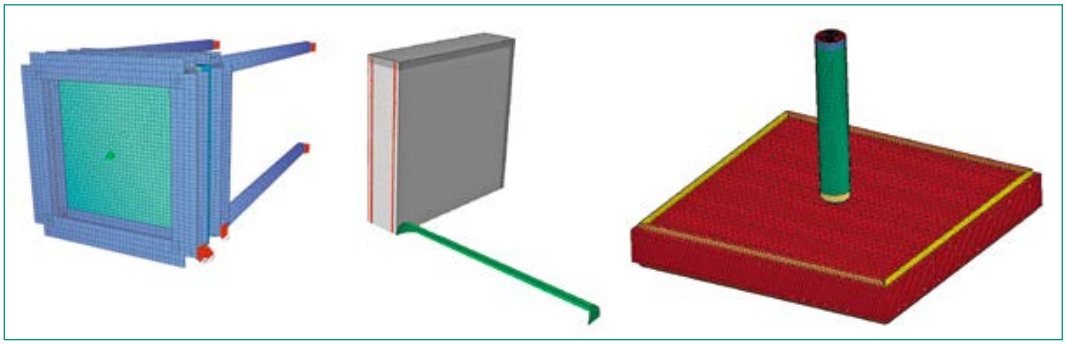


Abbildung 8:
IMPACT III Tests X6 bis X8, FE-Modelle SOFiSTiK, Abaqus und LS-DYNA (von links). Quellen: SPI, Principia, B&H

Die rechnerische Simulation der Versuchsresultate mit den drei verschiedenen FE-Modellen weist unterschiedliche Genauigkeitsgrade auf. Insbesondere die Dehnungen der Schubbewehrung weisen grosse Abweichungen der berechneten von den gemessenen Testwerten auf. Dies liegt einerseits an grossen Differenzen zwischen den Messwerten an grundsätzlich vergleichbaren Bewehrungspositionen. Andererseits ist es durch die Empfindlichkeit der Berechnungsergebnisse gegenüber kleinen Abweichungen von der Plattensymmetrie wie auch durch geringe Differenzen zwischen den Betonfestigkeiten der einzelnen Versuche bedingt. Hieraus folgt, dass die numerische Simulation des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens zwar verlässliche Aussagen über die integrale Grenztragfähigkeit erlaubt, die Dehnungen der Schubübertragungselemente im Stanzbereich jedoch kaum im Detail nachvollzogen werden können. Unter Berücksichtigung der Messungenauigkeiten weisen die Ergebnisse der Versuche X6 bis X8 nur geringe Unterschiede auf. Diese Feststellung lässt insgesamt darauf schliessen, dass die verwendeten Formen der Schubbewehrung keinen signifikanten Einfluss auf das Durchstanztragverhalten der Versuchsplatten ausgeübt haben.

Bei den Tests X9 und X10 ist gegenüber dem Test X8 eine um etwa den Faktor 1,5 geringere bzw. grössere Biegebewehrung vorgesehen. Die Vorausberechnungen ergeben, dass sich die bleibenden Verschiebungen von den Werten des Tests X8 um etwa den gleichen Faktor nach oben (X9) und unten (X10) unterscheiden. Bei den plastischen Dehnungen der Biegebewehrung beträgt dieser Faktor ungefähr 2,0. Die Höhe der rechnerischen Beanspruchungen in dem Test X9 mit der verringerten Bewehrung lässt ein Durchstanzen mit Perforation des Projektils nicht erwarten.

Bei dem genannten TAG-Treffen sind vom ENSI weiterhin zwei Vorschläge für einen möglichen letzten Versuch V3 zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung im Rahmen von IMPACT III vorgestellt worden. Beide in Abbildung 9 dargestellten Varianten zeigen ein relativ klares Schwingungsverhalten, das von der Grundfrequenz des Systems im nichtlinear verformten Zustand dominiert wird. Dieses Verhalten erlaubt die Quantifizierung des Einflusses der Nichtlinearitäten auf die Grösse der Schwingungsantworten. Die periodischen Schwingungen lassen zudem eine Abschätzung des Einflusses der Dämpfungen zu.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme an dem Projekt IMPACT III bietet dem ENSI den fortdauernden Zugang zum aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden in Bezug auf das Verhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie z. B. bei einem Flugzeuganprall vorkommen. Die vom ENSI durchgeführten rechnerischen Analysen haben zu guten Resultaten geführt und bestätigen damit, dass das ENSI dem Stand der Technik und Wissenschaft entsprechende Berechnungsmethoden anwendet. Das ENSI kann durch die Teilnahme am Projekt IMPACT III das vorhandene Know-how pflegen und weiter ausbauen.

Im Rahmen des Projekts erfolgt ein regelmässiger Austausch zu dieser Thematik mit den weltweit führenden Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Beurteilung der Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Im Jahr 2017 werden weitere Versuche zum kombinierten Biege-/Durchstanzverhalten, unter anderem die genannten Versuche X9 und X10, geplant und durchgeführt werden. Über die Realisierung des vom ENSI vorgeschlagenen möglichen letzten Versuchs V3 zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung

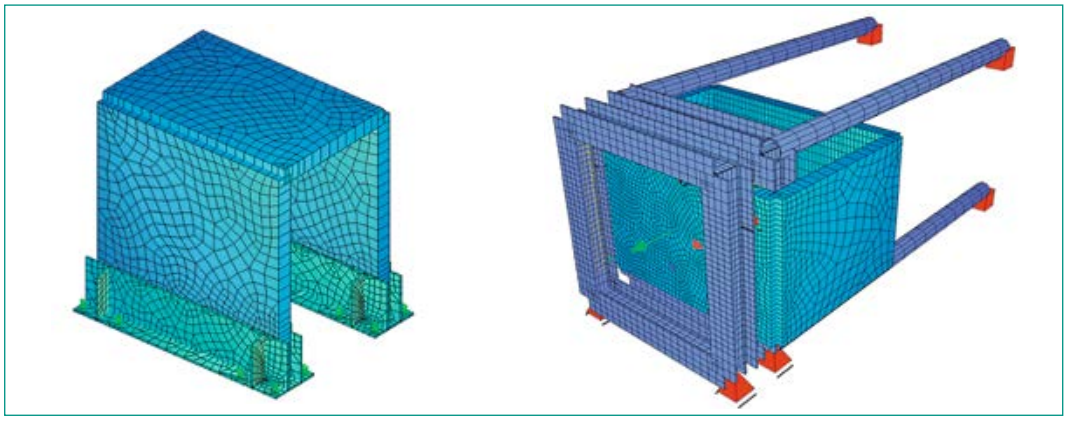


Abbildung 9:
IMPACT III, Vorschläge für einen weiteren Test V3. Quelle: SPI

wird ebenfalls 2017 entschieden. Es ist davon auszugehen, dass das Projekt IMPACT III erst im Jahr 2018 abgeschlossen werden kann. VTT plant die Fortsetzung des Projekts unter dem Namen IMPACT IV. Diverse Partner haben Interesse an einer weiteren Teilnahme gemeldet. Im Moment ist jedoch schwer zu beurteilen, ob es zu einer Fortsetzung kommt.

1.3.2 OECD IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten

Projektorganisation: OECD-NEA
Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland, und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
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 Nuclear Energy Agency der OECD (OECD-NEA) organisiert. In der Phase 3 des Projekts IRIS werden Erschütterungen eines Bauwerks untersucht, die bei stossartiger Belastung durch einen Flugkörper entstehen. Die Ziele sind:

- die Auswirkungen der lokalen Schädigung infolge des Aufpralls 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 die Vorgängerphasen IRIS_2010 und IRIS_2012 ist auch die dritte Phase als so genanntes Benchmark-Projekt angelegt, also bestehend aus Versuchen und vergleichenden Rechnungen von 30 Expertengruppen. Ein weiteres Projektziel ist, die Berechnungsmethoden – hier im Hinblick auf die Erschütterungsweiterleitung und die Bauwerkantwortspektren – weiterzuentwickeln und zu validieren.

Die Abwicklung des Projekts war ursprünglich für die Jahre 2014 und 2015 vorgesehen. In diesem Zeitraum konnte jedoch nur die Planung des Versuchsaufbaus und des Benchmark-Programms durchgeführt worden. Bei IRIS Phase 3 ist das ENSI im Organisationskomitee vertreten und hat im Jahr 2015 gemeinsam mit den Experten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI) an dem Entwurf des Versuchskörpers mitgewirkt (siehe Erfahrungs- und Forschungsbericht ENSI 2015). Im Berichtsjahr hat das ENSI zusammen mit SPI als Team 1 und den Experten Basler & Hofmann AG (B&H) als Team 2 an den Benchmark-Analysen der Phase A des Projekts teilgenommen und zudem die Tätigkeit des Organisationskomitees weiter aktiv unterstützt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Benchmark-Phase A begann am 10. März 2016. Von den Teilnehmern waren Rückmeldungen zu den Kalibrierungsanalysen am Test V1 des Projekts IMPACT III sowie zu der Projektbeschreibung IRIS Phase 3 erbeten worden. Die Projektziele des Berichtsjahrs bestanden seitens des Organisationskomitees zum einen darin, diese zu prüfen und die daraus hervorgegangenen Fragen zu beantworten. Weiterhin war die Herstellung des IRIS-Versuchskörpers und der Messinstrumentierung im VTT

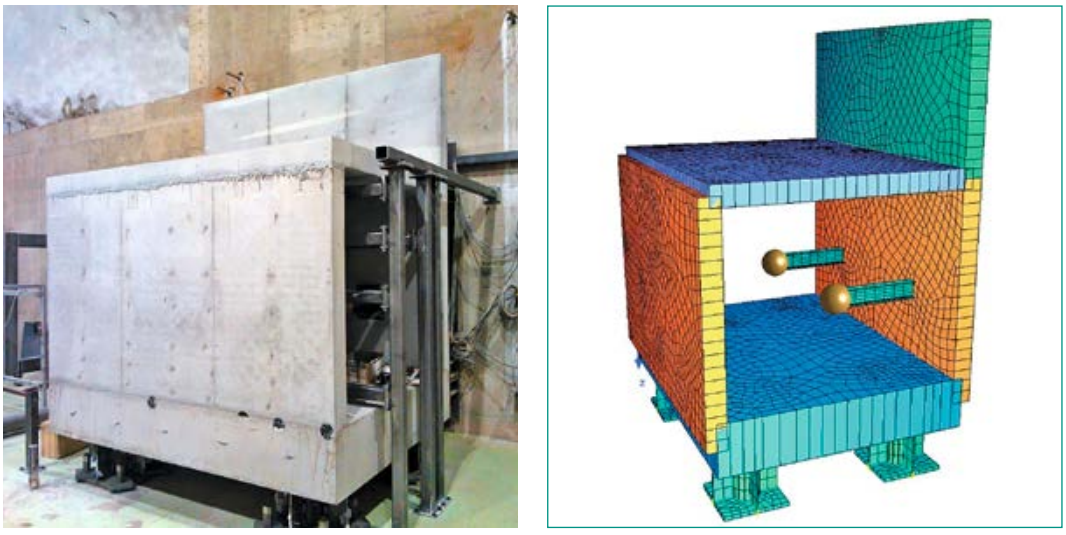


Abbildung 10: *IRIS Phase 3, Versuchskörper (links) und SOFiSTiK-FE-Modell (rechts). Quellen: VTT, SPI*

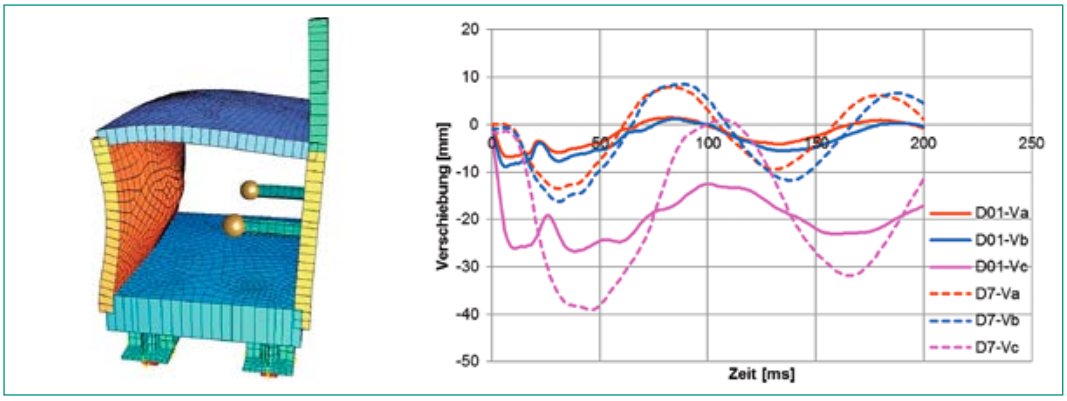


Abbildung 11:
Verformte Struktur zum Ende der Impact-Phase (links) und Zeitverläufe der Horizontalverschiebungen (rechts) im Auftreffpunkt (D01) und an der Rückwand oben (D7). Quelle: SPI

Technical Research Centre of Finland und die im Oktober 2016 erfolgte Durchführung des Versuchsprogramms zu begleiten.

Von den Teilnehmern waren im nächsten Schritt der Phase A blinde Vorausberechnungen zu den drei Impact-Tests an dem IRIS-Versuchskörper durchzuführen und die Ergebnisse aller Berechnungen an die OECD-NEA zu übermitteln.

Der zu den Seiten hin offene kastenförmige IRIS-Versuchskörper besteht aus Vorder- und Rückwand sowie Boden- und Deckenplatte (Abbildung 10 links). Die Rückwand ist nach Art einer Attika nach oben hin verlängert. Die äusseren Abmessungen betragen 2,5 m in der Breite, 2,0 m (vorn) bzw. 3,0 m (hinten) in der Höhe und 2,1 m in der Tiefe. Bis auf die 40 cm dicke Bodenplatte sind alle Bauteile 15 cm dick. An der Rückwand sind zwei zum Innenraum hin gerichtete, mit unterschiedlichen Befestigungssystemen an Ankerplatten angeschlossene Konstruktionselemente zur Simulation von anlagentechnischen Komponenten angebracht. Die Lagerung des Versuchskörpers erfolgt auf vier Füssen aus Rohrprofilen mit angeschweissten Ankerplatten, die einerseits in der Bodenplatte einbetoniert und andererseits mittels 4,5 m langer Ankerstäbe im Hallenboden verankert sind.

Der Auftreffpunkt der 50 kg schweren Projektile mit 2 mm Rohrwandstärke liegt in der Mitte der Vorderwand. Die Auftreffgeschwindigkeiten betragen in den ersten beiden Tests jeweils $v_a = v_b = 90$ m/s und im dritten Test $v_c = 170$ m/s.

SPI hat für die dynamischen Analysen mit dem Programm SOFiSTiK das in Abbildung 10 rechts abgebildete Finite-Elemente(FE)-Modell verwendet, wobei die Stahlbetonstruktur und die Auflagerkonstruktionen mit Schalenelementen abgebildet wurden. Das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen wird mit den mehrschichtigen Schalenelementen unter Berücksichtigung des nichtlinearen Verhaltens der Baustoffe und ihres Zusammenwirkens simuliert. Die Einwirkung infolge des aufprallenden Projektils wird als Lastzeitfunktion vorgegeben, die mit einem FE-Modell des Projektils mit dem Programm Abaqus ermittelt worden ist.

In Abbildung 11 rechts sind die berechneten Verschiebungen in den drei aufeinander folgenden Tests a, b und c für zwei Positionen (Auftreffpunkt D01 und Rückwand oben D7) über der Zeit aufgetragen. Während sich die Struktur in den Tests a und b weitgehend linear verhält, stellt sich im Test c aufgrund nichtlinearen Verhaltens eine bleibende Horizontalverschiebung ein. In Abbildung 11 links ist beispielhaft ein verformter Zustand des Versuchskörpers dargestellt. Demnach treten in der vergleichsweise steifen Bodenplatte nahezu keine Verformungen auf.

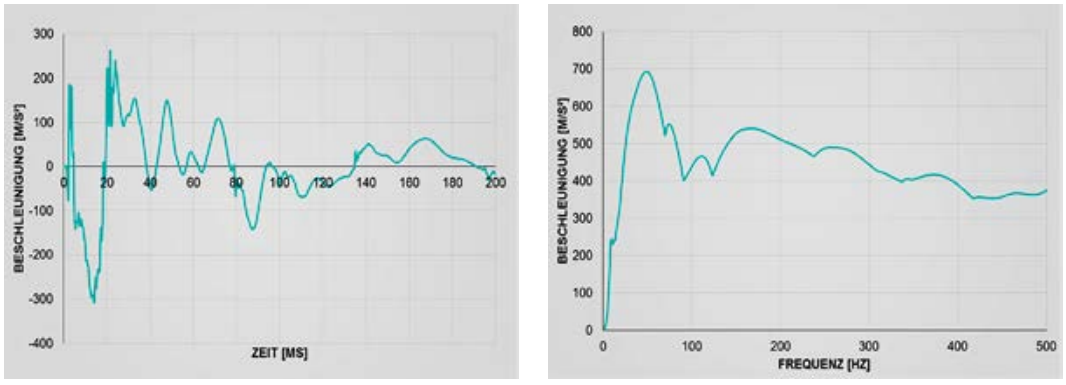


Abbildung 12:
Horizontalbeschleunigungen an der Rückwand oben im Test c, Zeitverlauf (links) und Antwortspektrum für 5 % Dämpfung (rechts). Quelle: SPI

Zur Veranschaulichung der induzierten Erschütterungen sind in Abbildung 12 die rechnerischen Horizontalbeschleunigungen am oberen Ende der Rückwand für den dritten Test mit v_c = 170 m/s angegeben. Im Bild links ist der Zeitverlauf und rechts das daraus abgeleitete Antwortspektrum für 5 % Dämpfung dargestellt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Abbildung 13: *Bewehrungsnetz und Spannglieder einer Versuchsplatte in der Schalung. Quelle: SSE/OBL*

Abbildung 14: *Platte im Versuchsstand mit verstärktem Befestigungsrahmen. Quelle: SSE/OBL*

Ausblick

Nach Abschluss der blinden Vorausberechnungen im Jahr 2016 sieht der Zeitplan zunächst einen Workshop zur Phase A im Frühjahr 2017 vor. Danach sollen die Benchmark-Teilnehmer mit Kenntnis der Versuchsergebnisse kalibrierte Nachrechnungen der Tests durchführen. Diese Phase B soll zum Jahresende mit einem weiteren Workshop abgeschlossen werden. Die Veröffentlichung des Schlussberichts ist im Jahr 2018 geplant.

1.3.3 Versuche an vorgespannten Stahlbetonplatten unter Explosionslasten

Projektorganisation: ASME, New York
Auftragnehmer: Stangenberg und Partner, Ingenieur GmbH, Bochum (D)
ENSI-Projektbegleiter: Markus Wanner

Einleitung

Die American Society of Mechanical Engineers (ASME) hat im Jahr 2014 ein Projekt auf den Weg gebracht, in dem das Verhalten von vorgespannten Stahlbetonplatten bei stossartigen Belastungen auf der Basis von Explosionsversuchen erforscht werden sollte. Sechs internationale Organisationen und Firmen sowie das ENSI beteiligen sich an den Kosten für die Durchführung dieser Versuche, welche im Berichtsjahr im amerikanischen Bundesstaat Oregon durchgeführt wurden. Die Projektleitung für die Testversuche liegt bei der ASME, New York, die technische Planung und Durchführung der Versuche erfolgten durch das Ingenieurunternehmen Stone Security Engineering (SSE), Arlington (VA) und das Testunternehmen Oregon Ballistic Laboratories (OBL), Salem (OR).

Zielsetzung der Versuche war insbesondere, die Duktilität von vorgespannten Stahlbetonplatten mit für kerntechnische Anlagen repräsentativen Abmessungen und Konstruktionsmerkmalen festzustellen. Dazu wurden acht Versuche an 270 mm starken Betonplatten mit den Abmessungen 4,88 m x 4,88 m durchgeführt, bei denen der Vorspanngrad, der Bewehrungsgehalt und die Auflagerverdrehung als Messgrösse für Auswirkung der Explosionslast jeweils in zwei Stufen variiert wurden (Abbildung 13). Hiermit sollte eine Grundlage für die Definition von Bemessungsvorgaben für entsprechende vorgespannte Betontragwerke (z. B. Containments) unter hohen, aussergewöhnlichen stossartigen Lasten (wie z.B. Anprall, Explosion) in Regelwerken, Normen und Richtlinien geschaffen werden.

Abbildung 15:
Test 5, Betonabplatzungen an der Vorderseite (links) und Rissbild (nachgezogen) der Rückseite (rechts). Quelle: SSE/OBL

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI und die Experten Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH haben im Berichtsjahr bei der Planung der Versuche, insbesondere hinsichtlich der Festlegung der Sprengstoffladungen, mitgewirkt. Zudem haben sie die Versuchsergebnisse ausgewertet und kommentiert.

Das übergeordnete Projektziel des Berichtsjahres bestand in der Durchführung und Dokumentation der Versuche an den acht Versuchsplatten. Die Versuchsplatten werden mit einem Stahlrahmen vertikal an einer massiven, stark bewehrten, kastenförmigen Rückhaltestruktur befestigt und die Sprengladungen in einem Abstand von ca. 13,7 m davor in einer Höhe von ca. 1,7 m platziert. Bei den ersten beiden Tests im Januar 2016 kam es zu Schäden an dem Stahlrahmen insbesondere aufgrund eines Versagens der Rahmenecken. Daher wurde die Versuchsdurchführung zunächst unterbrochen und erst nach Planung und Herstellung eines deutlich tragfähigeren neuen Stahlrahmens im Herbst 2016 fortgeführt (Abbildung 14). In der Zwischenzeit sind ergänzende Kalibrierungstests zur Beurteilung der Impulsverteilung durchgeführt worden, deren Ergebnisse als Grundlage zur Bestimmung der für die anvisierten Plattenbelastungen erforderlichen Sprengstoffmengen verwendet werden können.

Die Versuchsergebnisse zeigen, dass es schwierig war, die für die angestrebten Auflagerverdrehungen zutreffenden Sprengstoffmengen richtig festzulegen. Daher wurde dieses Ziel nur in wenigen Fällen näherungsweise erreicht. Zum Verhalten der Versuchsplatten ist festzustellen, dass bereits ab einer erreichten Auflagerverdrehung von mindestens 0,5° die Versagensart in einem Biegeschubbruch mit einem schlagartigen Versagen der Betondruckzone besteht (Abbildung 15). Die Duktilität des Tragwerks ist demnach auch bei dem geringeren der beiden untersuchten Vorspanngrade bereits deutlich eingeschränkt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt kann als Grundlage dienen, um in Richtlinien und Normen Bemessungsregeln für vorgespannte Betonkonstruktionen unter aussergewöhnlichen, stossartigen Lasten zu erstellen. Es unterstützt und ergänzt die Forschungsprojekte IMPACT und IRIS thematisch gut und liefert damit einen weiteren Beitrag zum Schutz der Kernanlagen vor aussergewöhnlichen Lasten wie Flugzeugabsturz oder Explosionen. Aufgrund der Neuartigkeit des Projekts repräsentieren die Erkenntnisse aus den Versuchen zum Verformungsverhalten der vorgespannten Stahlbetonplatten den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Sie können direkt in der Aufsichtstätigkeit durch das ENSI und seine Experten verwendet und zur Validierung der eigenen Berechnungsmethoden genutzt werden. Zudem bietet das Projekt die Möglichkeit, das internationale Beziehungsnetz zu verstärken und insbesondere amerikanische und kanadische Normen besser kennenzulernen.

Ausblick

Die im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2015 in Aussicht gestellten Benchmark-Analysen sollen, insbesondere aufgrund fehlender Ressourcen, nicht mehr durchgeführt werden. Der im Entwurf vorliegende Schlussbericht des Projekts wird 2017 fertiggestellt werden. Mit dem Ziel, insbesondere die Berechnungsmethoden im Hinblick auf das Verformungsvermögen von vorgespannten Betonplatten

bei stossartigen Belastungen weiterzuentwickeln und zu validieren, soll die Versuchsauswertung zusammen mit SPI unter Ergänzung von rechnerischen Simulationen der Versuche vervollständigt werden.

1.3.4 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

Auftragnehmer: Schweizerischer Erdbebendienst, ETH Zürich
ENSI-Projektbegleiter: Thomas van Stiphout
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Der Schweizerische Erdbebendienst (SED) ist die Fachstelle des Bundes für Erdbeben. Er ist für die Erdbebenüberwachung und die Erstellung der seismischen Gefährdungsanalyse der Schweiz zuständig. Zudem ist der SED aktiv in Forschung und Lehre tätig. Die Forscher des SED beschäftigen sich mit aufsichtsgerichteten erdbebenspezifischen Forschungsthemen und der dazu gehörenden Datenaufarbeitung. Übergeordnetes Ziel der Forschungstätigkeit ist der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen sowie das Verfolgen neuer Erkenntnisse in der nationalen und internationalen Erdbebenforschung. Die Forschungsgruppe steht 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) zur Verfügung. Die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen am SED berücksichtigt Fragestellungen rund um die Erdbebengefährdung von bestehenden Kernkraftwerken sowie im Zusammenhang mit dem Sachplanverfahren und damit der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untergrundanlagen für geologische Tiefenlager. Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungsanalyse. Dabei geht es um folgende Themen:

1. Eine umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd und Erdbebenskalierung;
2. Das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nichtlinearen Medien sowohl an der Erdoberfläche wie auch in Tiefen unter der Erdoberfläche, welche für geologische Tiefenlager relevant sind (300 – 900 m);
3. Geologische Tiefenlagerung: Synthese von bisherigen Erkenntnissen und deren Umsetzung zur Präzisierung von Anforderungen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Modellierung der Bodenbewegung an einem Standort aufgrund eines Erdbebens erfolgt in zwei Schritten. Im ersten Schritt wird die Abminderung der seismischen Energie mit der Distanz zum Erdbebenherd mittels sogenannter Ground Motion Prediction Equations (GMPE) beschrieben. Im zweiten Schritt wird anhand von empirischen oder numerischen Modellen die Verstärkung der Bodenbewegungen durch lokale Standorteigenschaften des Untergrundes bestimmt. Beide Elemente sind wichtig für die aktuellen probabilistischen Verfah-

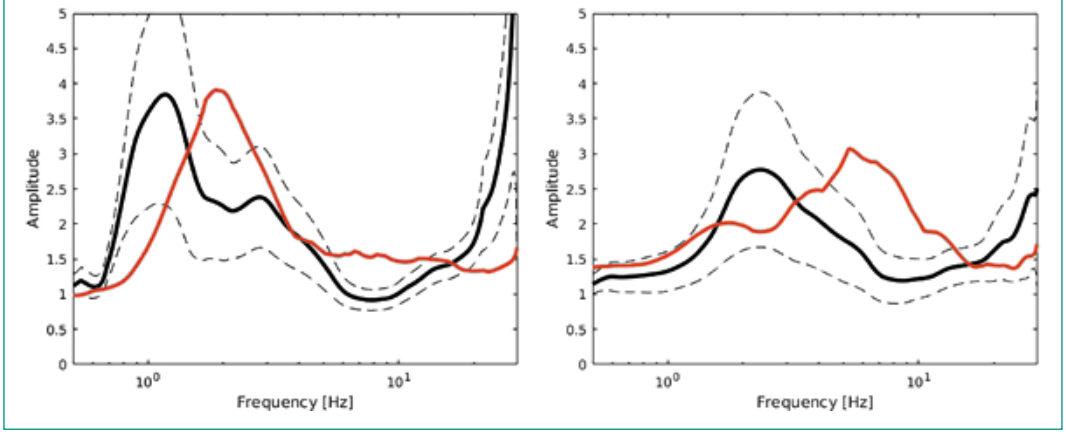


Abbildung 16:
Quantifizierung von nichtlinearen Effekten anhand von zwei Standorten im japanischen seismischen Netzwerk (KiKNet AKTH19 (links) und FKIH02 (rechts). Die rote und die schwarze Linie zeigen das spektrale Verhältnis zwischen seismischen Stationen an der Oberfläche und im Bohrloch für schwache (rote Linie) und starke (schwarze Linie) Bodenbewegungen. Die gestrichelte schwarze Linie gibt die Standortabweichung an.

ren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung (Probabilistic Seismic Hazard Assessement – PSHA). Daher verfolgt die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen am SED für das ENSI die neuesten Entwicklungen auf diesem Gebiet, wobei Modelle analysiert, validiert und teilweise weiterentwickelt werden. Die bisherigen Ergebnisse der Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen zeigen, dass die Modellierung der Standorteffekte (Charakterisierung der Bodenbewegungen als Funktion des geologischen Untergrundes) und insbesondere die Berücksichtigung der Dämpfungseigenschaften stark von den bei der Modellierung verwendeten Methoden abhängig sind. Es existieren mehrere Methoden zur Bestimmung des sogenannten Kappa-Wertes (κ), der die Dämpfung beschreibt. Die epistemischen Unsicherheiten dieses Wertes sind heute sehr gross, das heisst die kausalen Zusammenhänge und Hintergründe dieses empirisch ermittelten Wertes sind nur unvollständig bekannt. Zur Verbesserung des Verständnisses der physikalischen Bedeutung von κ wurden Seismogramme von Oberflächen- und Bohrloch-Stationen in der Schweiz analysiert. Die Resultate lassen erkennen, dass κ neben der Materialdämpfung auch von Streueffekten durch den lokalen Untergrund abhängt. Es konnte gezeigt werden, dass im Gegensatz zu Standorten mit Felsuntergrund bei jenen mit verwittertem Fels oder Schichten mit geringen seismischen Wellengeschwindigkeiten der Effekt der Streuung einen deutlichen Einfluss auf κ hat und zu einer Überschätzung der Dämpfungseigenschaften führen kann. Diese Beobachtungen konnten durch numerische Simulationen bestätigt werden. Im Rahmen dieses Teilprojekts wird aktuell die Korrelation von geologischen und geophysikalischen Standorteigenschaften mit Messwerten hinsichtlich Verstärkung der seismischen Wellen, nichtlinearem Verhalten und Bodenbewegungen im Untergrund vertieft untersucht. Dazu werden Daten aus japanischen und schweizerischen seismischen Netzwerken genutzt. Die Modifikation von standortspezifischen Spektren der Bodenbewegung im Fall extrem starker Bodenbewegung, wie zum Beispiel in Abbildung 16 gezeigt, dient als Grundlage für die Modellentwicklung bzgl. nichtlinearem Verhalten und Bodenbewegungen. Die aktive Forschung auf diesem Gebiet trägt kontinuierlich zum Verständnis bezüglich der Reduktion der Unsicherheiten und der Sensitivitäten der Modelle bei, wobei die Ergebnisse Anwendung in der Praxis finden.

Ein weiteres Ziel ist, das Wissen über physikalische Grenzen der Bodenbewegungen von Sedimenten und Fels zu verbessern und somit langfristig die Unsicherheiten in den Gefährdungs-Analysen besser zu verstehen. Zu diesem Zweck fokussiert das zweite Teilprojekt auf die Modellierung von komplexen und nichtlinearen Wellenausbreitungsphänomenen. In diesem Jahr wurden die Simulationen von Seismogrammen mit einem breiten Frequenzspektrum unter Anwendung von Hochleistungsrechnern weiterentwickelt (sogenannte Hybridmodellierungen). Im Fokus der Arbeiten stand die Berücksichtigung von grossräumigen Strukturen (z.B. Sedimentbecken) in einem komplexen dreidimensionalen Geschwindigkeitsmodell (3D). Die Modellierung der Bruchvorgänge auf den Bruchflächen mittels beobachteter Seismogramme erlaubt eine Abschätzung der Qualität eines verwendeten 3D-Geschwindigkeitsmodells. So können zum Beispiel unrealistische Bruchmodelle auf Fehler im 3D-Geschwindikeitsmodell hinweisen.

Des Weiteren wurden zur Verbesserung des Verständnisses von Bodenbewegungen in der Nähe des Erdbebenherds sogenannte Mach-Erdbebenwellen untersucht, welche in Verbindung mit sehr grossen Verschiebungen auf den Bruchflächen («super shear fault rupture») auftreten können. Dieses Phänomen ist unter anderen ein relevanter Faktor für das Auftreten von sehr grossen Bodenbewegungen bei Erdbeben. Die Ergebnisse zeigen, dass Mach-Erdbebenwellen durch Heterogenitäten im Bereich des Bruches und im Felsmaterial der Erdkruste abgemindert werden. Die aus diesem Teilprojekt resultierenden Erkenntnisse dienen der Verbesserung von simulationsbasierten Vorhersagen. Das verbesserte Prozessverständnis soll in Zukunft auch ermöglichen, die deterministische Bestimmung von Bodenbewegungen durch bisher in der Schweiz nicht beobachtete starke Erdbeben mit langen Wiederkehrperioden zu verfeinern.

Mit dem Teilprojekt zu «Induzierter Seismizität und Anwendung für Geologische Tiefenlager» nimmt die Erdbebenforschung am SED konkrete Fragestellungen im Zusammenhang mit der Entsorgung auf. Nach der letztjährigen Anpassung der entwickelten geomechanischen Modelle zu geologischen Tiefenlagern wurden diese im Berichtsjahr angewendet. Im Zentrum standen Anwendungen hinsichtlich durch den Bau induzierter Seismizität. Die ersten Modellierungen bestätigen bisherige Resultate, dass existierende Störungszonen aufgrund von Spannungsänderungen durch den Bau von Einlagerungsstollen nicht reaktiviert werden. In einer weiteren Anwendung wurde der Effekt der durch die zerfallsbedingte Wärme verursachten

Spannungsänderungen auf bereits existierende Störungszonen untersucht. Erste Ergebnisse deuten darauf hin, dass kleine bereits existierende Störungszonen im nahen Umfeld vom Einlagerungsbereich durch die Erhöhung von Porenwasserdrücken reaktiviert werden können. Eine Anwendung des vorliegenden Modells im Rahmen des Fault-Slip Experiments im Felslabor Mont Terri soll helfen, das Prozessverständnis zu verbessern (siehe auch Kapitel 1.7.3). Das ENSI nutzt die Ergebnisse dieses und anderer Teilprojekte, um die Gefährdungsbilder für geologische Tiefenlager zu definieren. Anschliessend sind die Anforderungen für die Bestimmung der seismischen Gefährdungsgrundlage zu präzisieren und Anforderungen für das Monitoring eines geologischen Tiefenlagers festzulegen. Entsprechende Messdaten an konkreten Standorten werden Rückschlüsse auf die ablaufenden Prozesse zulassen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Erfahrungen der vergangenen Jahre haben bestätigt, dass die Erdbebengefährdung im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit ein wichtiges Thema darstellt. Mit den durch die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen durchgeführten Arbeiten wird angestrebt, das im Rahmen des PRP (PEGAGOS Refinement Project) gesammelte Fachwissen zu erhalten und weiter zu entwickeln. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten werden es erlauben, Standorteinflüsse in zukünftigen Projekten besser zu beschreiben.

Die Forschungsbereiche zu alternativen Ansätzen in der Erdbebengefährdungs-Berechnung, welche Geologie- und Physik-basierte Simulationen erforschen, liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager. Die Zusammenarbeit mit der SED erlaubt dem ENSI, frühzeitig Handlungsbedarf im Rahmen der Erdbebengefährdung zu erkennen sowie bei Bedarf kurzfristig auf die Expertise beim SED zurückgreifen zu können.

Ausblick

Der im Sommer 2014 verlängerte Vertrag über die Forschungszusammenarbeit mit dem SED läuft noch bis 2018. In den nächsten Schritten werden hinsichtlich der Untersuchung von sehr grossen Bodenbewegungen die nichtlinearen Wellenausbreitungsphänomene weiter vertieft untersucht. Im Rahmen der Weiterentwicklung der Hybridmodellierungen werden Schweiz-spezifische Standorteigenschaften berücksichtigt. Im dritten Teilprojekt werden für die entwickelten Modelle schrittweise realistischere geologische und physikalische Daten verwendet, um das Verständnis bezüglich seismischer Gefährdungsbilder im Hinblick auf die Anforderungen für geologische Tiefenlager zu verbessern. Mit der Weiterführung der Forschungsaktivitäten in diesem Bereich legt das ENSI eine langfristige Grundlage zur Verbesserung der Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager hinsichtlich der Naturgefahr Erdbeben.

1.3.5 OECD CASH Phase 1B – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland
und Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich, Schweiz
ENSI-Projektbegleiter: Tadeusz Szczesiak
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das internationale Benchmark Projekt CASH (Benchmark on the Beyond Design Seismic **CA**pacity of Rein-forced Concrete **SH**ear Walls) wird von der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) unter Beteiligung von EDF (Electricité de France) und NECS (Numerical Engineering & Consulting Services) als Organisator durchgeführt. Es beschäftigt sich mit Erdbebeneinwirkungen auf Kernkraftwerke (KKW), welche über die der Bemessung zugrunde liegende Beanspruchung hinausgehen. Ziel ist, die Verlässlichkeit von Berechnungsverfahren und Methoden im Hinblick auf das Tragvermögen von KKW-typischen Stahlbetonschubwänden bei solchen Erdbeben zu bewerten.

Im Rahmen des ersten CASH-Workshops im Dezember 2015 haben die CASH-Organisatoren und die teilnehmenden Teams beschlossen, die erste Phase (2015) um eine zusätzliche Zwischenphase (Phase 1B, 2016) zu erweitern. In der Phase 1B wurden von den 14 teilnehmenden internationalen Teams Finite-Elemente(FE)-Berechnungsmodelle verwendet, die eine Versuchseinrichtung am European Laboratory for Structural Assessment (ELSA) in Ispra (Italien) abbilden. An ihr waren in den Jahren 1997 bis 1998 im Rahmen des Programms SAFE (Structures Armées Faiblement Elancées) Versuche an Stahlbetonschubwänden durchgeführt worden. Anhand von Pushover-Berechnungen, statisch-zyklischen Berechnungen und Nachrechnungen von zwei im Rahmen des SAFE-Programms durchge-

führten pseudo-dynamischen Versuchen erfolgte eine Kalibrierung der verwendeten nichtlinearen Modelle. Dabei sind insbesondere die den verschiedenen Berechnungsprogrammen zugrunde liegenden Materialgesetze und deren Abbildung des Strukturverhaltens bei dynamischen Beanspruchungen von Bedeutung.

Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den beiden Expertenteams von Basler & Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI) an dem Benchmark Projekt CASH. Die Erkenntnisse aus der Phase 1B sind noch nicht von allen teilnehmenden Teams verfügbar.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Ziele des Benchmarks CASH bestehen darin, das Verhalten von Stahlbetonschubwänden bei auslegungsüberschreitenden Erdbebenbeanspruchungen unter Verwendung von Berechnungsprogrammen zu untersuchen und durch Kalibrierung von Berechnungsparametern das Verhalten vergleichbarer Schubwände realistischer abzubilden. Hierfür werden zum Vergleich mit den Berechnungsergebnissen Messdaten aus pseudo-dynamischen Versuchen an Stahlbetonschubwänden herangezogen. Durch die Validierung der verwendeten Berechnungsmodelle in zwei marktüblichen FE-Programmen (B&H mit *LS-DYNA,* SPI mit *SOFiSTiK)* anhand von Versuchsdaten soll die Aussagegenauigkeit der Modelle verbessert werden, damit mögliche Tragreserven solcher Wände zuverlässiger abgeschätzt werden können.

In der Phase 1B im aktuellen Berichtsjahr wurden mit der beschriebenen Zielsetzung statische und dynamische Berechnungen nach Vorgabe der Projektorganisatoren in Bezug auf Modellierung, Berechnungsannahmen und Lastvorgaben durchgeführt. Auf Basis der umfangreichen Untersuchungen in der Phase 1 des CASH-Benchmarks konnten die zwei Teams B&H und SPI qualitativ stärker belastbare Ergebnisse der Berechnungen erzielen. Damit können die Fachexperten des ENSI das mechanische Verhalten der Schubwände auf Basis der FE-Analysen widerspruchsfrei bewerten. Die Teams haben die Ergebnisse im August 2016 bei den CASH-Organisatoren eingereicht. Die Diskussion der Resultate im Vergleich mit den weiteren teilnehmenden Teams ist noch offen.

Die im Jahre 2016 durchgeführten Arbeiten der Phase 1B gliedern sich in drei Teilaufgaben:

- Task 1: Statische Pushover-Kurven;
- Task 2: Quasi-statische Berechnungen für zyklische Verschiebungen am Wandkopf;
- Task 3: Dynamische Zeitverlaufsberechnungen mit realistischen Erdbeben-Bodenbeschleunigungen.

Für die nichtlinearen FE-Berechnungen wurden unterschiedliche Modelle gewählt. Das SOFiSTiK-Modell besteht aus mehrschichtigen Schalenelementen, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen abgebildet wird. Gegenüber der Phase 1 wurde das SOFiSTiK-Modell hinsichtlich der Abbildung der an die eigentliche Schubwand angrenzenden Querwände modifiziert. Das LS-DYNA-Modell setzt sich aus Volumenelementen für den Beton und Stabelementen für die Bewehrung zusammen.

Task 1

Als erste Teilaufgabe in der Phase 1B waren Pushover-Berechnungen durchzuführen. Im Fall dieser statischen nichtlinearen Berechnungen, bei denen die Last, oder wie hier die eingeprägte Verformung, kontinuierlich gesteigert wird, erfolgt die Ergebnis-

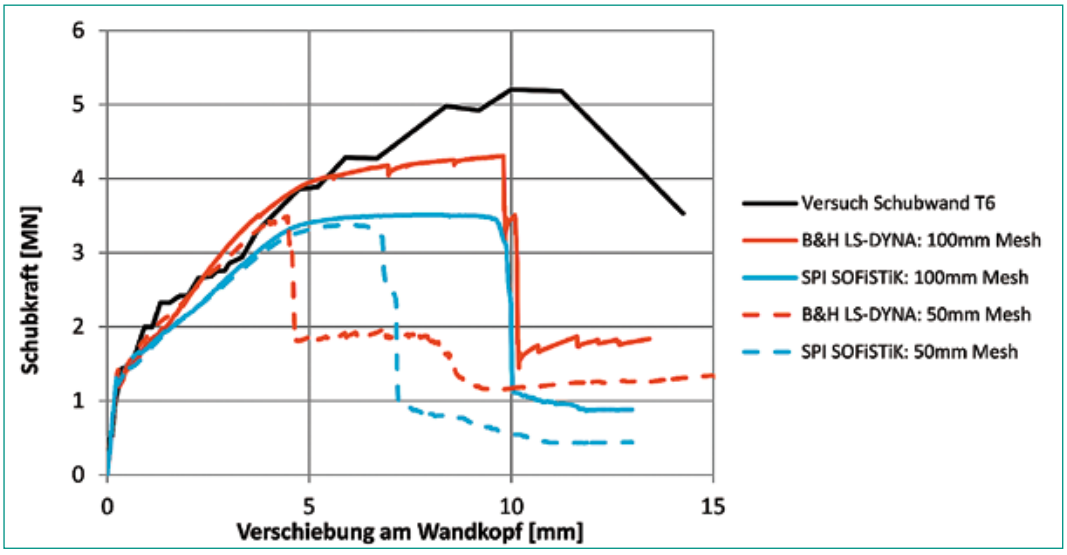


Abbildung 17:
Berechnungsergebnisse der Pushover-Berechnung für Wand T6, SPI (blau) und B&H (rot). 100-mm-FE-Netz: durchgezogene Linien, 50-mm-FE-Netz: gestrichelte Linien. Quelle: B&H & SPI

Abbildung 18:
Berechnungsergebnisse für Wand T6 bei zyklischer statischer Belastung (links) und bei (pseudo-)dynamischer Belastung (rechts), Quelle: B&H & SPI

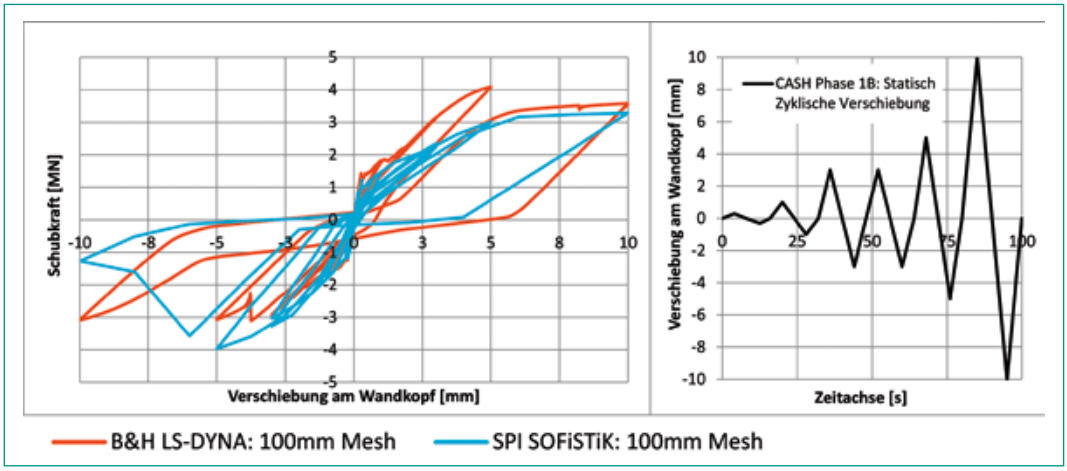
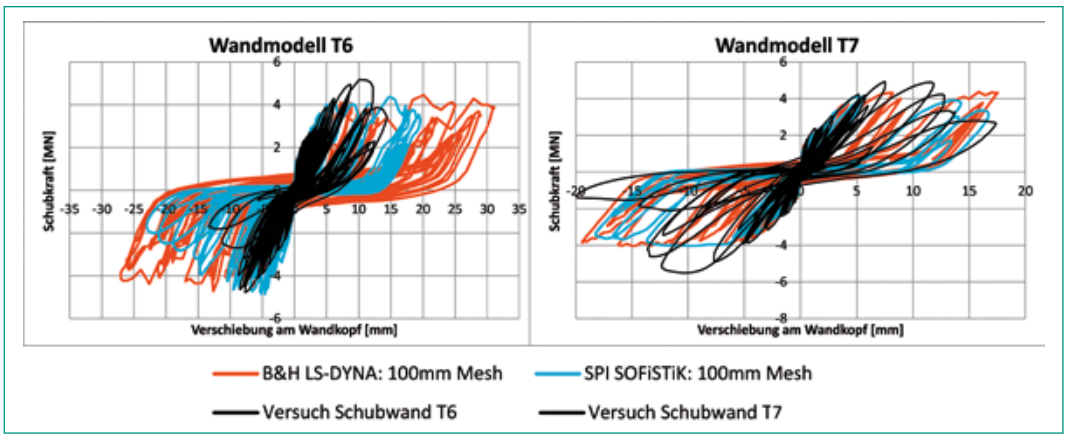


Abbildung 19:
Berechnungsergebnisse für Wand T6 (links) und für Wand T7 (rechts) bei (pseudo-)dynamischer Belastung, Quelle: B&H & SPI



darstellung in einem Last-Verformungsdiagramm. Zum Studium des Einflusses der Netzteilung auf die Berechnungsergebnisse wurden Berechnungen mit zwei FE-Modellen mit Elementgrössen von 100 mm (84 FE-Elemente) und 50 mm (336 FE-Elemente) durchgeführt. Die Wahl des 100-mm-FE-Netzes führt für die in der Phase 1B durchgeführten Berechnungen zu den am besten mit den Versuchen übereinstimmenden Ergebnissen (Abbildung 17).

Task 2

Diese Teilaufgabe bestand darin, statisch-zyklische Berechnungen mit dem Berechnungsmodell für die Versuchswand T6 des Programms SAFE durchzuführen. Im Gegensatz zur Phase 1 sind die aufzubringenden Verschiebungszeitverläufe in der Phase 1B künstlich generiert und stimmen nicht mit den Versuchen überein. Die mit den beiden verwendeten Rechenprogrammen erzielten Ergebnisse weichen nicht grundsätzlich voneinander ab (Abbildung 18).

Task 3

Als dritte Teilaufgabe waren für die zwei Versuchswände T6 und T7 aus dem SAFE-Programm Nachrechnungen der pseudo-dynamischen Tests mittels dynamischer Analysen durchzuführen. Die SAFE-Tests wurden so konzipiert, dass einer Versuchswand verschiedene Eigenfrequenzen durch unterschiedliche virtuelle horizontale Massen zugeordnet werden konnten. Die Wand T6 hat mit ca. 10 Hz eine höhere Eigenfrequenz als die Wand T7 mit ca. 4 Hz. Konkret war in Task 3 eine Folge von vier dynamischen Beschleunigungszeitverläufen zu berechnen. Ausgehend von einem bestimmten Beschleunigungszeitverlauf über ca. 18 s wurden je Versuchswand vier aneinander anschliessende Berechnungen mit unterschiedlichen Steigerungsfaktoren für die nacheinander folgenden Beschleunigungsverläufe durchgeführt. Die Ergebnisse waren Kraft-Verformungskurven, die eine Beziehung zwischen den Zeitverläufen der Verschiebungen des oberen Wandrandes und der horizontalen Gesamtreaktionskraft für die zwei Versuchswände darstellen. Sie sind in Abbildung 19 den Versuchsergebnissen gegenübergestellt.

Das maximale Kraftniveau für die Schubwand T6 wird von beiden Programmen gut abgebildet, liegt aber wie bereits in den vorhergehenden Untersuchungen etwas unter dem Niveau des Versuchs. Auffallend ist, dass sowohl die Resultate mit SOFiSTiK als auch LS-DYNA für das Wandmodell T7 hinsichtlich der maximalen berechneten Verschiebun-

gen wie auch der Kraftamplituden deutlich besser mit den Versuchsergebnissen übereinstimmen als die Berechnungen beim Wandmodell T6. Gegenüber der Phase 1 zeigte sich, dass sich die Berechnungen der beiden Experten im Rahmen von Task 3 in der Phase 1B stark verbessert haben.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Benchmark-Projekt CASH gibt einen Überblick über die Methoden zur Simulation des mechanischen Verhaltens von Schubwänden, wie sie in Kernkraftwerken typisch sind. Mit der Teilnahme an diesem Projekt wird angestrebt, durch die Validierung der verwendeten Berechnungsprogramme anhand von Versuchsdaten deren Aussagegenauigkeit zu verbessern. Auf dieser Basis können mögliche Tragreserven von Schubwänden bei Erdbebenbeanspruchungen zuverlässiger abgeschätzt werden.

Ausblick

Aus der Diskussion zur Phase 1 des CASH-Benchmarks Ende 2015 resultierte der Beschluss, zwecks Verfeinerung und Kalibrierung der Berechnungsmethoden bzw. -modelle vor der Phase 2 des Projekts zusätzlich die Phase 1B einzuschieben. Deren Bearbeitung wurde 2016 abgeschlossen, wobei die Erkenntnisse aus der Phase 1B bis Ende 2016 noch nicht für die teilnehmenden Teams verfügbar sind. Für die Anfang 2017 startende Phase 2 ist eine Untersuchung der seismischen Belastbarkeit einer mehrgeschossigen Schubwand geplant, die für ein Kernkraftwerksgebäude repräsentativ ist. Die Experten SPI und B&H werden die aus den Phasen 1 und 1B des Benchmarks-Projektes CASH gewonnenen Erkenntnisse einbringen, um in der Phase 2 realitätsnahe Analysen durchführen zu können.

1.3.6 OECD MECOS – Metallic Component Margins under High Seismic Loads

Projektorganisation: OECD-NEA und WGIAGE (Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures)
Auftragnehmer: Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
ENSI-Projektbegleiter: Ralph Döring
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Basierend auf Versuchen an Rohrleitungssystemen, wie sie in Kernanlagen verwendet werden, hat die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD mit ihrer Untergruppe «Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures» (WGIAGE) das Projekt MECOS initiiert. Das Hauptziel des Projekts besteht in der Bestimmung und dem verbesserten Verständnis der Sicherheitsmargen für Rohrleitungssysteme unter hoher seismischer Beanspruchung. Es handelt sich um ein so genanntes Benchmark-Projekt, bestehend aus Versuchen und vergleichenden Rechnungen von Expertengruppen. Die statischen und dynamischen Versuche wurden am Bhabha Atomic Research Centre (BARC) in Mumbai und am Central Power Research Institute (CPRI) in Bangalore (Indien) durchgeführt. Dabei wurde insbesondere beobachtet, dass unter seismischer Beanspruchung Rohrleitungsschäden aufgrund von Akkumulation von plastischen Dehnungen (fatigue ratcheting) auftreten.

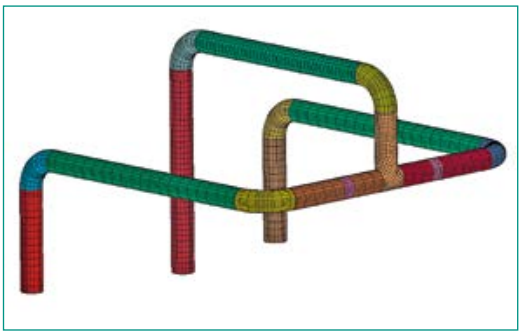
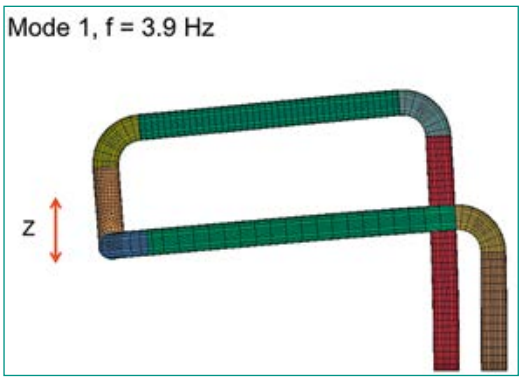


Abbildung 20:
Berechnungsmodell von B&H mit LS-DYNA. Quelle: B&H



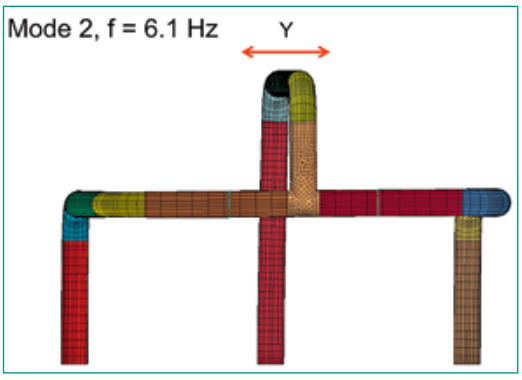


Abbildung 21:
Erste und zweite Eigenform bei 3.9 Hz und 6.1 Hz. Quelle: B&H

Abbildung 22:
Zeitverlauf der Verschiebungen an drei Positionen bei Zeitverlauf S04 (maximale Zero Point Acceleration ZPA = 1.0 g, 120 bar Innendruck). Quelle: B&H

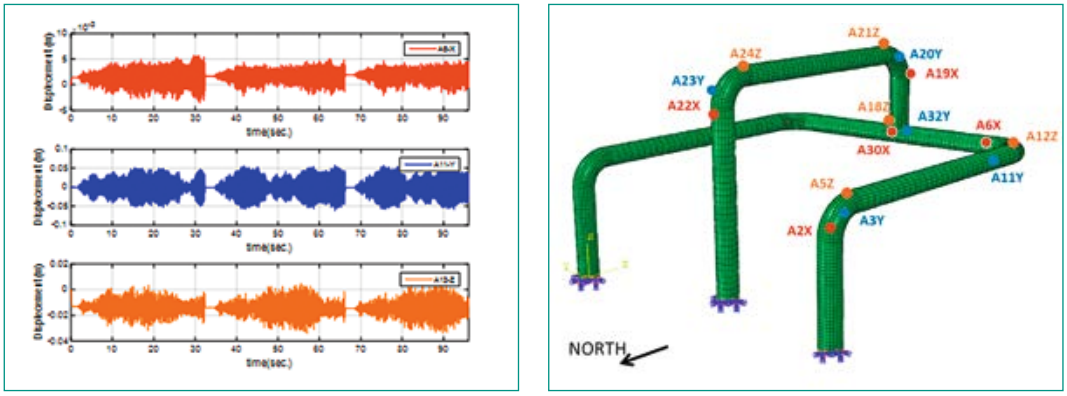
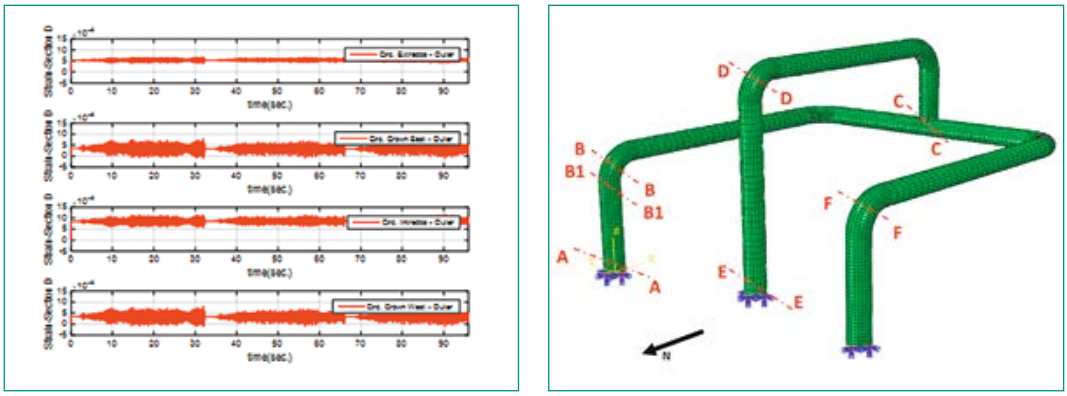


Abbildung 23:
Zeitverlauf der Umfangsdehnung am Querschnitt D bei Zeitverlauf S04 (maximale ZPA = 1.0 g, 120 bar Innendruck). Quelle: B&H



Als Teilnehmer am Projekt haben sich insgesamt 36 Teilnehmer-Teams aus 13 Ländern (Frankreich, Deutschland, Belgien, Spanien, Griechenland, Tschechien, Russland, USA, Kanada, Indien, Japan, Korea und der Schweiz) registriert. Das ENSI wird im Projekt MECOS von Basler & Hofmann AG Zürich (B&H) unterstützt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wird in die Teilprojekte MECOS#1 und MECOS#2 gegliedert. MECOS#1 ist wiederum in zwei Phasen unterteilt. In der ersten Phase wurden die statisch zyklischen Beanspruchungen eines Bogens (6") in austenitischem Stahl (304LN) unter Innendruck modelliert. In der zweiten Phase wurden die Antwort eines Rohrleitungssystems (6") in austenitischem Stahl (304L) unter Innendruck und unterschiedlicher Beschleunigungszeitverläufe berechnet. Die Arbeiten an MECOS#1 wurden bereits 2015 abgeschlossen.

Im Teilprojekt MECOS#2 waren «blinde» Berechnungen, also ohne Kenntnis der experimentellen Ergebnisse, durchzuführen. Die Geometrie des Rohrleitungssystems war identisch mit MECOS#1, bestand jedoch aus einem Kohlenstoffstahl. Daher wurden die Berechnungen, welche der Projektpartner B&H erbracht hat, mit dem bestehenden Modell aus Schalenelementen im Simulationsprogramm LS-DYNA (Abbildung 20) durchgeführt. Das ENSI hat Zuarbeit zu den Materialparametern und dem zu verwendenden Werkstoffmodell geleistet. Die Eigenfrequenzen und -formen wurden, wie von den meisten Teilnehmern, mit sehr guten Ergebnissen reproduziert (Abbildung 21). Von zehn Last-Zeitverläufen mit jeweils steigender Belastung konnten alle bis zum Last-Zeitverlauf S07a erfolgreich berechnet werden (Abbildung 22 und Abbildung 23). Zwei Durchläufe mit Last-Zeitverlauf S08 wurden ebenfalls berechnet, zeigen jedoch bereits numerisch bedingte Inkonsistenzen. Bei Durchlauf S09 sind die Berechnungen abgebrochen.

Das Teilprojekt MECOS#2 endete im November 2016 mit der Übergabe der Ergebnisse an die Organisatoren und dem Abschlussworkshop. Dieser machte deutlich, dass noch weitere Herausforderungen bestehen, nahezu alle Teilnehmer berichteten von vergleichbaren numerischen Problemen bei den Last-Zeitverläufen mit höherer Belastung. Insbesondere zeigte sich, dass die elastisch-plastische Berechnung vollständiger Zeitverläufe von Rohrleitungssystemen erheblichen numerischen Aufwand erfordert und dass die Auswahl der Werkstoffmodelle und deren Materialparameter einen erheblichen Einfluss auf die Ergebnisse haben. In der Auslegungspraxis sind solche Berechnungen daher derzeit nicht zielführend.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Ziel des Benchmarks ist es, Erkenntnisse zum realen Versagensverhalten bei starken seismischen Einwirkungen zu gewinnen. Während die technischen Regelwerke zur Auslegung bisher von plastischem Kollaps ausgehen, versagen Rohrleitungen tatsächlich durch niederzyklische Ermüdung (Low Cycle Fatigue LCF) in Kombination mit Ratcheting.

Mit der Teilnahme an MECOS hat das ENSI Zugriff zu allen Resultaten und Projektinformationen. Es bleibt somit über den Stand von Wissenschaft und Technik für die Rohrleitungsberechnungen der Kernanlagen informiert. Die Erfahrung zeigt, dass nur bei aktiver Mitwirkung neue Erkenntnisse gewonnen werden, die in die tägliche Aufsichtspraxis umgesetzt werden können.

MECOS ist eine internationale Plattform für einen Erfahrungsaustausch, welcher über die engere Zielsetzung der Versuche und Berechnungen hinausreicht. Die über 30 Teilnehmer aus führenden Nationen der Kerntechnik bringen ihre Erfahrungen ein und entwickeln sie weiter. In Japan wird eine alternative Methode zur verformungsbasierten seismischen Auslegung von Rohrleitungen vorbereitet, die als JSME Code Case das bestehende nationale Regelwerk ergänzen wird, Basis hierfür sind die Ergebnisse eines vergleichbaren japanischen Benchmark-Projektes.

Ausblick

Die wesentlichen Arbeiten an den Teilprojekten MECOS#1 und MECOS#2 wurden abgeschlossen. Im Jahr 2017 werden die Ergebnisse zu einem Abschlussbericht zusammengefasst, welcher auch Schlussfolgerungen und praktisch nutzbare Erkenntnisse enthalten soll. Des Weiteren wurde offen gelassen, ob es ein Nachfolgevorhaben geben wird und wie dessen genaue Ausrichtung sein wird.

1.3.7 EXAR – Gefahrengrundlagen für Extremhochwasser an Aare und Rhein

Koordination: Gruppe Schweizer Bundesämter unter Federführung des BAFU
Auftragnehmer: Eidgenössische Forschungsanstalt für Wald, Schnee und Landschaft WSL, Universität Zürich, Universität Bern, ARGE Geotest, HZP, IUB Engineering AG, Uni Bern, EPFL, IAC ETH Zürich, Grenoble INP, Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

BAFU, ENSI, BFE, BABS und MeteoSchweiz haben gemeinsam das Projekt EXAR in Auftrag gegeben, das zum Ziel hat, einheitliche Grundlagen für extreme Hochwasserereignisse an Aare (Abbildung 24) und Rhein zu erstellen. Dabei sollen neben den Abflüssen auch mögliche Versagensprozesse an den Wasserbauten in die Gefährdungsabschätzung einbezogen werden. Das Projekt befasst sich in vier Arbeitspaketen mit der Entwicklung von hydrometeorologischen Szenarien, Untersuchungen der wasserbaulichen Einrichtungen auf mögliche Versagensprozesse, Simulationen der Grossraumhydraulik, hydraulische Detailberechnungen und der Berücksichtigung der Wahrscheinlichkeiten und Unsicherheiten mithilfe von Ereignisbaumanalysen.

Abbildung 24:
Wasserschloss (AG) während des Hochwassers im August 2007. Quelle: Aargauer Departement Bau, Verkehr und Umwelt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Ziele für das Jahr 2016 umfassten einerseits verschiedene Vorbereitungsarbeiten wie die Bereitstellung eines digitalen Terrainmodells für die hydraulischen Berechnungen, eine Zustandsanalyse der morphologischen und gerinnespezifischen Eigenschaften und Datenanalysen zu historischen Hochwasserereignissen. Andererseits wurde die Methodik für das Projekt verfeinert. Diese vorgesehene Methodik wird nachstehend zusammengefasst.

Ausgehend von zu entwickelnden hydrometeorologischen Szenarien werden in einem Niederschlags-Abfluss-Modell für das gesamte Einzugsgebiet die Abflüsse kontinuierlich simuliert. Anschliessend erfolgt die weitergehende Verarbeitung in drei Stufen.

In der ersten Stufe werden die Schlüsselstellen bestimmt, welche die Ganglinie in einem bedeutenden Teil des unterliegenden Aarelaufs verändern können. Solche Schlüsselstellen sind beispielsweise das Orte, bei denen es zu einem Versagen von Bauwerken oder Rutschgebieten kommen kann. Für die ermittelten Schlüsselstellen werden dann die Versagenswahrscheinlichkeiten ermittelt. Mögliche Versagensszenarien sowie deren abgeschätzte Wahrscheinlichkeiten werden in einem Funktionsschema aufgelistet und mit Hilfe von Ereignisbäumen analysiert.

In der zweiten Stufe erfolgt die Simulation des Aareabflusses mit einem hydraulischen 2D-Modell für verschiedene Szenarien. Für diese Simulationen werden die hydrometeorologischen Szenarien mit den relevanten Versagenszenarien an den Schlüsselstellen zu Gesamtsystemszenarien kombiniert. Mit der Ereignisbaumanalyse werden deren Häufigkeiten bestimmt.

In der dritten Stufe werden die Gefährdungen für einzelne Perimeter bestimmt. Dazu fliessen neben den aus Stufe zwei resultierenden Eingangsgrössen auch Ereignisse ein, welche nur lokale Auswirkungen haben.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ausblick

Im nächsten Jahr sollen die methodischen Untersuchungen abgeschlossen und mit den eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen begonnen werden.

1.4 Menschliche Faktoren

Übergeordnetes Ziel in diesem Bereich ist insbesondere die Reduktion der Unsicherheiten bei der Quantifizierung der Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA), die das Risiko von Störfällen in Kernkraftwerken quantitativ erfasst. Der Bereich umfasst vor allem zwei Schwerpunkte. Einerseits geht es um den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung. Dabei wird vor allem das Operateurverhalten unter verschiedenen Bedingungen untersucht. Zweiter Schwerpunkt ist der Einfluss der Kontrollraumgestaltung auf die Leistung der Operateure (Human-System Interface).

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

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

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) verfolgt die zwei Stossrichtungen Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Allgemeine Erläuterungen 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) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre; FutureLab) zur Verfügung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen, insbesondere bei Störfällen, wird unter anderem durch Tests von Operateurgruppen in Simulatoren ermittelt. Die dabei gewonnenen Daten können zur Verbesserung von probabilistischen Sicherheitsanalysen verwendet werden (sogenannte Human Reliability Analysis, siehe auch das Projekt ROES in Kap. 1.4.2). Je nach Störfall-Szenario und Auswertungsmethode sind Ergebnisse von Simulatorstudien aber teilweise schwer vergleichbar. Aus diesem Grund baut das HRP in einem längerfristigen Ansatz eine Datenbank auf, in der diese Ergebnisse so abgelegt sind, dass einzelne Operateurhandlungen fassbar werden (sogenannte micro-task database). Darauf abgestimmt, führte das HRP im Dezember 2015 eine weitere Simulatorstudie an einem Kernkraftwerk in den USA durch, die sich mit dem Thema «Resilienz in unvorhergesehenen Situationen» befasste und 2016 ausgewertet wurde. In dieser Studie wurden die Reaktionen der Operateure auf die Anzeigen von (alten) analogen und

(neuen) digitalen Systemen verglichen. Das Ergebnis war nicht einheitlich, jedoch agierte die Mehrheit der Operateure schneller und korrekter bei Nutzung der analogen Systeme. Dies dürfte auch damit zusammenhängen, dass diese Operateure mit den digitalen Systemen nicht vertraut waren. Als hilfreich erwies es sich, wenn der sogenannte Shift Technical Advisor (entspricht in etwa dem Pikett-Ingenieur in Schweizer Kernkraftwerken) unabhängig vom Operateurteam arbeitete, weil er dann mit innovativen Lösungen unterstützend eingreifen konnte.

Bei der Beherrschung von Unfällen (Accident Management) kann zusätzlich zum Pikett-Ingenieur weiteres Personal als sogenanntes Technical Support Centre die Operateure unterstützen. Zu diesem Thema führte das HRP einen Workshop durch, dessen Ergebnisse in einem Bericht zusammengefasst wurden. Als wichtige Fragestellungen für die weitere Forschungsarbeit erwiesen sich die Entwicklung und Aufrechterhaltung eines gemeinsamen Situationsbewusstseins des Personals innerhalb und ausserhalb des Kontrollraums im Verlauf der Unfallentwicklung. Dieses Situationsbewusstsein hängt sehr stark von der Kooperation der beiden Gruppen, insbesondere mit der Organisation des Informationsflusses, ab. Zudem stellen sich, verglichen mit der Betrachtung allein des Operateurteams, in einer solchen Situation zusätzliche Fragen im Hinblick auf Führung und Verantwortlichkeit für Entscheidungen.

Ein längerfristig vom HRP verfolgtes Thema ist schliesslich die Unterstützung von Revisionsarbeiten durch organisatorische und technische Hilfsmittel. Revisionsarbeiten in einem Kernkraftwerk werden vom sogenannten Outage Control Centre (OCC) koordiniert. Wichtig ist dabei ein guter Informationsfluss zwischen OCC, den Operateuren im Kontrollraum und dem an Systemen und Komponenten arbeitenden Personal. Das HRP zielt darauf ab, Anleitungen im Sinne einer guten Praxis für die Kooperation des beteiligten Personals zu entwickeln. Es führte 2016 eine Studie im FutureLab durch, bei dem in den letzten Jahren entwickelte portable Informationssysteme eingesetzt wurden. Diese Systeme sorgten dafür, dass bei der Überprüfung von Systemen die Arbeiter vor Ort und der Koordinator im OCC (Work Control Manager) ständig auf dem gleichen Informationsstand blieben. Insbesondere bei unvorhergesehenen Situationen erleichterten die portablen Systeme dem Koordinator den Überblick. Von einem tatsächlichen Einsatz in einem Kernkraftwerk sind diese Systeme allerdings noch weit entfernt. Dazu müssen nicht nur der Nutzen für das Personal, sondern auch alle weiteren Auswirkungen solcher Systeme vorher geklärt werden. Insbesondere stellen sich dann auch Fragen der Zuverlässigkeit und der Sicherung.

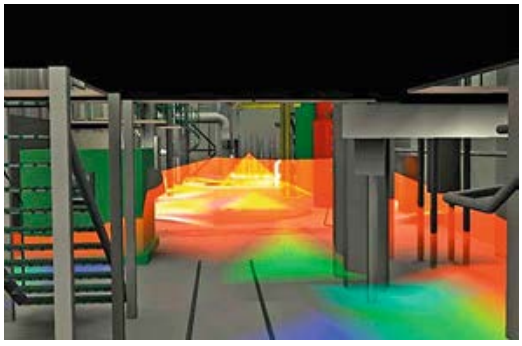


Abbildung 25: *Visualisierung eines Strahlenfeldes im Virtual Reality Centre. Quelle: HRP.*

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Studien zur menschlichen Zuverlässigkeit dienen dazu, Analysemethoden und Daten für Auslöser und Wahrscheinlichkeit von menschlichem Versagen weiter zu verbessern. Die Daten von Simulatorstudien im Rahmen des Halden Reactor Projects werden auch zur Verbesserung der Sicherheitsanalysen für Schweizer Kernkraftwerke genutzt.

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

Ein weiteres Ziel ist es, Stärken und Schwächen der Schnittstellen zwischen Mensch und technischen Systemen zu bestimmen und Lösungen zu deren Optimierung zu erarbeiten. Daraus folgen auch innovative Ansätze, wie Kontrollräume am benutzerfreundlichsten zu gestalten sind. Experimente zeigen, inwieweit die Einführung neuer Technologien die Leistungsfähigkeit der Operateure in kritischen Situationen beeinflusst. Die Resultate liefern gleichzeitig erste Antworten auf die Frage, wie die Operateure in Zukunft geschult werden sollen. Elektronische Visualisierungs-Instrumente, die mit virtueller Realität arbeiten (Abbildung 25), können unter anderem dazu beitragen, die Strahlenexposition bei Arbeiten im Kernkraftwerk zu reduzieren.

Ausblick

Die Arbeiten im HRP sind grossteils längerfristig angelegt und werden somit 2017 fortgesetzt. Sie liegen auch im Bereich MTO bisher weitgehend im Zeitplan. Für 2017 ist aber wegen der wirtschaftlich bedingten

verlängerten Stillstandsphase des Reaktors und wegen des Vorkommnisses vom 24. Oktober 2016 mit Verzögerungen bei der Umsetzung des Projektplans zu rechnen (siehe auch Kap. 1.1.1 und die IFE-Website unter www.ife.no/en/news). Das HRP plant, den Reaktor im April 2017 wieder in Betrieb zu nehmen.
Zudem läuft bereits die Planung für die Projektphase 2018-2020. Das HRP hat einen Vorschlag für die Forschungsarbeiten erstellt, und dieser wurde von den Mitgliedsländern bis Anfang 2017 bewertet. Basierend auf der Auswertung wird das HRP anschliessend die Planung für die kommende Projektphase finalisieren.

1.4.2 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations

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

Einleitung

Mit der Human Reliability Analysis (HRA) wird der Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken untersucht. Die HRA analysiert diese Handlungen und bewertet sie unter Berücksichtigung der entsprechenden Randbedingungen wie zum Beispiel das für die Handlung zur Verfügung stehende Zeitintervall, die Komplexität der Handlung, die Ausbildung der Operateure und deren Hilfsmittel (insbesondere Vorschriften).
Das übergeordnete Ziel der Forschung im Bereich HRA ist die Reduktion der Unsicherheit bei der probabilistischen Bewertung von Operateurhandlungen. Vor diesem Hintergrund bearbeitet das PSI im Rahmen des Forschungsprojektes ROES folgende drei Hauptthemen:

- *Errors of Commission (EOC):* Es ist Stand der Technik, mit der HRA Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber nicht durchgeführt werden wie erforderlich. Diese Nichtdurchführung wird als Error of Omission (EOO) bezeichnet. Hingegen fehlt ein etabliertes Verfahren zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, den so genannten EOC. Die im Rahmen eines Vorgängerprojektes entwickelte CESA-Methode (Commission Errors Search and Assessment) wurde bereits für drei Schweizer Kernkraftwerke im Rahmen von Pilotstudien angewendet. Weitere Anwendungen sollen erfolgen; zum einen für ein weiteres Schweizer Kernkraftwerk und zum anderen für interne systemübergreifende (z. B. Brand) und externe Ereignisse (z. B. Hochwasser). Weiter soll das Quantifizierungsmodul (CESA-Q) der CESA-Methode, in dem bereits mehrere funktionale Zusammenhänge zwischen Einflussfaktoren und EOC-Wahrscheinlichkeiten quantitativ dargestellt sind, verbessert werden.
- *Anwendung von Simulatorstudien:* Es sollen Daten aus Simulatorstudien für die HRA hinsichtlich der Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten genutzt werden.
- *Wissensbasis bezüglich Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit:* Diesbezüglich sollen die internationale Erfahrung systematisch erfasst und sachdienliche Betriebserfahrungen ausgewertet werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Aufgrund geringerer personeller Ressourcen als geplant, ergaben sich Abänderungen der ursprünglich geplanten Ziele. Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2016 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- *EOC, Quantifizierungsmethode:* Die bisherige CESA-Q-Datenbasis besteht aus 26 Referenzfällen von tatsächlich aufgetretenen EOCs. Jeder Fall ist als Konstellation von Einflussfaktoren (Input) und der davon abhängigen EOC-Wahrscheinlichkeit (Output) dargestellt. Die funktionalen Zusammenhänge wurden im Berichtsjahr als so genanntes Bayes'sches Netz (Bayesian Belief Network) modelliert. Ein solches Netz repräsentiert die Beziehungen zwischen Einflussfaktoren (Input) und möglichen Zuständen der Output-Variablen. Diese Beziehungen sind mit bedingten Wahrscheinlichkeiten beschrieben, welche bestimmt werden müssen. Damit gelang es, einen Interpolationsalgorithmus zu entwickeln, mit dem sich EOC-Wahrscheinlichkeiten für Faktorkonstellationen, die noch nicht durch diese Datenbasis abgedeckt sind, berechnen lassen.
- *EOC, Erweiterung der Datenbasis:* Die Datenbasis über tatsächlich aufgetretene EOCs wurde erweitert. Im Rahmen einer Vorauswahl wurden hierzu aus dem IRS (International Reporting System, IAEA) Fehlhandlungen mit Bezug zu in der PSA abgebildeten Störfallabläufen identifiziert. Hierzu gehört beispielsweise die Inbetrieb-

nahme eines Kühlwasserstrangs trotz vorhandenen Leckagepfades (Belgien, Doel 1, 2015). Es ist vorgesehen, die CESA-Q-Datenbasis um 5 bis 10 EOCs zu erweitern, um den vorliegenden Quantifizierungsansatz zu validieren und auf eine breitere Basis zu stellen.

- *Wissensbasis bezüglich Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit:* Für die WGRISK-Arbeitsgruppe der OECD-NEA (siehe Kapitel 3) wurde der Entwurf eines Fragebogens zu dieser Thematik näher ausgearbeitet. Hierzu wurde ein internationaler Workshop durchgeführt. Es konnte durchgesetzt werden, dass im Fragebogen auch nach stressbehafteten Situationen aus der Betriebserfahrung und nach Begründungen für Modellierungsannahmen gefragt wird.

Bedeutung des Projekts,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit

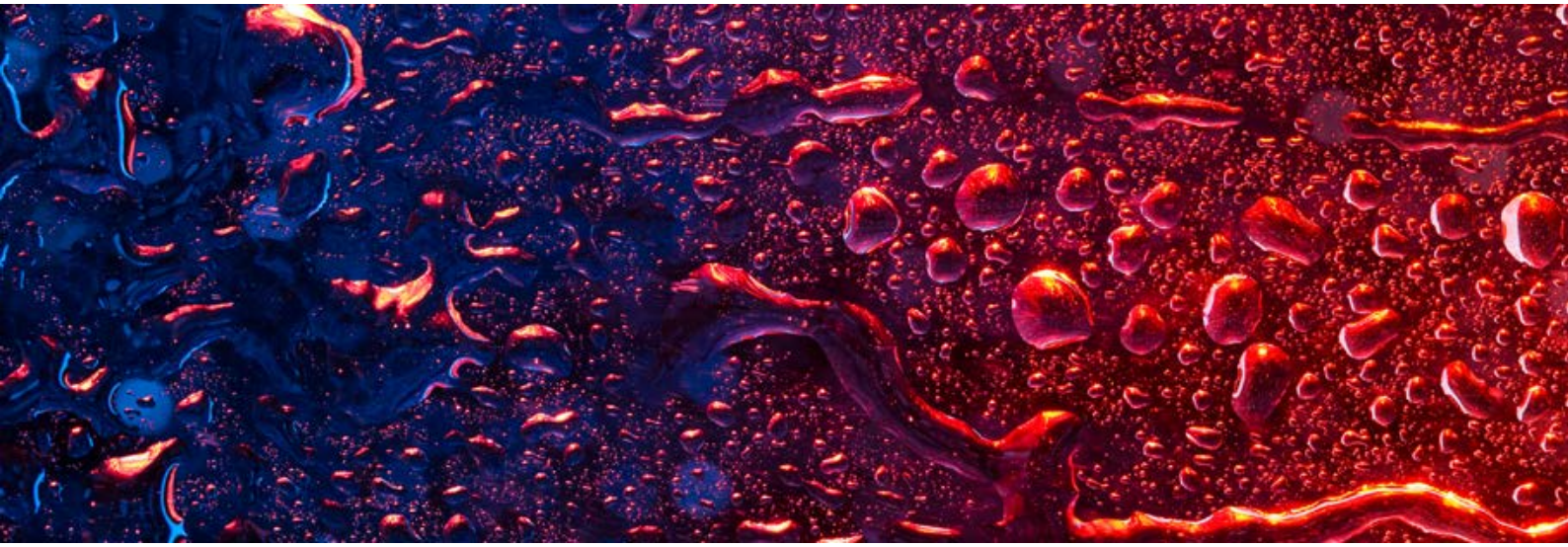
Der EOO-Einfluss auf den Ablauf eines Störfalls wird schon heute erfolgreich in Risikoanalysen modelliert. EOC werden hingegen mangels etablierter Analysemethoden in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang kaum berücksichtigt. Ereignisse in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschte Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. EOC sind risikotechnisch bislang schwer fassbar, da theoretisch sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potenzielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. Das Projekt zielt darauf ab, die Grundlagen zur EOC-Analyse weiter zu verbessern und weitere Erkenntnisse aus werksspezifischen Anwendungen zu gewinnen, so dass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird. Von der erweiterten Einbeziehung von Handlungsbedingungen, in denen EOCs tatsächlich auftraten, ist eine Verbesserung der Realitätsnähe quantitativer Aussagen zu erwarten.
In den Studien werden spezifische Vorschläge zur Verbesserung der Störfallvorschriften identifiziert. Diese Erkenntnisse unterstreichen das Potenzial zur Risikominderung, welches sich aus einer umfassenden EOC-HRA ergeben würde. Sie rechtfertigen daher weitere Forschung zur Ermittlung belastbarer EOC-Wahrscheinlichkeiten. Die erfolgten methodischen Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung von CESA-Q und die geplante EOC-Pilot-Studie für ein viertes schweizerisches Kernkraftwerk werden deshalb als sehr positiv bewertet.

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

Ausblick

Die Arbeiten im Jahr 2017 umfassen hauptsächlich:

1. Beginn der EOC-Pilot-Studie;
2. Untersuchungen der CESA-Q Quantifizierungsmodelle unter Verwendung eines Bayes'schen Netzes;
3. Pilotstudie für die Simulatordaten-Auswertung.



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 eine der Grundlagen 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
Bericht der Forscher in Anhang A
ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten, Andreas Gorzel

Einleitung

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Die Weiterentwicklung des Brennstabprogramms FALCON stand im Zentrum. Es wird unter anderem für die Überprüfung der Auslegungsprogramme der Hersteller sowie für die Auslegung und Auswertung von Versuchen des OECD Halden Reactor Projects (siehe auch Kap. 1.1.1) verwendet. Die Validierungsbasis wurde um moderne Druckwasserreaktor-Brennstabauslegungen erweitert. Mehrere sogenannte «Lift-off»-Experimente am Haldenreaktor wurden analysiert. Bei diesen kommt es durch einen sehr grossen Brennstab-Innendruck zur plastischen Dehnung des Hüllrohrs, als Folge davon löst sich das Hüllrohr von den Brennstoff-Tabletten. Die Bindungsschicht zwischen Brennstoff und Hüllrohr und Umlagerungseffekte des Brennstoffs besitzen unter diesen Lift-off-Bedingungen einen grossen Einfluss auf das thermomechanische Verhalten des Brennstabs. Des Weiteren wurde ein Modell entwickelt, das den Einfluss der Brennstoffumverteilung bei Kühlmittelverlust-Störfällen berücksichtigt. Hochabgebrannter Brennstoff kann unter solchen Bedingungen in sehr kleine Partikel zerfallen, die sich im aufgeblähten Brennstab neu verteilen und so lokal zu erhöhten Hüllrohrtemperaturen führen können. Dies kann zu einem früheren Hüllrohrversagen führen als durch die Standardmodelle vorhergesagt.

Reaktorkern

Die Einführung des neuen Reaktor-Auslegungsprogramms SIMULATE-5 wurde fortgesetzt. Der Schwerpunkt lag auf der Anwendung für Druck-

wasserreaktoren. Die Bestimmung der kritischen Borkonzentration wurde dadurch deutlich genauer. Die Validierungsbasis des Brennelement-Auslegungsprogramms CASMO-5 wurde erweitert. Eine signifikante Verbesserung der Genauigkeit bei der Analyse der isotopischen Zusammensetzung im Brennstoff wurde für einen Grossteil der Nuklide erreicht. Durch die Anwendung von Monte-Carlo-Methoden kann die Auflösung bei der Reaktorauslegung weiter verfeinert werden, wie die Berechnung der radialen und azimutalen Leistungsverteilung in einem Brennstab zeigt (Abbildung 26). Die Fortpflanzung von Unsicherheiten der nuklearen Daten wurde weiter untersucht. Es zeigte sich, dass die Auswirkungen auf die Unsicherheiten bei der Leistungsverteilung im Reaktorkern kleiner sind, als bisher in der Literatur beschrieben. Hinsichtlich des dynamischen Reaktorverhaltens wurde die Validierung des Programms SIMULATE-3K für Reaktivitätsstörfälle anhand von experimentell vorliegenden Daten betrieben. Die Fortpflanzung nuklearer Unsicherheiten (zum Beispiel bei den Wirkungsquerschnitten für Absorption, Spaltung etc.) macht sich am stärksten bei der berechneten Leistungsexkursion und den freigesetzten Enthalpien im kalten Reaktorzustand bemerkbar.

Systemverhalten

Im Berichtszeitraum wurde die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE fortgesetzt. TRACE ist ein dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechendes Programm für die Simulation des Systemverhaltens von Leichtwasserreaktoren. Die Validierung von TRACE wurde sowohl mit gemessenen Daten aus integralen Experimenten (PKL-3, ROSA-V), die das Systemverhalten weitgehend berücksichtigen, als auch von einzelnen thermohydraulischen Effekten, darunter insbesondere dem Wärmefluss bei komplexen Zweiphasenströmungen in der Nähe kritischer Wärmeübergänge, fortgesetzt. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE bei Störfallanalysen, als einzelnes Werkzeug oder gekoppelt mit anderen Codes.

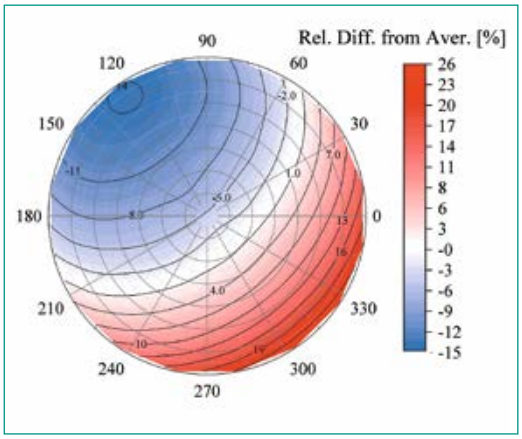


Abbildung 26: *Hochaufgelöste relative Leistungsverteilung über einen Brennstabquerschnitt ermittelt mit Monte-Carlo-Methoden. Quelle: PSI.*

Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik (computational fluid dynamics CFD), Unterkanalanalysen und Unsicherheitsanalysen wurden mit der Zielrichtung auf reale reaktortechnische Anwendungen fortgeführt. Mit dem CFD-Code STAR-CCM+ wurde die Analyse des Mischungsverhaltens und der Verteilung von Bor im Vergleich zu gemessenen Daten (ROCOM) aus internationalen Benchmark-Projekten fortgesetzt. Mit CFD-Analysen und dem Unterkanalcode COBRA-TF wurde die Ein-Phasenströmung in einem DWR-Brennelement ebenfalls im Vergleich mit gemessenen Daten (OECD-NEA PSBT Benchmark) analysiert. Beides ist nützlich bei der feineren Analyse von lokalen sicherheitsrelevanten Effekten in den Kernanlagen. Die Arbeiten zur Quantifizierung von Unsicherheiten der physikalischen Modelle in Systemcodes und der Aufbau einer entsprechenden Toolbox wurden fortgesetzt.

Gekoppelte Modellierung (multiphysics)

Der Schwerpunkt der gekoppelten Analysen lag auf integralen Untersuchungen von Kühlmittelverlust-Störfällen. Für einen schweizerischen Druckwasserreaktor (KKB) wurden die Modelle so modifiziert, dass einzelne Brennelemente und die Querströmung zwischen Brennelementen detailliert betrachtet werden können. Die Analyse des thermomechanischen Brennstabverhaltens auf Grundlage dieser verfeinerten Modelle wurde begonnen.

Sicherheitsanalysen

Das Forschungsprojekt legt die Basis für eigene detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit. Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen der Freigabeverfahren zur neuen Reaktorbeladung der schweizerischen Kernkraftwerke verschiedene sicherheitstechnische Parameter (Abschaltsicherheit, lineare Stableistung, Druckverluste, lokaler Stababbrand) berechnet, um die Einhaltung der sicherheitstechnischen Kriterien durch die neuen Reaktorauslegungen zu überprüfen. Ausserdem wurden unabhängige Analysen für neue Brennstab-Auslegungsprogramme durchgeführt und ein Projekt zur Ursachenanalyse der aktuellen Dryout-Befunde im Kernkraftwerk Leibstadt initiiert.

Ferner wurde das Verhalten schweizerischer Kernkraftwerke bei postulierten Kühlmittelverlust-Störfällen untersucht. Hierbei wie bei den Validierungs-

rechnungen für Stabilitätsuntersuchungen wurde die Verwendung von modernen gekoppelten Methoden (thermohydraulisch, neutronenphysikalisch und strukturmechanisch) mit einer detaillierten Darstellung des Kern- und Brennstoffverhaltens vorangetrieben. Der postulierte Störfall «schnelles Hochlaufen der Umwälzpumpen» wurde für das Kernkraftwerk Leibstadt weiter analysiert. In diesem Rahmen wurden die Anlagenmodelle räumlich verfeinert und die Modellierung der Regelungssysteme weiterentwickelt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die STARS-Gruppe am PSI stellt mit ihren Methoden und ihrem hochqualifizierten Personal ein technisches Zentrum für die Durchführung von Sicherheitsanalysen für Leichtwasserreaktoren dar. Sie unterstützt das ENSI bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, z. B. hinsichtlich Anlageänderungen oder Vorkommnissen. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme. Dazu kommen unabhängige Sicherheitsanalysen und andere Analysen auf Anforderung des ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit heraus (On-Call).

Dank der Kapazität der STARS-Gruppe können stationäre und störfallbedingte neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen für Systeme, Reaktorkerne und andere Konfigurationen wie Lager oder Behälter durchgeführt werden. Damit kann das ENSI im Rahmen seiner Aufsicht über die schweizerischen Kernkraftwerke sowohl die Einhaltung des gestaffelten 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 Rechnungen im Bereich Anlageverhalten betrifft direkt die Aufsichtstätigkeit des ENSI. Dies gilt genauso für die Reaktor- und Brennstoffauslegung. Die kontinuierliche Verbesserung und Validierung der Modelle sieht das ENSI als wichtig an, um im Rahmen der Aufsichtstätigkeit die komplexen Neuanalysen bei Anlage- und Methodenänderungen 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 Reaktorkernauslegungen im Rahmen der Freigabeverfahren zu den jährlichen Brennelementwechseln sollen beibehalten und – wie schon 2016 – sukzessive erweitert werden.

1.5.2 Verwendung von BEPU-Analysemethoden für generische PTS-Untersuchungen

Auftragnehmer: Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
ENSI-Projektbegleiter: Thomas Wintterle
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die gängigsten heute verwendenden Rechenmethoden für deterministische Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke sind entweder konservative oder realistische, so genannte «best-estimate» Berechnungsprogramme in Kombination mit konservativen oder realistischen Anfangs- und Randbedingungen. In der Vergangenheit wurden konservative Analysemethoden verwendet, um die Unsicherheiten in den Anfangs- und Randbedingungen sowie in den Berechnungsmethoden abzudecken, welche nicht exakt ermittelt und quantifiziert werden konnten. Der Begriff «konservativ» wird in Bezug auf die Anfangs- und Randbedingungen in dem Sinne verwendet, dass Unsicherheiten pessimistisch abdeckend in Richtung eines Genehmigungs- und Nachweiskriteriums berücksichtigt werden. Erkenntnisse aus der Forschung zeigen auf, dass konservative Annahmen nicht immer zwingend zu konservativen Ergebnissen führen.

Neuere Entwicklungen bei der Rechenkapazität erlauben heute die Verwendung der BEPU-Methode (Best Estimate Methods Plus Uncertainty Evaluation). Diese Methode ermöglicht, die Unsicherheit der Rechenergebnisse, d.h. ihre Aussagesicherheit zu quantifizieren. Ziel dieses Forschungsvorhabens ist, die möglicherweise unterschiedlichen Sicherheitsmargen hinsichtlich des thermohydraulischen Berechnungsteils, welche sich aus den konservativen und den BEPU-Methoden ergeben, erstmals für Untersuchungen des Thermoschocks (Pressurized Thermal Shock PTS) zu quantifizieren. Als Thermoschock wird die schnelle Veränderung der Temperatur eines Materials bezeichnet, wodurch in diesem Material starke Spannungen auftreten. In

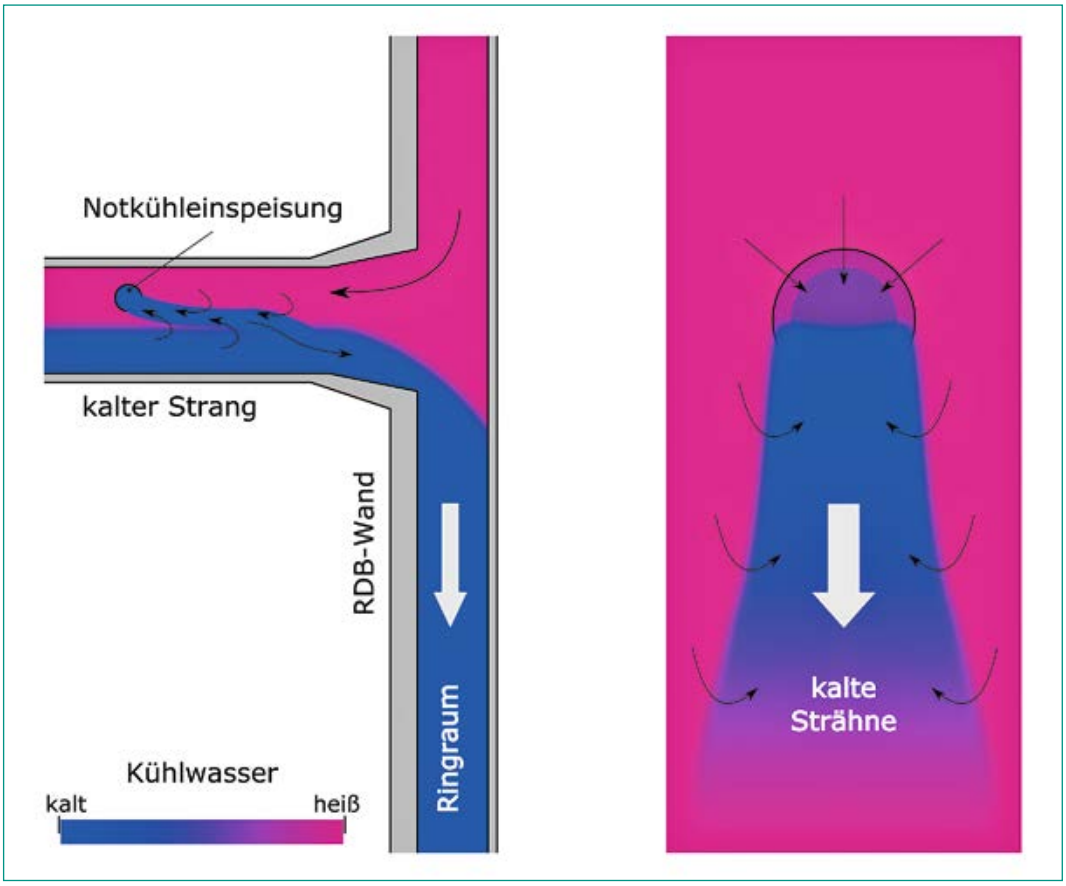


Abbildung 27:
Schematische Darstellung der Temperaturverteilung im Ringraum des Reaktordruckbehälters bei Notkühlung. Quelle: GRS

Kernkraftwerken kann ein Thermoschock bei einem Störfall durch die Einspeisung von kaltem Kühlmittel in den Reaktordruckbehälter (RDB) auftreten (Abbildung 27). Für diese Untersuchungen wird der Systemcode ATHLET verwendet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Forschungsvorhaben wurde im September 2016 gestartet. Seit diesem Zeitpunkt wurden auf Basis einer Literaturrecherche die sensitiven Randbedingungen für PTS-Analysen identifiziert. Insbesondere wurden Kühlmittelverlust-Störfälle detaillierter berücksichtigt. Ferner wurde der Eingabedatensatz eines generischen Druckwasserreaktors auf die Verwendung von PTS-Analysen in Kombination mit BEPU angepasst.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem zunehmenden Alter der Schweizer Kernkraftwerke wird es immer wichtiger, dass die vorhandenen Sicherheitsmargen von Komponenten des Kühlkreislaufes, besonders die versprödeten Bereiche eines RDB, möglichst exakt quantifiziert werden können. In diesem Vorhaben soll die Konservativität der Randbedingungen der thermohydraulischen Berechnungen von PTS-Analysen überprüft und Abweichungen zwischen den «heute akzeptierten» und BEPU-Analysen quantifiziert werden.

Ausblick

In den folgenden Schritten sollen verschiedene Leckgrössen analysiert und, die zu variierenden unsicheren Parameter und Parameterbereiche ausgewählt werden. Anschliessend sollen konservative KMV-Analysen sowie BEPU-Analysen durchgeführt werden. Am Ende sind die Bewertung und der Vergleich der Simulationsergebnisse geplant.

1.5.3 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Yann Stempfel
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 ame-

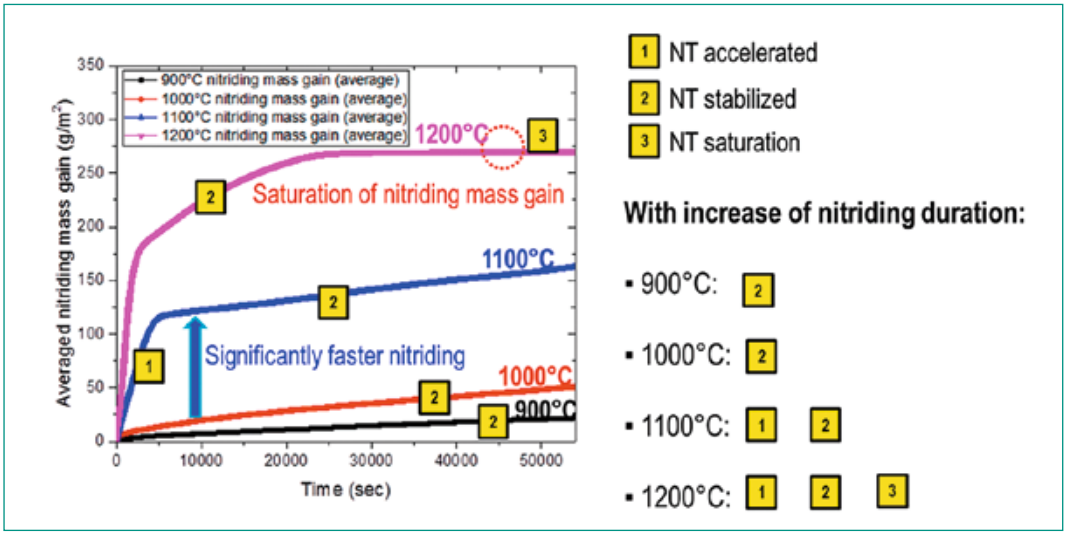


Abbildung 28:
Typischer Reaktionsumsatz bei verschiedenen Temperaturen. Quelle: Forschungsbericht PSI

rikanische Aufsichtsbehörde U.S.NRC entwickelt und wird laufend den aktuellen Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst. In der Schweiz wird MELCOR vom ENSI und von einigen Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke benutzt.

Ein bedeutendes Phänomen bei schweren Unfällen ist die Oxidation der Brennstoff-Hüllrohre bei Luftzufuhr, wenn die Brennstäbe bei ungenügender Kühlung abgedeckt werden. Lufteinbruch kann die Zerstörung des Kerns beschleunigen und die Freisetzung von Spaltprodukten erhöhen. Der Aufheiz- und Oxidationsprozess soll mit MELCOR realistisch berechnet werden können. In den vergangenen Jahren hat das PSI ein entsprechendes Oxidationsmodell entwickelt, welches in MELCOR implementiert und anhand verschiedener Experimente validiert wurde. Mit diesem Projekt werden die Reaktionen von Zirkonium-basierten Hüllrohren unter verschiedenen Sauerstoff-/ Stickstoff-Dampfgemischen erforscht und das Oxidationsmodell weiterentwickelt, um den Nitrierungsprozess besser abzubilden. Das Projekt startete Mitte 2013 und dauert bis Mitte 2017.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Experimente für Brennelemente in Lagerbecken zeigten, dass die Reaktion zwischen Stickstoff und Zirkonium zu einer starken Bildung von Zirkoniumnitrid führt, welche sowohl wesentlich zur Temperaturerhöhung als auch zur Zerstörung des Hüllrohrmaterials beiträgt. Dieses Phänomen wird zunächst genauer untersucht, um dann ein entsprechendes Oxidationsmodell zu entwickeln.

Die Proben, welche zwischen August und September 2015 am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) mittels Tests erzeugt wurden, wurden 2016 mit einem optischen Mikroskop analysiert. Zudem erfolgte für gewisse Proben eine detaillierte Analyse mittels Rasterelektronenmikroskop und Streuungsspektrographie. Diese Analysen zeigten, dass das Produkt der Oxidationsphase sauerstoffstabilisiertes α-Zr(O) ist. α-Zr(O) reagiert in einer sauerstoffarmen Atmosphäre leicht mit Stickstoff, deshalb ist die Bildung kritisch für die Modellierung der Reaktionskinetik. Die Analysen zeigten, dass die Menge des gebildeten α-Zr(O) temperatur-, atmosphären- und zeitabhängig ist.

In der Nitrierungsphase zeigten die Analysen unterschiedliches Verhalten der Reaktionen: Bei Temperaturen von 900°C und 1000°C ist der Reaktionsumsatz langsam und fast linear. Dagegen ist der Umsatz bei Temperaturen von 1100°C und 1200°C schneller und parabolisch. Aus diesen Erkenntnissen kann man ableiten, dass bei Temperaturen unter 1000°C die Reaktion durch Diffusion des Stickstoffs durch die Oxidphase kontrolliert wird, während bei Temperaturen über 1100°C die Reaktion durch Nitrierung der α-Zr(O)-Schicht kontrolliert wird (Abbildung 28). Die Analysen zeigten darüber hinaus, dass bei Temperaturen über 1100°C eine Nitridschicht am Übergang zwischen Metall und Oxidphase entsteht. Diese Nitridschicht ist in Abbildung 29 gelb markiert.

Durch diese Analysen konnten die Hauptparameter der Reaktionskinetik identifiziert und somit ein Modell skizziert werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Oxidation von Hüllrohren mit Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Szenario Brennelemente im Reaktordruckbehälter, im Brennelement-Lagerbecken oder im Transportbehälter

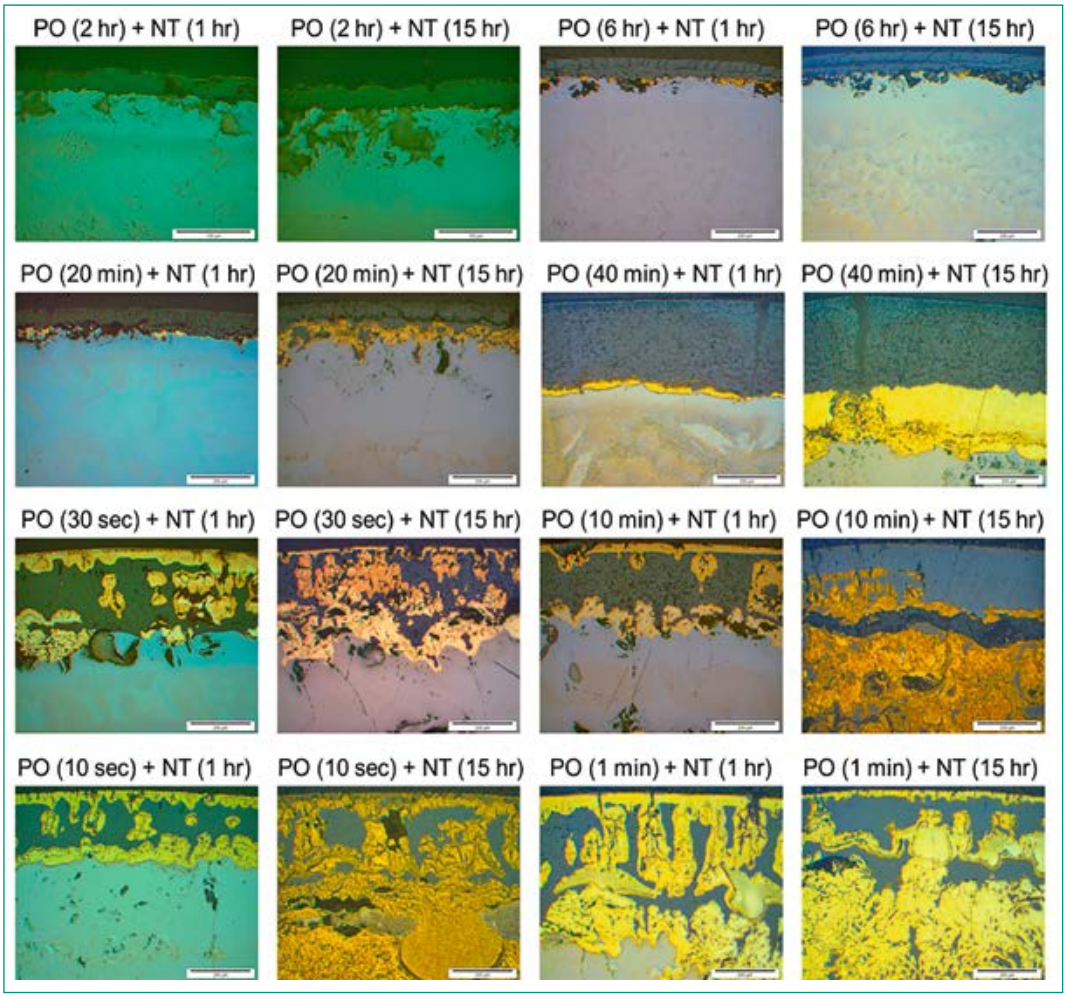


Abbildung 29:
Mikroskopische Aufnahmen der Nitridschicht für verschiedene Temperaturen und Oxidations- bzw. Nitrierungszeiten. Quelle: Forschungsbericht PSI

betreffen. Die Weiterentwicklung des MELCOR-Programms verbessert die Grundlagen der Risikoabschätzung schwerer Unfälle im Rahmen von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA). Die Richtlinie ENSI-A05 (PSA: Umfang und Qualität) nennt MELCOR als einen der Rechencodes, die dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Die Weiterentwicklung des auch vom ENSI genutzten Rechencodes MELCOR ist daher für die Aufsichtstätigkeit nützlich.

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

Ausblick

Das Projekt endet Mitte 2017. Aus heutiger Sicht ist das ursprüngliche Ziel des Projekts, ein Modell zu entwickeln und zu testen, welches dann in bestehende System-Codes (u.a. MELCOR) eingebaut werden kann, erreichbar.

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

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

Einleitung

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

Mithilfe der Analysen soll die Planung der weiteren Untersuchungen in den zerstörten Reaktorblöcken, der Dekontamination und des Rückbaus unter-

stützt werden (Abbildung 30). 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.

Das PSI konzentrierte sich bei seinen Arbeiten auf den Reaktorblock 3 von Fukushima Daiichi. Es verwendete das Simulationsprogramm MELCOR, welches auch bei Sicherheitsanalysen für Schweizer Kernkraftwerke benutzt wird.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die im Berichtsjahr durchgeführten Arbeiten konzentrierten sich auf eine Verlängerung des Analysezeitraums (~ 10 Tage), die Berücksichtigung der freigesetzten radioaktiven Spaltprodukte und die Bestimmung des wahrscheinlichsten Containmentversagensmodus.

Eine offene Frage war, ob das ADS (automatisches Druckentlastungssystem) oder ein Versagen der Frischdampfleitung zur Druckabsenkung im RDB (Reaktordruckbehälter) nach rund 42 Stunden geführt hat. Bei einem Versagen der Frischdampfleitung muss gleichzeitig auch eine Leckage an der Drywell-Deckeldichtung modelliert werden, damit der Druckverlauf im Containment zu den gemessenen Werten passt. Die Analysen zeigen, dass dadurch auch konstant radioaktive Spaltprodukte in die Umgebung freigesetzt würden. Eine solche konstante Freisetzung wurde aber nicht gemessen. Dies deutet darauf hin, dass die Druckentlastung im RDB durch das ADS verursacht wurde.

Die Analysen der Druckverläufe in RDB und Containment zeigen, dass diese gut zum modellierten Szenario passen, wonach die Verlagerung der Kernschmelze von der unteren Kernplatte in die Bodenkalotte des RDB ca. 61 – 63 Stunden nach dem Erdbeben stattgefunden hat. Der Druck im Containment stieg nach 216 Stunden auf rund 4 bar an. Danach fiel er auf Umgebungsdruck ab und stieg nicht wieder an. Dies ist ein starker Hinweis darauf, dass das Containment bis zu diesem Zeitpunkt nicht dauerhaft beschädigt war. Der Verlauf lässt sich mit einer Leckage an der Drywell-Deckeldichtung erklären, die bei hohem Druck grösser wird und bei geringerem Druck wieder sinkt. Nach 216 Stunden muss es zu einer permanenten Leckage gekommen sein, dies war wahrscheinlich das Versagen der Frischdampfleitung.

Abbildung 30:
Demontage der Wandverkleidungen von Fukushima Daiichi Reaktorblock 1. Quelle: http://photo.tepco.co.jp/library/161110_01/161110_01.JPG

Genaue Aussagen über den Transport von Wasserstoff aus Reaktorblock 3 in den Reaktorblock 4 lassen sich gegenwärtig noch nicht machen (Transport über den gemeinsamen Kamin). Hier sind CFD-Analysen erforderlich, um auch die Menge an Wasserstoff abzuschätzen, die für die beiden Explosionen in Block 3 und Block 4 erforderlich waren.
Das PSI ist mit den Projektarbeiten im Zeitplan. Es werden Verzögerungen erwartet, da verschiedene erforderliche Daten von der Projektleitung noch nicht zur Verfügung gestellt werden konnten.

Bedeutung des Projektes,
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 deren Einfluss auf das Ergebnis evaluiert werden. 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

Für die weiteren Analysen werden die gemessenen Temperaturverläufe an verschiedenen Stellen noch berücksichtigt werden. Besondere Aufmerksamkeit werden dem Transport der radioaktiven Spaltprodukte und dem Wasserstoff gewidmet, sowie der Bestimmung der für die Explosionen in den Reaktorblöcken 3 und 4 erforderlichen Wasserstoffmenge.

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

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm
ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Programm MSWI wird von der schwedischen Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm durchgeführt. Neben dem ENSI fördern als weitere Partner die schwedische Sicherheitsbehörde (SSM), schwedische Kernkraftwerksbetreiber, das Nordic Nuclear Safety Research Program (NKS) sowie die EU die Projektarbeiten. Aufgrund der Teilnahme am Programm kann das ENSI 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 und die Kernzerstörung zu stoppen, 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)
Die übergeordnete ROAAM+ Modellstruktur zur Quantifizierung der bedingten Wahrscheinlichkeiten des Containmentversagens wurde erstellt und verfeinert. Für alle einzelnen Prozesse werden zuerst detaillierte Modelle entwickelt und durchgerechnet. Da diese viel Rechenzeit benötigen, werden darauf aufbauend einfachere Ersatzmodelle entwickelt, mit denen anschliessend die erforderliche Anzahl von Simulationen durchgeführt werden kann. Die Verfeinerungsarbeiten konzentrierten sich auf die Quantifizierung der Unsicherheiten der Versagenswahrscheinlichkeiten, welche durch unsichere Eingangsparameter bedingt sind. Dazu wurde ein geschachtelter Sampling-Algorithmus entwickelt.

MEM (Melt Ejection Modes)
Wenn bei einem schweren Reaktorunfall der Kern nicht gekühlt wird, fängt er an zu schmelzen und verlagert sich dann zur unteren Kernplatte. Diese versagt nach gewisser Zeit und die Schmelze fällt in die Bodenkalotte. Mit grosser Wahrscheinlichkeit wird die Kernschmelze durch in der Bodenkalotte vorhandenes Wasser gekühlt und es bildet sich ein

Schüttbett. Wenn die Schmelze weiterhin nicht gekühlt werden kann, beginnt das Schüttbett wieder aufzuschmelzen und der RDB versagt. Für die Entwicklung des detaillierten Modells wird MELCOR eingesetzt. Die durchgeführten Analysen zeigen, dass die Verlagerung der Kernschmelze stark vom Unfallszenario beeinflusst wird. Sensitivitätsanalysen zeigen auch, dass der maximale Zeitschritt in MELCOR einen beträchtlichen Einfluss auf die Ergebnisse haben kann. Um dieses Problem zu lösen, werden jetzt Unsicherheitsverteilungen der Eigenschaften der Kernschmelze berechnet, die aus der Verwendung unterschiedlicher maximaler Zeitschritte resultieren. Dazu wird das MELCOR-Modell überarbeitet und auf die neue Version (MELCOR 2.1) portiert. Das noch zu entwickelnde vereinfachte Ersatzmodell wird dann auch die Unsicherheiten beinhalten, welche aus den MELCOR-Modellparametern resultieren.

DECO (Debris Coolability Map)

Die Kühlbarkeit der Schmelze ausserhalb des RDBs hängt stark davon ab, wie sich die Schmelzepartikel in der Wasservorlage während der Sedimentation ausbreiten. Ein weiterer wichtiger Vorgang ist die durch die Verdampfung des Wassers bedingte Umverteilung im Schüttbett. Beide Prozesse wurden sowohl experimentell wie auch analytisch untersucht. Es wurde ein Modell entwickelt für die Kühlung eines Schüttbetts ausserhalb des RDBs, welches gegen die Experimente validiert und im Code DECOSIM implementiert wurde. Eine vorläufige Bestimmung der Versagenswahrscheinlichkeit für die Kühlung des Schüttbetts wurde durchgeführt, wozu ein zweidimensionaler Monte Carlo-Algorithmus verwendet wurde.

SEIM (Steam Explosion Impact Map)

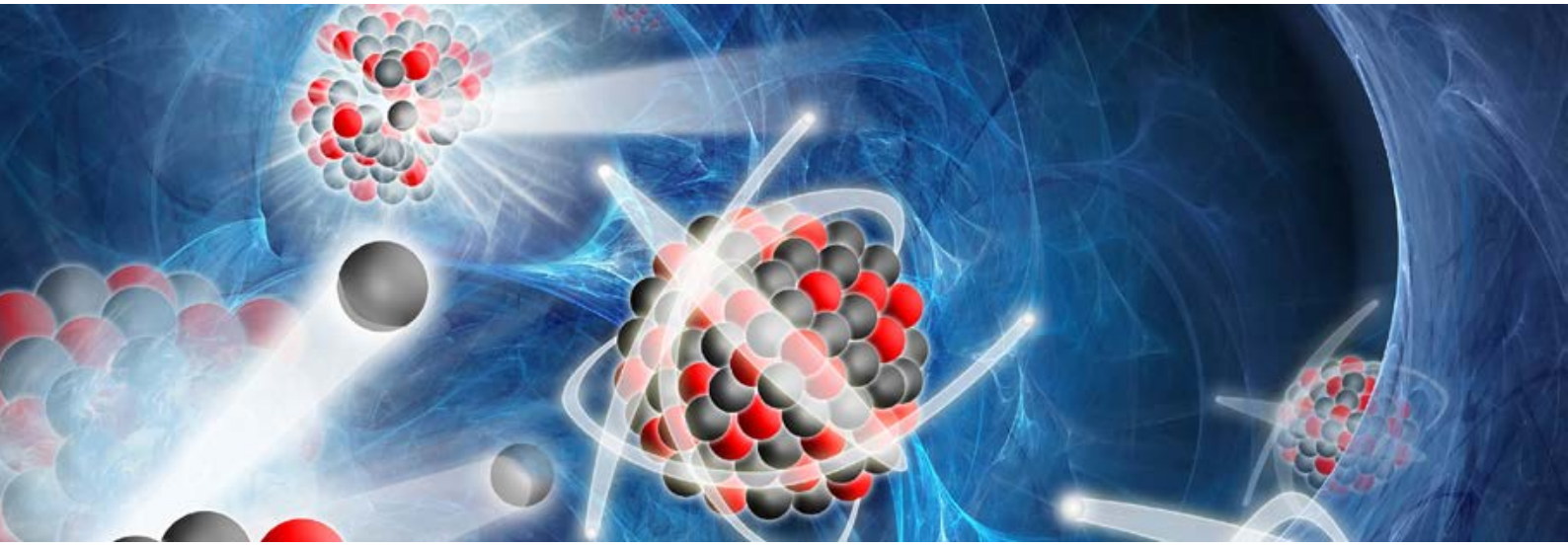
Für die Modellierung von Dampfexplosionen wird das Programm TEXAS V als «Full Model» eingesetzt. Die Entwicklung des vereinfachten Ersatzmodells erfolgt mit Hilfe von künstlichen neuronalen Netzen. Die Übereinstimmung der beiden Modelle ist bereits recht gut. Die Resultate sind sehr stark abhängig von der Zeit, bei der die Explosion ausgelöst wird. Dieser Aspekt wurde vertieft untersucht und führt zum Schluss, dass die Auslösungszeit als stochastischer Parameter zu modellieren ist. Die Resultate zeigen beispielsweise, dass die Überschreitungswahrscheinlichkeit für einen flächenbezogenen Impuls > 50 kPa·s kleiner als ein Tausendstel ist, wenn der Schmelzstrahl auf einen Durchmesser von 30 cm begrenzt werden kann.

Bedeutung des Projektes, 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 Forschungsresultate beispielsweise Erkenntnisse darüber, mit welchen Methoden und Erfolgsaussichten die Kernschmelze vor oder nach einem Versagen des RDB gekühlt werden kann. Insgesamt ermöglicht die Mitwirkung am MSWI-Projekt dem ENSI den direkten Zugang zum aktuellen Stand des Wissens auf dem Gebiet der Leichtwasserreaktor-Schwerunfallforschung.

Ausblick

Die Forschungsarbeiten an der KTH sind auf sehr hohem Niveau. Um die erforderliche Belastbarkeit der Ergebnisse zu erreichen, müssen die Phänomene und ihre Wechselwirkungen noch detaillierter untersucht werden als ursprünglich erwartet. Deshalb ist es im Projekt zu Verzögerungen gekommen. Es wurden verschiedene Massnahmen ergriffen, damit die für die gegenwärtige Projektphase vereinbarten Analysen und Experimente bis Ende 2017 durchgeführt und dokumentiert werden können.



1.6 Strahlenschutz

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

1.6.1 Strahlenschutzforschung

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Franz Cartier
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

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

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

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Sektion Messwesen hat ihre Mitarbeit in den internationalen Gremien zur Normung überprüft. Als Ergebnis dieser Überprüfung wird sie ihre Mitarbeit in Zukunft auf das IEC Komitee 45B «Radiation Protection Instrumentation» begrenzen. Die Mitarbeit in den Arbeitsgruppen der ISO-Normung wird die

Sektion in naher Zukunft, d.h. nach Abschluss der sich aktuell in Revision befindlichen Normen ISO 7503 «Measurement of radioactivity – Measurement and evaluation of surface contamination» und ISI 2889 «Sampling airborne radioactive materials from stacks and ducts of nuclear facilities», einstellen. Die Sektion begründete diesen Entscheid mit der Fokussierung auf ihre Kernkompetenz. Zusätzlich bleibt die Sektion Messwesen in zwei Arbeitsgruppen von EURADOS (European Radiation Dosimetry Group) vertreten, welche die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der ionisierenden Strahlung im europäischen Raum fördert.

Im Berichtsjahr validierte die Sektion Messwesen die Software-Kalibriermöglichkeiten für die Gamma-Spektrometrie zur in-situ-Charakterisierung von Komponenten weiter. Insbesondere wurde die Photostrahlung eines Castor-Behälters gemessen und die nuklidspezifische Aktivität im Castor-Behälter quantifiziert.

Die Sektion Messwesen hat im Berichtsjahr die bestehende Methode zur Analyse von Wischtests-, Aerosolfilter- und Abwasserproben aus Kernkraftwerken optimiert, um auch aufwändig nachzuweisende Nuklide, wie Plutonium, Americium und Curium, einfach und schnell detektieren zu können. Die Methode wurde erfolgreich an Feststoff- und Abwasserproben getestet. Dabei zeigte sich, dass diese Methode jedoch bei stark eisenhaltigen Proben an ihre Grenzen stösst und für diesen Fall weiter optimiert werden soll.

Zusätzlich hat die Sektion Messwesen die Verfahren zur Messung von Tritium in Urinproben und die Messung von Plutonium-241 in Rückbauproben mit dem Flüssigkeits-Szintillationsspektrometer erfolgreich standardisiert.

Bei der jährlichen Aeroradiometrieübung wurden das Routinemessgebiet um die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt, das Paul Scherrer Institut und das Zwischenlager Würenlingen überflogen und ausgemessen. Die Auswertung der Daten zeigten keine ungewöhnlichen Werte. Zur Validierung der Messwerte eines neu angeschafften Aeroradiometriesystems wurde das Messgebiet auch mit einem Prototyp des neuen Systems überflogen und ausgemessen. Zusätzlich wurden beide Systeme zur Gewinnung von Erkenntnissen über dem Neuenburger See und bei der Kartierung eines Gebiets in der Nähe von Vicosoprano eingesetzt.

Im Jahr 2016 nahm die Sektion Messwesen an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik sowie Personen- und Umgebungsdosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil. Bei allen Vergleichsmessungen, bei denen die Ergebnisse zum jetzigen Zeitpunkt vorliegen, liess sich eine gute Übereinstimmung der PSI-Resultate mit den Referenzwerten feststellen.

Im Berichtsjahr betreute die Sektion Messwesen eine Doktorarbeit, zwei Masterarbeiten und zwei Praktikumsarbeiten.

Bedeutung des Projekts, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

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

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

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

Ausblick

Die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird fortgesetzt. Für das Jahr 2017 sind Arbeiten an folgenden Projekten geplant:

1. Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie: Experten der Sektion Messwesen beteiligen sich aktiv in Arbeitsgruppen, die sich mit der Revision von für den Schweizer Strahlenschutz relevanten Normen (z.B. IEC) befassen. Weiterhin ist eine aktive Mitarbeit in Arbeitsgruppen des Europäischen Dosimetrienetzwerks EURADOS sowie des *D/CH Fachverbandes für Strahlenschutz vorgesehen.*
2. Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von Radionukliden: Im Rahmen von Rückbauprojekten besitzen Methoden, mit denen Komponenten zerstörungsfrei auf ihren Radionuklidgehalt unter-

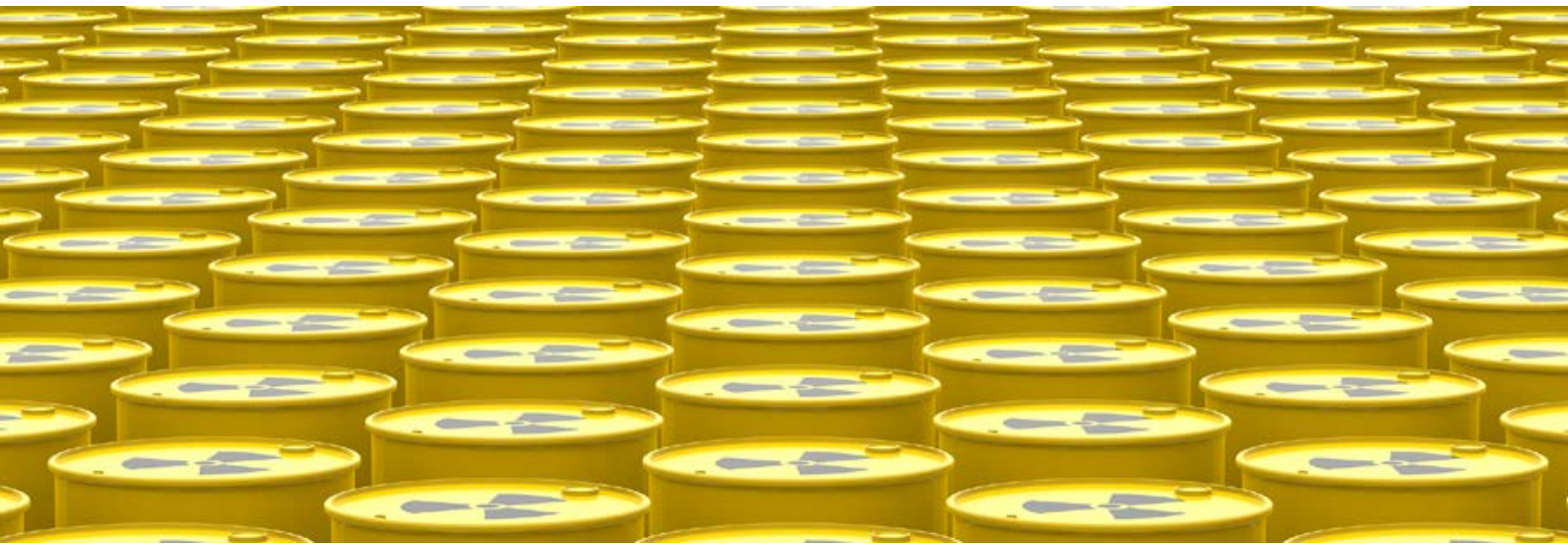
sucht oder grosse Probenmengen bearbeitet werden können, eine zentrale Bedeutung. Dabei sollen die folgenden Schwerpunkte betrachtet werden:

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

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

3. Fachbegleitung von Studenten: Derzeit wird eine Doktorarbeit in der Radioanalytik in Zusammenarbeit mit der Universität Freiburg (BRD) über Radionuklide in natürlichen Gewässern durchgeführt. Ebenfalls begonnen wurde eine Masterarbeit in der Dosimetrie.
4. Wissenschaftliche Begleitung von Aeroradiometrieübungen: Die jährlich in der Schweiz durchgeführte Aeroradiometrieübung wird durch Experten des PSI begleitet, die weiterhin die erhaltenen Messergebnisse interpretieren sowie einen unabhängigen Bericht erstellen.
5. Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inklusive deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen: Strahlenschutzmessmittel und Dosimetrie sind von zentraler Bedeutung für die radiologische Überwachung der Schweizer Kernkraftwerke sowie deren Umgebung. Weiterhin ist die Minimierung von radioaktiven Abfällen durch eine vorgängige Triagierung wichtig für aktuelle und zukünftige Projekte in den Schweizer Kernanlagen. Dies stellt hohe Anforderungen an die verwendete Messtechnik.

   Die Eigenschaften und Limiten von aktuell verwendeten sowie in der Zukunft eingesetzten Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern werden anhand von internationalen Normen und via Vergleichsmessungen überprüft und untersucht.
6. Ad-hoc-Fragestellungen des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter: Im Bereich der Aufsichtstätigkeit des ENSI treten zum Teil kurzfristig Fragestellungen auf, die externe Fachspezialisten benötigen. Diese sowie die für Untersuchungen notwendige Expertise und Messeinrichtungen werden bereitgehalten und können bei Bedarf eingesetzt werden.



Stilllegung, Transporte, Zwischenlagerung, Abfallbehandlung

1.7 Entsorgung

Die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung bildet den überwiegenden Teil im Forschungsbereich Entsorgung. Die Projekte behandeln die Eigenschaften der dafür relevanten Gesteine, die Auslegung und Überwachung eines Tiefenlagers und die Prozesse, welche die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers längerfristig beeinträchtigen können. Mit dem Näherrücken der Stilllegung von Kernkraftwerken und dem Fortschreiten des Verfahrens zum Sachplan «geologische Tiefenlager» gewinnt dieser Bereich laufend an Bedeutung. Zum Forschungsbereich Entsorgung gehören zudem die der geologischen Tiefenlagerung vorgelagerten Arbeiten, darunter insbesondere der Transport und die Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle.

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

Auftragnehmer: Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD, Universität Bayreuth
ENSI-Projektbegleiter: Bernd Roith
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

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

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

Im Rahmen des Forschungsprojekts soll eine unabhängige Berechnungsmethode entwickelt werden, um die existierende Sicherheitsmarge beim Schutzziel Wärmeabfuhr bestimmen zu können. Die neu zu entwickelnde Methode soll dabei einen anderen Ansatz verfolgen als die Berechnungen, die durch die Behälterdesigner und Eigentümer vorgelegt werden, damit diese unabhängig durch das ENSI beurteilt werden können. Dies ist notwendig, da die Betreiber der Kernanlagen die maximal mögliche Wärmekapazität der Behälter ausnutzen wollen.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde Anfang April 2014 gestartet und 2016 erfolgreich beendet. Die Projektdauer betrug zwei Jahre. Im ersten Jahr stand die Entwicklung einer passenden Methodik im Mittelpunkt, um alle auftretenden Bedingungen zusammenzufassen. Die Methodik teilt sich dabei auf in die Problemumsetzung, das heisst die Modellierung, wie die Wärme über die Bauteile und Spalten der Behälter an die Aussenwand kommen kann, und die computertechnische Umsetzung, d.h. die Integration in das vorhandene Finite-Elemente-Programm. Die beiden Faktoren beeinflussen sich gegenseitig, was zu einem dual fortschreitenden Arbeitsplan führt. Grundvoraussetzung ist, die verschiedenen Einflussgrössen bezüglich der Wärmeabfuhr zu kennen und deren Beitrag qualitativ zu definieren. Vor allem im Bereich der Konvektion wurden verschiedene Berechnungen durchgeführt, deren Ergebnisse im Rahmen eines Fachvortrags präsentiert wurden (siehe zitierte Literatur 1. & 2.).

Im zweiten Projektjahr konnten zwei generelle Methoden zusammengeführt werden. Dabei wurde die analytische Lösung der Wärmeabfuhr mit einer Spalttheorie aus der Finiten-Element-Analyse gekoppelt und so die speziell benötigte Randbedingung entwickelt. Diese Neuentwicklung, die in den bereits vorhandenen Finite-Elemente Rechenkern Z88 integriert wurde, ermöglicht die schnelle Berechnung der Temperaturverteilung sowie der Wärmeströme in einem T/L-Behälter. Des Weiteren

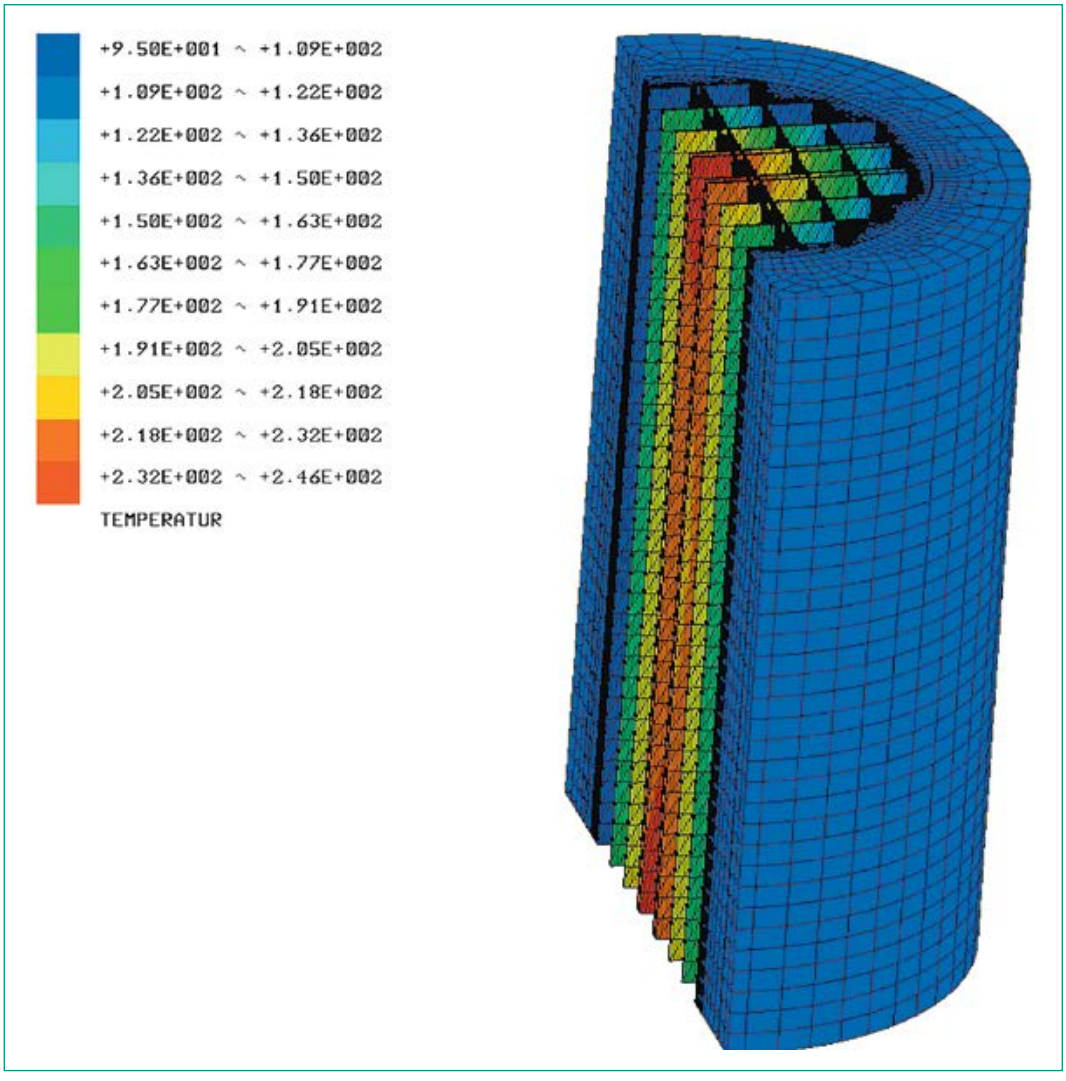


Abbildung 31:
Beispielhafte Temperaturverteilung im Vollmodell eines T/L-Behälters. Quelle: ENSI.

wurde ein zentrales Steuerprogramm entwickelt, was zur späteren benutzerfreundlichen Eingabe verwendet wird. Dadurch ist auch der Programmablauf für den Verwender vorgegeben. Die Randbedingung wurde anhand von verschiedenen einfachen Modellen validiert, und die Einflussfaktoren auf die Wärmeabfuhr über den Ringspalt weiter untersucht. Der Einfluss wurde anhand der Grösse des Ringspalts quantifiziert.

Die Rechnungen an Querschnitten und dreidimensionalen Vollmodellen von realen Behältern zeigten die Performance der neu entwickelten Software (Abbildung 31). Dabei konnte innerhalb von Sekunden bzw. wenigen Minuten der Temperaturverlauf im Tragkorb und im Behältermantel berechnet werden. Zur Visualisierung dient dabei der vorhandene Pre- und Postprozessor Z88Aurora.

Die Verifikation anhand des eigens dafür konzipierten Prüfstands konnte ebenfalls erfolgreich abgeschlossen werden. Weiter wurden die Ergebnisse im Rahmen einer Publikation (3.) einem weltweiten Fachpublikum auf dem grössten Symposium im Bereich Transport- und Zwischenlagerung, der PATRAM, vorgestellt.

Somit steht dem ENSI seit Herbst 2016 ein Berechnungstool zur Verfügung, in welchem nach und nach alle Behälter als Modell hinterlegt werden sollen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuellen Ergebnisse, vor allem die Erkenntnisse der Einflussgrössen bei der Wärmeabfuhr, können unmittelbar in die Beurteilung von aktuellen Gesuchen zur Freigabe von Behälterbauarten einfliessen. Dem ENSI steht ein unabhängiges Berechnungstool zur Verfügung, dessen Basis einen anderen Ansatz verfolgt als die Nachweise der Gesuchsteller. Dadurch können die Ergebnisse der Gesuchsteller unabhängig durch das ENSI beurteilt werden. Des Weiteren kann das ENSI Abweichungen bei der laufenden Fertigung der Behälter schnell hinsichtlich deren Einfluss auf die nukleare Sicherheit bestimmen und geeignete Konsequenzen ziehen. Durch die neue Softwarelösung vergrössert das ENSI das spezifische Wissen über die T/L-Behälter, die noch Jahrzehnte unter Aufsicht des ENSI stehen werden. Dies bezieht sich auch auf Alterungsaspekte und die Ermittlung des Istzustands nach einer allfälligen verlängerten Zwischenlagerung. Die Erkenntnisse können ebenfalls in die Beurteilung der Transportfähigkeit nach der Zwischenlagerung einfliessen, welche nach dem aktuellen Entsorgungsprogramm erforderlich sein wird.

Ausblick

Da sich dem ENSI mit der Zulassung von Transportbehältern im Gefahrgutbereich neue Fragen stellen, werden die Erkenntnisse aus diesem Projekt in ein Nachfolgeprojekt übertragen. Fragestellungen sind dabei die exzentrische Positionierung des Tragkorbes in der dichten Umschliessung, wie sie insbesondere bei horizontaler Lagerung des Behälters während des Transports auftritt, sowie der Einfluss auf die Wärmeübertragung durch Strahlung, Leitung und Konvektion. Projektbeginn ist der 1. Januar 2017.

Geologische Tiefenlagerung

1.7.2 Experimente im Mont-Terri-Projekt

Auftragnehmer: Ingenieurgeologie der ETH Zürich (HM-B-Experiment, SE-P-Experiment), EPF Lausanne (HM-A-Experiment), Karlsruher Institut für Technologie KIT (FM-D-Experiment), swisstopo (FM-D- und MO-Experiment)
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner, Martin Herfort, Ernando Saraiva

Einleitung

Das Forschungsprojekt am Felslabor Mont Terri in St. Ursanne (JU; Abbildung 32) hat für das schweizerische Entsorgungsprogramm eine grosse Bedeutung, da es wichtige Grundlagen zu den lithologischen Eigenschaften des Opalinustons und damit für die Beurteilung der bautechnischen Machbarkeit und Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers in diesem Wirtgestein liefert. Die Experimente im Felslabor Mont Terri ermöglichen wichtige Erkenntnisse zur Gesteinsbeschaffenheit, zur Felsmechanik, zur Hydrogeologie und Geochemie sowie zum Einschlussvermögen eines tonreichen Wirtgesteins. Heute beteiligen sich 16 Organisationen aus 8 Ländern am Mont-Terri-Projekt (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Japan, Kanada und USA). Das ENSI ist seit 2003 am Mont-Terri-Projekt mit eigenen Arbeiten im Rahmen seiner regulatorischen Forschung beteiligt. Zur Abwicklung der Forschungsarbeiten hat es mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich mehrjährige Forschungsverträge abgeschlossen, in deren Rahmen bisher drei Doktorarbeiten entstanden sind (Yong 2008, Thöny 2014, Wild 2016). Der gegenwärtige Schwerpunkt dieser Kooperation liegt auf dem felsmechanischen Verhalten des Wirtgesteins Opalinuston als Folge hydraulisch-mechanisch gekoppelter Prozesse.

Abbildung 32: *Blick in das Felslabor Mont Terri mit Flaggen der Partnerorganisationen, Quelle: Broschüre des Felslabors Mont Terri, heruntergeladen am 3.1.2017 von www.mont-terri.ch*

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2016 folgende sieben Experimente:

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

Der Schwerpunkt der Arbeiten lag in der Berichtsperiode auf den Experimenten HM, HM-B und FS, welche in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.3 bis 1.7.5 ausführlicher beschrieben und durch Berichte der Forscher im Anhang A ergänzt werden. Die Ergebnisse der übrigen Experimente werden in diesem Kapitel nachfolgend beschrieben.

Darüber hinaus war das ENSI an der Planung der im Jahr 2018 vorgesehenen Erweiterung des Felslabors aktiv beteiligt, indem Varianten verglichen, neue Experimente angedacht und Mittel für die Finanzierung der Erweiterungsarbeiten bereitgestellt wurden.

FM-D: Evaporation Logging

Konventionelle Methoden zur Messung der hydraulischen Durchlässigkeit stossen in geringdurchlässigen Gesteinen wie dem Opalinuston an ihre Grenzen. Mit dem Evaporation Logging-Experiment (FM-D) wird seit einigen Jahren eine Methode weiterentwickelt, um lokale hydraulische Durchlässigkeiten in Bohrungen zu bestimmen. Damit sollen Untersuchungen von ungestörten und gestörten Gesteinsbereichen sowie von zeitlichen Veränderungen der hydraulischen Durchlässigkeiten ermöglicht werden. In Zusammenarbeit mit dem Karlsruher Institut für Technologie und swisstopo wurde zunächst im Jahr 2015 eine neue Detektionsmethode, basierend auf elektrischen Messungen an verschiedenen Wasser absorbierenden Materialien, in Laborversuchen getestet. Im Berichtsjahr wurden die Erkenntnisse aus diesen Laborversuchen auf das Bohrlochinstrument (Evapometer) übertragen. Die dabei auftretenden technischen Herausforderungen (Kalibrierung und Regenerierung des Absorptionsmaterials innerhalb der Bohrung, Regulierung des Luftstroms, Langzeitstabilität der Bohrloch-Packer zur Abtrennung eines einzelnen Bohrloch-Messabschnitts von der Umgebung) wurden systematisch analysiert und das Evapometer wurde optimiert. Die Bohrloch-Packer werden nun hydraulisch gespannt und lösten das bisherige pneumatische System ab. Im kommenden Jahr sollen die Entwicklung des Geräts abgeschlossen und die Resultate in mehreren Berichten dokumentiert werden.

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

Für die Anwendung in der Praxis müssen die grundlegenden hydro-mechanisch gekoppelten Prozesse, wie sie im HM-Experiment untersucht werden, integral im Massstab eines Tiefenlagers betrachtet werden. Dazu wurde im HM-A-Experiment ein numerisches Modell erstellt, welches auf den konstitutiven Stoffgesetzen beruht und das Deformationsverhalten im Felslabor Mont Terri beschreibt. Im Berichtsjahr wurde dieses Modell im Rahmen einer Doktorarbeit an der EPF Lausanne fertiggestellt (Parisio 2016) und das Projekt abgeschlossen. Es zeigte sich, dass auch mit einem numerisch lauffähigen Modell noch nicht alle hydromechanischen Prozesse vollständig beschrieben werden können. Dieses Projekt wurde vom ENSI, von swisstopo und von der EPF Lausanne gemeinsam finanziert.

MO: Preparation of Technology for Long-term Monitoring

Die Überwachung geologischer Tiefenlager setzt langfristig zuverlässig funktionierende Messtechniken voraus. Das Monitoring-Experiment (MO) dient der Vorbereitung und dem Testen solcher Monitoring-Techniken, indem gegenwärtig die Langzeitbeständigkeit von Glasfaser-Kabeln und Sensoren unter In-situ-Bedingungen im Opalinuston untersucht wird. Seit im Jahr 2012 ein Bohrloch mit Heizelement, verschiedenen Sensoren und Kabeln ausgerüstet worden war, laufen die Messungen kontinuierlich. Es gelang, eine weitgehend kontinuierliche Heizleistung anzuwenden. Eine erste Auswertung der Temperatur- und Druckdaten soll 2017 erfolgen. Abhängig von den Resultaten ist geplant, das System zurückzubauen, die eingesetzten Kabel materialtechnisch zu analysieren und mit Rückstellproben zu vergleichen. An diesem Projekt sind ENSI, swisstopo und die französische Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs ANDRA beteiligt.

SE-P: Self-sealing processes in old EDZs and breakout zones

Das Potenzial zur Selbstabdichtung von Klüften und Brüchen ist eine wichtige Eigenschaft für den Erhalt der Barrierenwirkung des Opalinustons über lange Zeiträume. Die dafür verantwortlichen Prozesse werden aber heute noch nicht im Detail verstanden. Im Rahmen einer neu gestarteten Doktorarbeit an der ETH Zürich sollen die Selbstabdichtungsprozesse und die Transporteigenschaften von Klüften und Bruchzonen innerhalb von Auflockerungszonen untersucht werden, die durch zeitlich weiter zurückliegende Erweiterungen des Felslabors entstanden sind. Im Berichtsjahr wurden eine Feldbegehung durchgeführt und Unterlagen des Mont-Terri-Projekts ausgewertet, um geeignete Stollenabschnitte innerhalb des Felslabors zu bestimmen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Insgesamt erhält das ENSI durch seine Beteiligung am Mont-Terri-Forschungsprojekt Zugang zu unabhängigen Vergleichsdaten, die für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston von grosser Bedeutung sind. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und seinen Experten sicher. Dabei profitieren alle Beteiligten vom fachlichen Austausch unter den Experten aus verschiedenen Ländern. Mit den laufenden Arbeiten werden wichtige Grundlagen geschaffen. Auf diese kann das ENSI bei der sicherheitstechnischen Überprüfung der Standortvorschläge von geologischen Tiefenlagern im Rahmen des Sachplanverfahrens sowie bei der Ausarbeitung von dafür erforderlichen Vorgaben und Anforderungen zurückgreifen.

Ausblick

Durch die zahlreichen laufenden Experimente, den Beitritt zusätzlicher Partnerorganisationen und die inhaltliche Ausweitung der Forschungsthemen stösst das Felslabor an seine Kapazitätsgrenzen. Daher ist im Jahr 2018 geplant, das Felslabor um eine Stollenlänge von ca. 500 m zu erweitern (Abbildung 33). An dieser Erweiterung beteiligen sich alle Partner finanziell, wobei die schweizerischen Partner (ENSI, Nagra, swisstopo) zusammen voraussichtlich ca. 60 % der Kosten tragen. Das ENSI plant, im Felslabor Mont-Terri auch in den kommenden Jahren Experimente zu Eigenschaften tektonischer Störungen, zum Transport von im Tiefenlager entstehenden Gasen durch Gesteine und technische Systeme, sowie zu Versiegelungssystemen mit verschiedenen Partnern durchzuführen. Zur Aufrechterhaltung der Forschung auf dem Ge-

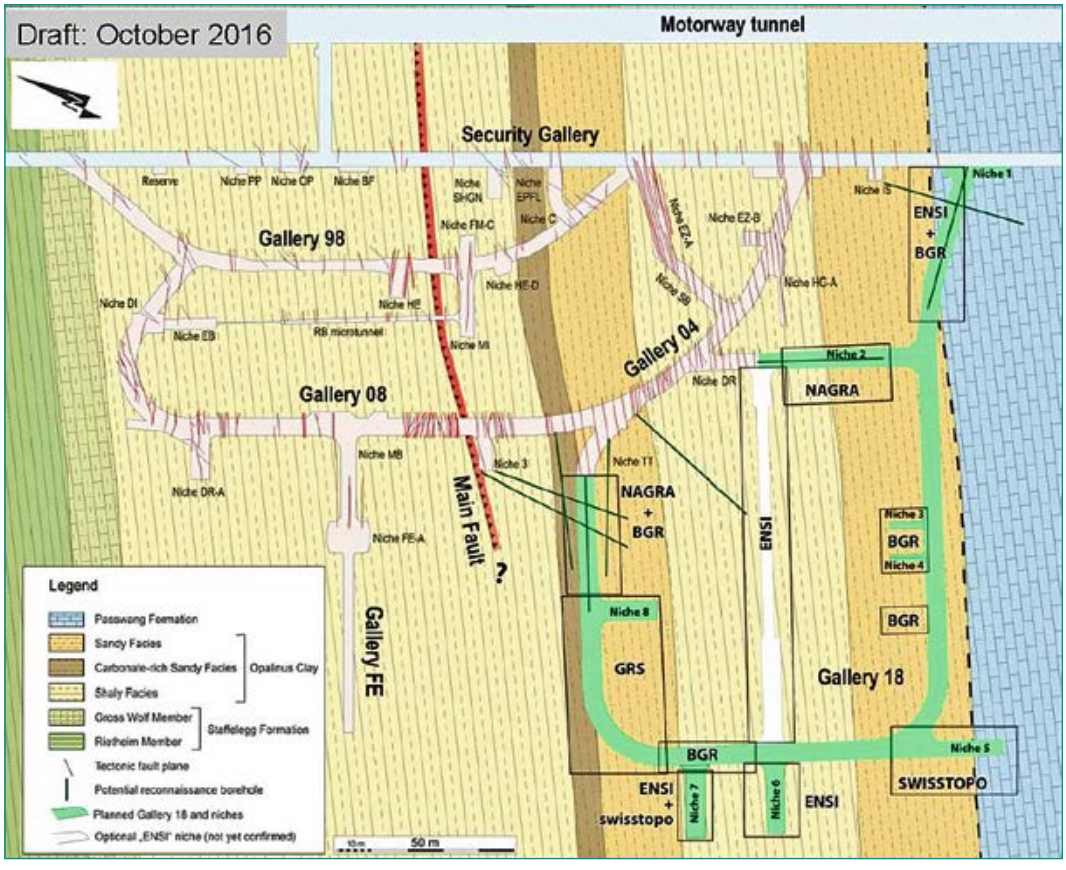


Abbildung 33: *Karte des Felslabors Mont Terri (St. Ursanne, JU) mit geplanter Erweiterung (grün) und Zuordnung neuer Stollenabschnitte zu vorgesehenen Experimenten, Quelle: Protokoll des Steering Committee Meetings Nr. 72 vom 17.11.2016.*

biet der Felsmechanik des Opalinustons und der langfristigen Entwicklung von Auflockerungszonen wurde die Forschungskooperation mit der ETH Zürich um weitere 4 Jahre verlängert.

Zitierte Literatur

- *Parisio F. (2016):* Constitutive and numerical modeling of anisotropic quasi-brittle shales, Doktorarbeit École polytechnique fédérale de Lausanne EPFL, n° 7053, Lausanne.
- *Thöny R. (2014):* Geomechanical analysis of excavation-induced rock mass behavior of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (Switzerland), Dissertation Eidgenössische Technische Hochschule ETH Zürich, Nr. 21415, Zurich.
- *Wild K.M. (2016):* Evaluation of the hydro-mechanical properties and behavior of Opalinus Clay, Dissertation Eidgenössische Technische Hochschule ETH Zürich, Nr. 23875, Zürich.
- *Yong S. (2008):* A Three-Dimensional Analysis of Excavation-Induced Pertubations in the Opalinus Clay at the Mont Terri Rock Laboratory, Dissertation Eidgenössische Technische Hochschule ETH Zürich No. 17575, Zürich.

1.7.3 Felslabor Mont Terri: HM-Experiment

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften, Ingenieurgeologie
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das HM-Experiment wurde im Rahmen der Dissertation von Katrin M. Wild an der ETH Zürich durchgeführt. Es diente der Untersuchung von gekoppelten kurzfristigen hydro-mechanischen Prozessen im Opalinuston, die für die Bau- und Betriebsphasen eines zukünftigen geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle relevant sind.

Das Hauptziel des HM-Experiments war es, ein besseres Verständnis der hydro-mechanischen Prozesse zu erhalten, die das Gebirgsverhalten des Opalinustons (tonige Fazies) nach dem Ausbruch untertägiger Hohlräume beeinflussen. Von besonderer Bedeutung waren die Quantifizierung der effektiven felsmechanischen Eigenschaften und das gekoppelte hydro-mechanische Verhalten des Opalinustons im Labormassstab. Der Hauptfokus des HM-Experiments lag auf der systematischen experimentellen Analyse der poroelastischen Eigenschaften des Opalinustons (Porenwasserdruck-Koeffizient nach Skempton, Spannungs-Dehnungsverhalten unter drainierten und undrainierten Bedingungen bei Druckbeanspruchung, Entwicklung des Porenwasserdrucks bei Druckbeanspruchung, effektive Festigkeitseigenschaften).

Mit dem dazugehörigen, noch nicht abgeschlossenen HM-B-Experiment wird eine zusätzliche Fragestellung bezüglich der Entwicklung des Porenwasserdrucks und der mechanisch erzeugten kapillaren Saugwirkung in Bohrungen im Opalinuston infolge der Entlastung untersucht (siehe Kap. 1.7.4).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die letzten Aktivitäten des HM-Experiments wurden 2016 erfolgreich abgeschlossen. Sie umfassten die wissenschaftliche Analyse der experimentellen Daten und die Publikation der Forschungsergebnisse im Rahmen der Dissertation. Die Hauptergebnisse des HM-Experiments sind nachfolgend zusammengefasst.

In einer Vorstudie wurden Prüfkörper bei unterschiedlichen Luftfeuchtigkeitsgraden ins Gleichgewicht gebracht, um die Wasserbindungseigenschaften des Opalinustons und den Einfluss der partiellen Sättigung (des Saugvermögens) auf die geomechanischen Eigenschaften des Opalinustons (Elastizitätsmodul, Poissonzahl, einaxiale Druckfestigkeit und indirekte Zugfestigkeit) zu ermitteln. Die Ergebnisse zeigen, dass das Saugvermögen einen grossen Einfluss auf die geomechanischen Eigenschaften des Opalinustons hat. Mit zunehmender Saugspannung (mit zunehmender Entsättigung der Probe) nehmen beispielsweise sowohl die Steifigkeit als auch die Festigkeit des Opalinustons signifikant (zwei- bis dreifach) zu. Dies ist einerseits relevant in Bezug auf das längerfristige hydro-mechanische Verhalten des Opalinustons um einen Lagerstollen. Andererseits zeigt es die Notwendigkeit einer kompletten Sättigung der Probe zur Bestimmung der hydro-mechanischen Materialeigenschaften des Opalinustons, die als repräsentativ für die Beurteilung seines Verhaltens vor und während des Tunnelvortriebs herangezogen werden können.

In einer ersten Testreihe wurden konsolidierte drainierte und undrainierte Triaxialversuche mit Opalinuston-Proben durchgeführt. Die Prüfkörper wurden mithilfe von erhöhtem Wasserdruck gesättigt und bei effektiven Einspannungen zwischen 0.5 und 16 MPa konsolidiert, bevor die axiale Spannung unter gleichbleibender radialer Spannung erhöht und der Prüfkörper somit abgeschert wurde. Um den

Einfluss der Anisotropie des Opalinustons auf die Eigenschaften und das hydro-mechanische Verhalten untersuchen zu können, wurden sowohl P-Proben (Hauptbelastungsrichtung verläuft parallel zur Schichtung) als auch S-Proben (Hauptbelastungsrichtung verläuft senkrecht zur Schichtung) getestet. Zudem wurde der Einfluss der Einspannung auf die Porenwasserdruck-Entwicklung während der undrainierten Versuche und auf die effektiven geomechanischen Eigenschaften studiert.

Die Testresultate ergaben einen signifikanten Einfluss der Einspannung sowohl auf die poroelastischen Eigenschaften als auch auf die Steifigkeit des Opalinustons. Zudem wurde mit zunehmender Einspannung ein Wechsel von überkonsolidiertem zu normalkonsolidiertem Verhalten beobachtet. Prüfkörper, welche bei geringer effektiver Einspannung konsolidiert wurden (d.h. stark überkonsolidierte Prüfkörper), zeigten ein deutlich dilatantes Verhalten im Vorbruchbereich und einen signifikanten Spannungsabfall, nachdem die Spitzenfestigkeit erreicht wurde. Prüfkörper, welche bei höheren effektiven Einspannungen konsolidiert wurden (d.h. leicht überkonsolidierte bis normalkonsolidierte Prüfkörper), wiesen hingegen eine Kompaktion bis in den Nachbruchbereich und ein spröd-duktiles Verhalten auf. Diese Veränderung des hydro-mechanischen Verhaltens mit zunehmender Einspannung konnte mit einem nichtlinearen Bruchkriterium korreliert und in Beziehung zu der dilatanten Struktur des Opalinustons gesetzt werden.

Eine zweite Testreihe mit konsolidierten undrainierten Triaxialversuchen an Opalinuston-Proben wurde durchgeführt, um den Einfluss des Spannungspfades auf die hydro-mechanischen Eigenschaften und das hydro-mechanische Verhalten zu ermitteln. Drei unterschiedliche Spannungspfade, welche den Vortrieb eines runden Tunnels approximieren, wurden jeweils auf eine P-Probe und eine S-Probe angewandt: ein zweidimensionaler Spannungspfad mit isotropen initialen Spannungsbedingungen, ein zweidimensionaler Spannungspfad mit anisotropen initialen Spannungsbedingungen sowie ein dreidimensionaler Spannungspfad. Untersucht wurden die Auswirkungen des Spannungspfades in Kombination mit der Anisotropie auf das hydro-mechanische Verhalten des Opalinustons.

Das Aufbringen der zweidimensionalen Spannungspfade auf S-Proben generierte einen Porenwasserüberdruck, wohingegen der Porenwasserdruck in P-Proben abnahm. Dilatanz in Verbindung mit dem Erreichen der Fliessgrenze wurde jedoch bei allen Versuchen beobachtet. Mit den Resultaten des Versuchs mit dem dreidimensionalen Spannungspfad konnte zudem die Entwicklung des Porenwasserdrucks, welche generell während Tunnelvortrieben in Tongesteinen beobachtet wird, konzeptionell nachgebildet werden. In Bezug auf die Spitzenfestigkeit des Opalinustons konnte kein signifikanter Unterschied im Vergleich zu der vorhergehenden Testreihe (den Triaxialversuchen unter Verwendung eines Standard-Spannungspfades) festgestellt werden. Jedoch wird das Eintreten des Bruches stark durch die Anisotropie des Opalinustons beeinflusst und kann auf das unterschiedliche hydro-mechanische Verhalten der P- und S-Proben zurückgeführt werden, welches sich in den unterschiedlichen Spannungspfaden zu erkennen gibt. Obwohl im Ganzen gesehen ein gemeinsames Bruchkriterium festgestellt wurde, brechen S-Proben im Vergleich zu P-Proben grundsätzlich bei geringeren effektiven Spannungen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die erzielten Ergebnisse aus dem HM-Experiment tragen zum besseren Verständnis der geomechanischen Eigenschaften des Opalinustons und zur Interpretation von Beobachtungen (Monitoring) im Opalinuston in der näheren Umgebung der Versuchsstollen im Felslabor Mont Terri bei. Die daraus gewonnenen wissenschaftlichen Erkenntnisse sind für die sicherheitstechnische Beurteilung zukünftiger geologischer Tiefenlagerprojekte im Opalinuston durch das ENSI von grosser Bedeutung.

Die Veröffentlichung von fachlichen Artikeln der Forschungsgruppe und die Teilnahme an internationalen Kongressen fördern den internationalen Austausch zwischen denjenigen Ländern, die Entsorgungsprojekte in tonreichen Wirtgesteinen vorantreiben. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Die Dissertation von K. M. Wild (2016) wurde im Februar 2017 veröffentlicht. Die Hauptergebnisse der Dissertation werden 2017 in mehreren Fachzeitschriften publiziert werden.

Ursprünglich waren im HM-Experiment weitere Aktivitäten geplant: «Numerische Rückberechnungen (Simulation) der Laborversuche und Entwicklung einer Prozedur für die Kalibrierung des Modells» und «Verifizierung des Stoffgesetzmodells und der ausgewählten Parameter mittels Rückberechnungen (Simulation) von bereits abgeschlos-

senen in-situ-Experimenten im Felslabor Mont Terri». Diese wurden aufgrund der sich ergebenden Komplexität im Rahmen des HM-Projekts nicht abgeschlossen. Es ist vorgesehen, diese Aktivitäten im Rahmen des geplanten HM-C-Experiments ab 2017 durchzuführen.

Zitierte Literatur

- *K.M. Wild (2016):* Evaluation of the hydro-mechanical properties and behavior of Opalinus Clay. Dissertation, ETH Zürich NO. 23875, 205 Seiten. Abrufbar unter: http://e-collection.library.ethz.ch/eserv/eth:50514/eth-50514-02.pdf

1.7.4 Felslabor Mont Terri: HM-B-Experiment

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften, Ingenieurgeologie
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A (im Bericht zum HM-Experiment enthalten)

Einleitung

Wegen der niedrigen hydraulischen Leitfähigkeit des Opalinustons und der in der Regel schnellen Durchführung von Bohrungen in diesem Material beziehen sich die Eigenschaften und das Verhalten des Opalinustons in erster Linie auf den undrainierten Zustand, das heisst bei einer Spannungsänderung verliert er kein Wasser. Durch die Entlastung des Opalinustons bei der Probenentnahme nimmt der Porenwasserdruck in der Probe infolge einer volumetrischen Expansion ab. Durch diesen Prozess können (sogar absolut) negative Porenwasserdrücke und Kavitationseffekte entstehen. Dadurch können Kapillarkräfte auftreten, die die Festigkeit des Opalinustons stark verbessern können (sogenannte scheinbare Kohäsion). Diese Vorgänge und deren Auswirkungen wurden bis heute kaum untersucht.
Das HM-B-Projekt dient der Evaluierung der mechanisch erzeugten kapillaren Saugwirkung in Bohrungen im Opalinuston mittels in-situ-Überbohrens einer Pilotbohrung. In Abbildung 34 wird der Versuchsaufbau dieses Experiments dargestellt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden die Pilotbohrung durchgeführt und ein Packer-System sowie die Versuchseinrichtungen installiert. Der Ausgleich des Porenwasserdrucks im Prüfungsabschnitt stellte sich im Berichtsjahr nicht ein, weil die Sättigung des Opalinustons noch nicht beendet war. Demzufolge können die weiteren Arbeiten, d.h. das Überbohren des Prüfungsintervalls und Messungen sowie die wissenschaftliche Analyse der Versuchsdaten erst 2017 angegangen werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aus dem HM-B-Experiment zu erwartenden Ergebnisse sind relevant für die Beurteilung der kurzfristigen Gebirgsstabilität und der undrainierten Scherfestigkeit des Wirtgesteins Opalinuston im

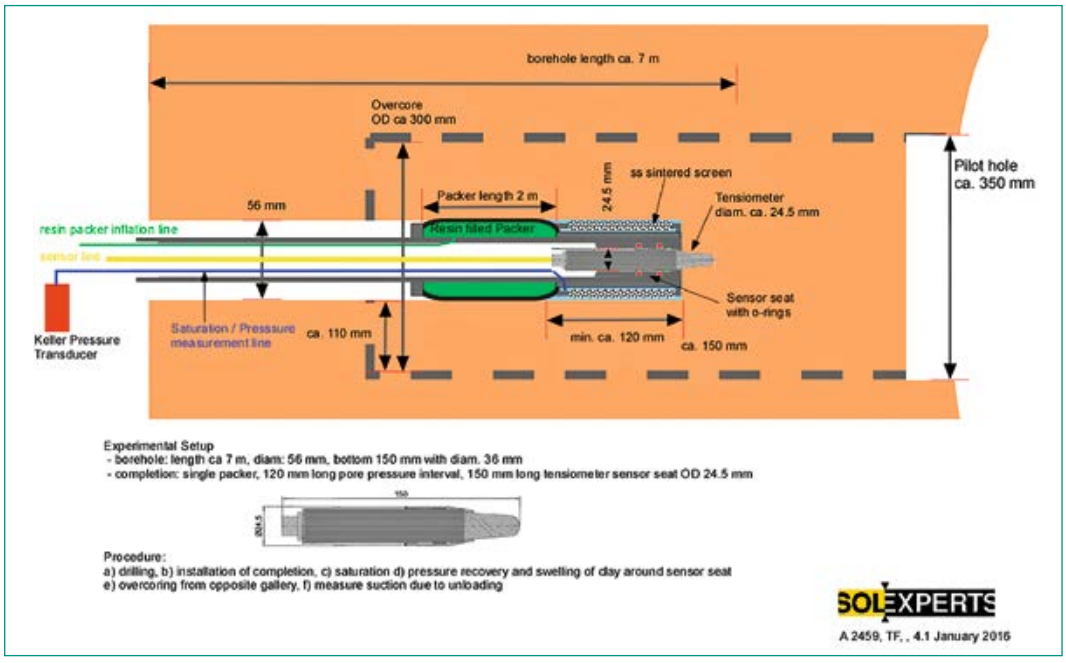


Abbildung 34:
Versuchsaufbau beim HM-B-Experiment. Quelle: ETH Zürich.

Umfeld eines aufgefahrenen Tunnelquerschnitts. Aus den Ergebnissen dieses Experiments sollen wissenschaftliche Erkenntnisse für die Planung, den Bau und den Betrieb eines zukünftigen geologischen Tiefenlagers in der Schweiz gewonnen werden. Sie sind im Rahmen der Tätigkeit des ENSI insbesondere für die sicherheitstechnische Beurteilung zukünftiger geologischer Tiefenlagerprojekte im Opalinuston von Bedeutung.

Die Veröffentlichung von fachlichen Artikeln der Forschungsgruppe und die Teilnahme an internationalen Kongressen fördern den internationalen Austausch zwischen denjenigen Ländern, die Entsorgungsprojekte in tonreichen Wirtgesteinen vorantreiben. Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Das HM-B-Experiment soll im Jahr 2017 abgeschlossen werden, unter der Voraussetzung, dass der Ausgleich des Porenwasserdrucks im Prüfungsabschnitt der Pilotbohrung in der entsprechenden Zeitperiode erfolgt, also Sättigung und Gleichgewicht mit den Umgebungsbedingungen erreicht werden. Danach soll die mit dem Packer-System ausgerüstete Pilotbohrung anhand einer zweiten Bohrung (Durchmesser 350 mm; Abbildung 34) überbohrt werden, um eine Entlastung des Opalinustons entlang des Prüfungsabschnitts in der Pilotbohrung zu erzeugen. Während des Überbohrens soll die Entwicklung des Porenwasserdrucks und der mechanisch erzeugten kapillaren Saugwirkung gemessen werden. Anschliessend sollen die Versuchsdaten und Ergebnisse wissenschaftlich analysiert werden.

1.7.5 Felslabor Mont Terri: FS-Experiment

Auftragnehmer: Bundesamt für Landestopographie swisstopo
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

Für das Experiment soll in einer durch die Hauptstörung des Felslabors führenden Bohrung Wasser in einem durch Abdichtungen (Packer) begrenzten Bereich injiziert werden. Der dadurch steigende Porenwasserdruck reduziert die effektive Spannung, bis es zur Reaktivierung der Störung kommt. Während des Experiments werden der Wasserfluss, der Porenwasserdruck, die Bewegung der Störung und die senkrecht zur Störung auftretende Verformung des Gesteins gemessen. Ziel des Experiments ist es, eine Bewegung der Störung mit einer Geschwindigkeit von 0.1 – 10 µm/s und eine Gesamtverschiebung von einigen Millimetern zu erreichen.

An dem Projekt sind die Partner swisstopo (Leitung), US Department of Energy (DOE), Japan Atomic Energy Agency (JAEA) und ENSI beteiligt. Das Projekt wird in enger Kooperation mit den nationalen und internationalen Partnern ETH Zürich, dem Schweizer Erdbebendienst SED dem Lawrence Berkeley National Laboratory LBNL, der Universität Neuchâtel, Total, CEREGE (Universität Aix-Marseille) und Geoazur Nice durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel des Jahres 2016 war die Auswertung der durchgeführten Experimente im Bereich der Hauptstörung. In den Tests wurden die Verschiebung der Störung sowie die daraus resultierende Seismizität infolge der Injektion von Wasser beobachtet. Es konnten mehrere Ereignisse identifiziert werden, die mit einer Erhöhung der Permeabilität der Störung um den Faktor 1000 einhergingen.

Abbildung 35 zeigt die Anordnung der durchgeführten Experimente sowie Details zur Versuchsdurchführung einschliesslich der Position der Testintervalle. Abbildung 36 zeigt beispielhaft für zwei Testintervalle die Messwerte für den Wasserdruck und die Durchflussrate. Im unteren Testintervall (40.6 m) lässt sich der stufenweise ansteigende Wasserdruck im Injektionsbereich erkennen, der beim Erreichen des Druckes zur Aktivierung der Störung (Fault opening pressure FOP) zu einem deutlichen Ansteigen der Durchflussraten führt. Kurz nach Öffnung der Störung kommt es zu einem induzierten seismischen Ereignis.

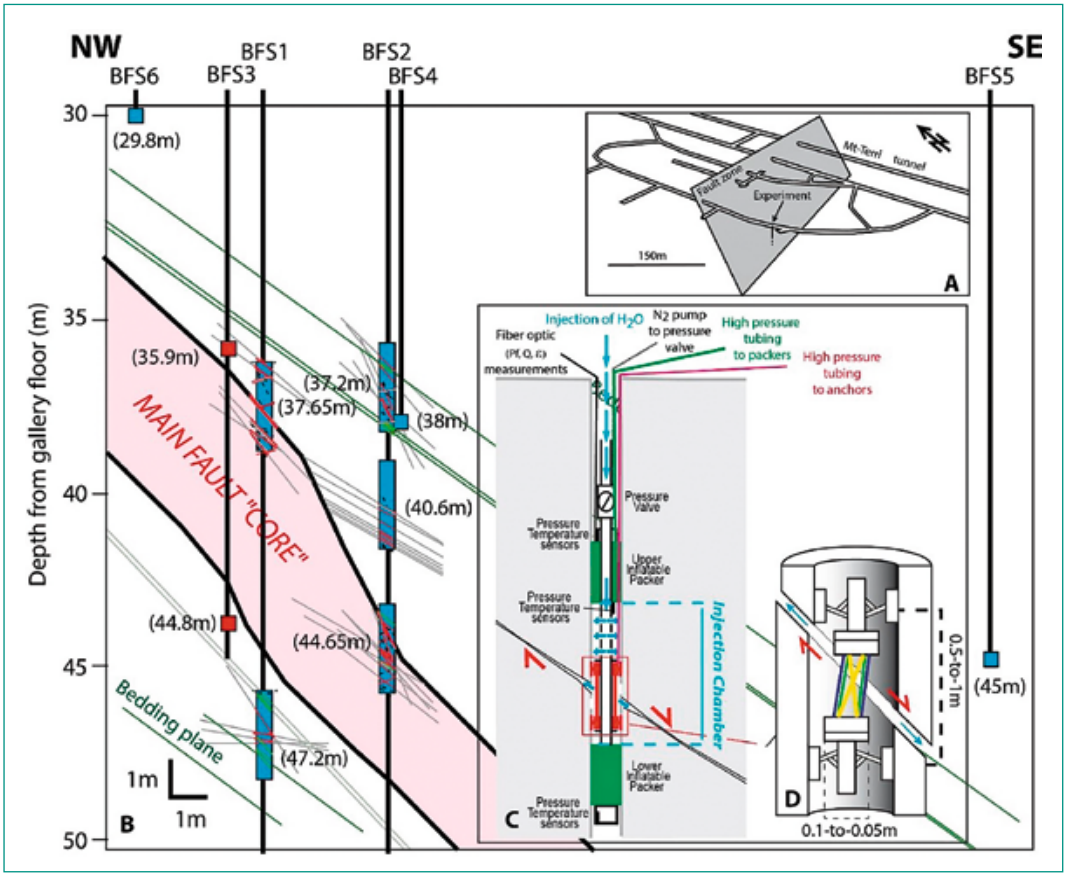


Abbildung 35:
(A) 3D-Ansicht der Hauptstörung im Felslabor Mont Terri mit dem Ort des FS-Experiments; (B) Vereinfachter Schnitt durch die Hauptstörung mit der Position der Testintervalle (blaue Rechtecke) in den Bohrungen BFS-1 und BFS-2. In Bohrung BFS-3 erfolgt das passive seismische Monitoring; (C) Aufbau der SIMFIP-Testausrüstung; (D) Schematische Darstellung der 3D-Deformationsmesseinheit. Quelle: FS-Experiment

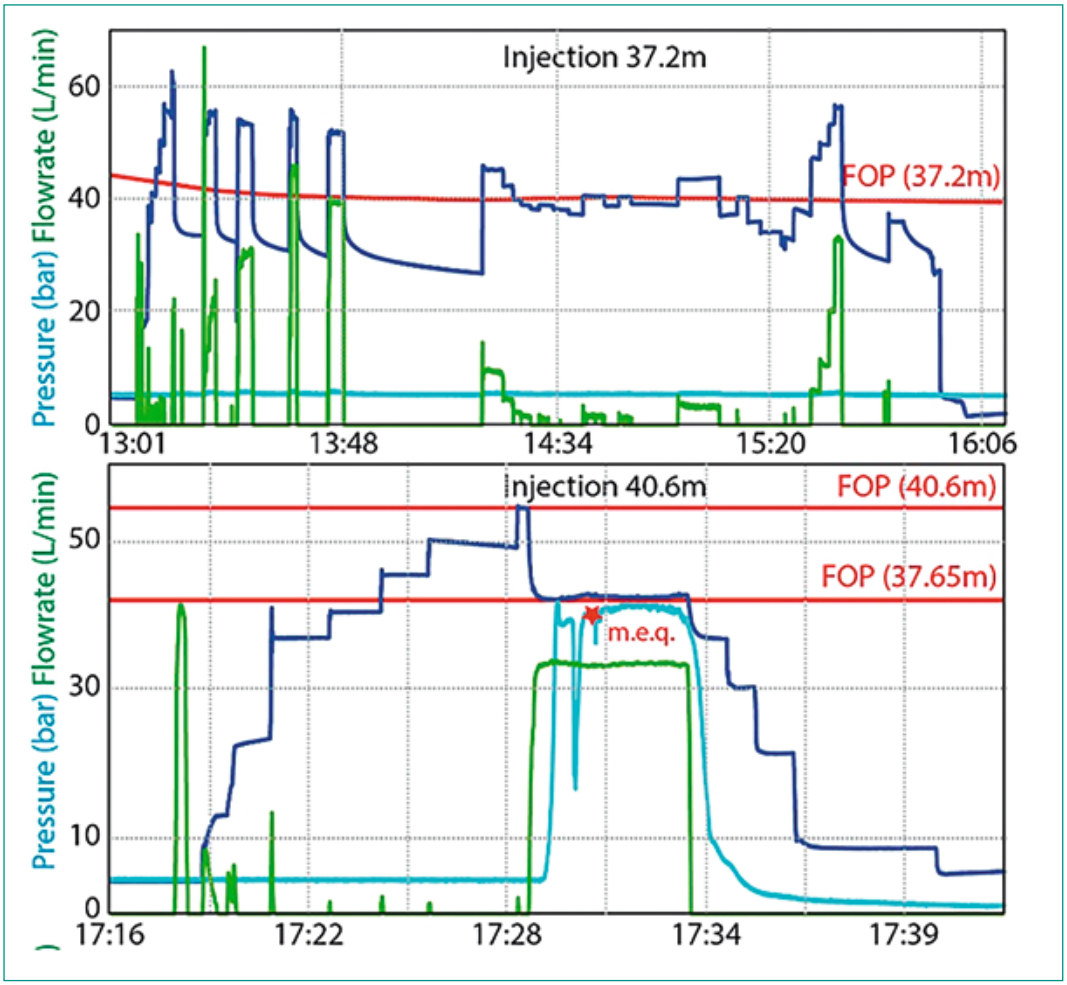


Abbildung 36:
Messwerte des Wasserdrucks und der Durchflussrate über die Zeit für zwei Testintervalle in den Bohrungen BFS-1 und BFS-2; Dunkelblau: Wasserdruck im Injektionsintervall; Hellblau: Wasserdruck im Monitoringintervall; Grün: Durchflussrate im Injektionsintervall; m.e.q: Mikroerdbeben: Quelle: FS-Experiment

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ausblick

In den nächsten zwei Jahren stehen die Auswertung der Messdaten und die Modellierung des Experiments im Vordergrund. Dabei werden insbesondere das LBNL und der SED aktiv sein. Ausserdem ist das FS-Experiment als Task für das Projekt DECOVALEX-2019 vorgesehen. In diesem Rahmen wird die ergänzende vergleichende Modellierung der Experimente durch Expertengruppen aus verschiedenen Ländern erfolgen.

1.7.6 DECOVALEX-2019

Auftragnehmer: Lawrence Berkeley National Laboratory, USA
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das Projekt DECOVALEX ist eine internationale Forschungskooperation, die vom Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) 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, zu verbessern und anzuwenden. An dem Projekt waren Entsorgungspflichtige für radioaktive Abfälle und Aufsichtsbehörden aus verschiedenen Ländern Europas, Asiens und Amerikas beteiligt.
Im April 2016 begann die bis 2019 laufende Phase VII. Neben dem ENSI nehmen mittlerweile elf das Projekt finanzierende Organisationen teil. Diese sogenannten Funding Organisations können wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen.
Für DECOVALEX-2019 wurden 7 Aufgaben (Tasks) definiert:

- Task A: ENGINEER (Leitung: BGS);
- Task B: Fault Slip (Leitung: ENSI/LBNL);
- Task C: Greet (Leitung: JAEA);

Abkürzung	Organisation	Land	Funktion
ANDRA	French national radioactive waste management agency	Frankreich	Betreiber
BGR & UFZ	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe zusammen mit dem Helmholtzzentrum für Umweltforschung	Deutschland	Geowissenschaftlicher Dienst
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission	Kanada	Aufsichtsbehörde
DOE	U.S. Department of Energy & Lawrence Berkeley National Laboratory	USA	Betreiber
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat	Schweiz	Aufsichtsbehörde
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire	Frankreich	Forschungseinrichtung der Aufsichtsbehörde
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	Japan	Betreiber
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute	Korea	Forschungseinrichtung
RWM	Radioactive Waste Management	Grossbritannien	Betreiber
SSM	Swedish radiation safety authority	Schweden	Aufsichtsbehörde
SURAO	Radioactive waste repository authority	Tschechien	Betreiber
TaiPower	Taiwan power company	Taiwan	Stromproduzent

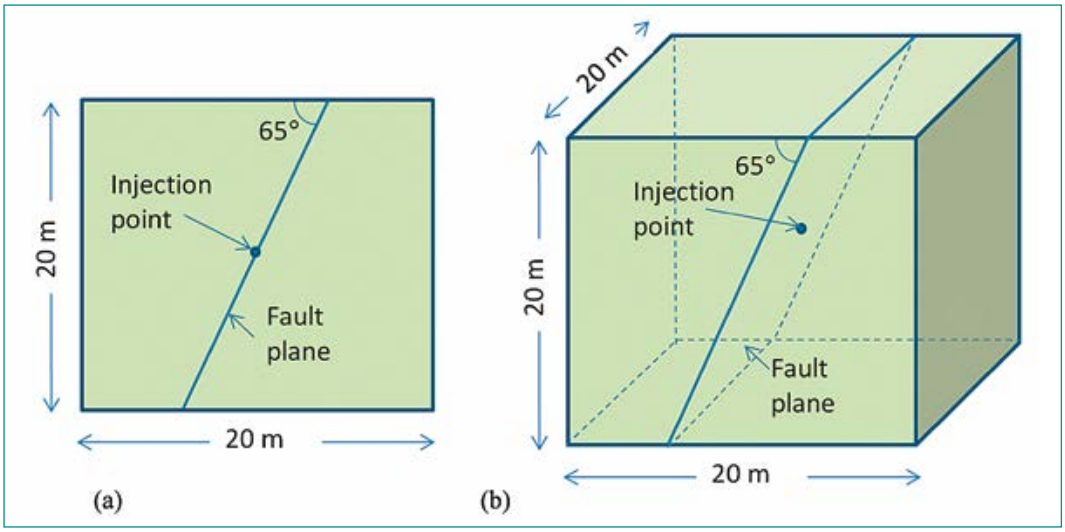


Abbildung 37:
Darstellung des betrachteten Modellgebiets in 2D (a) und 3D (b) für den Teilschritt 1. Quelle: Graupner, Rutqvist & Guglielmi (2016): Description of DECOVALEX-2019 Task B

- Task D: INBEB (Leitung: UPC);
- Task E Upscaling of Heater Tests (Leitung: Andra);
- Task F: FINITO (Leitung: BGR/UFZ);
- Task G: EDZ Evolution (Leitung: SSM).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI hat den Task B vorgeschlagen und führt diesen mit Unterstützung des Lawrence Berkeley National Laboratory. An dem Task nehmen neben dem ENSI und LBNL noch weitere vier Organisationen teil. Der Task B befasst sich mit der Modellierung des FS-Experiments im Felslabor Mont Terri, an dem das ENSI ebenfalls beteiligt ist. Ziel des Experiments ist es, den Einfluss der Reaktivierung einer vorher gering durchlässigen Störungszone auf die Permeabilität und damit die Wassertransportkapazität zu untersuchen. Dazu wurden 5 Tests im Umfeld der Hauptstörung in Mont Terri durchgeführt (Abbildung 35). Details dazu sind beim FS-Experiment zu finden (siehe Kap. 1.7.5).

Zweck des DECOVALEX-2019 Tasks B ist es, Modelle zu entwickeln, zu vergleichen und anhand der Daten des FS-Experiments zu validieren, mit denen die Reaktivierung von Störungen und die daraus folgende Veränderung der Permeabilität der Störung beschrieben werden kann. Der Task besteht aus 3 Teilschritten. Der erste Teilschritt dient dazu, dass sich die Teilnehmer mit der Problemstellung vertraut machen. Es wird ein an das reale Experiment angelehnter Benchmark (vergleichende Modellierungen) zur Aktivierung einer einzelnen Störung in zwei- und dreidimensionaler Form berechnet (Abbildung 37). Im zweiten Teilschritt geht es um die Modellierung des Randbereichs der Hauptstörung und im dritten Teilschritt wird die Aktivierung der Hauptstörung betrachtet.

Das Ziel des ENSI ist, die Weiterentwicklung der eigenen Modellierfähigkeiten insbesondere für hydraulisch-mechanisch gekoppelte Prozesse im Umfeld eines geologischen Tiefenlagers voranzutreiben. Die Modellierungen zum Teilschritt 1 haben Ende 2016 begonnen. Erste Ergebnisse werden im nächsten Forschungsbericht dargestellt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme am Projekt DECOVALEX-2019 hat für das ENSI eine hohe Bedeutung. Die Bearbeitung der Aufgaben im Task B erweitert die interne Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeit-Sicherheitsbetrachtung relevanten Modellierung von hydraulisch-mechanischen Prozessen im Opalinuston. Diese und ähnliche Modelle werden zur sicherheitstechnischen Beurteilung der in der Planung befindlichen Tiefenlagerprojekte eingesetzt. DECOVALEX-2019 stärkt zudem die internationale Vernetzung des ENSI. So können intensive fachliche Kontakte zum LBNL, zur IRSN und zu BGR/UFZ aufgebaut werden.

Ausblick

Bis April 2017 wird die Modellierung des Teilschritts 1 vorangetrieben. Die Ergebnisse der Teilnehmer werden beim nächsten Workshop analysiert und verglichen. In der zweiten Jahreshälfte wird zunehmend die Modellierung des Teilschritts 2 in den Fokus treten.

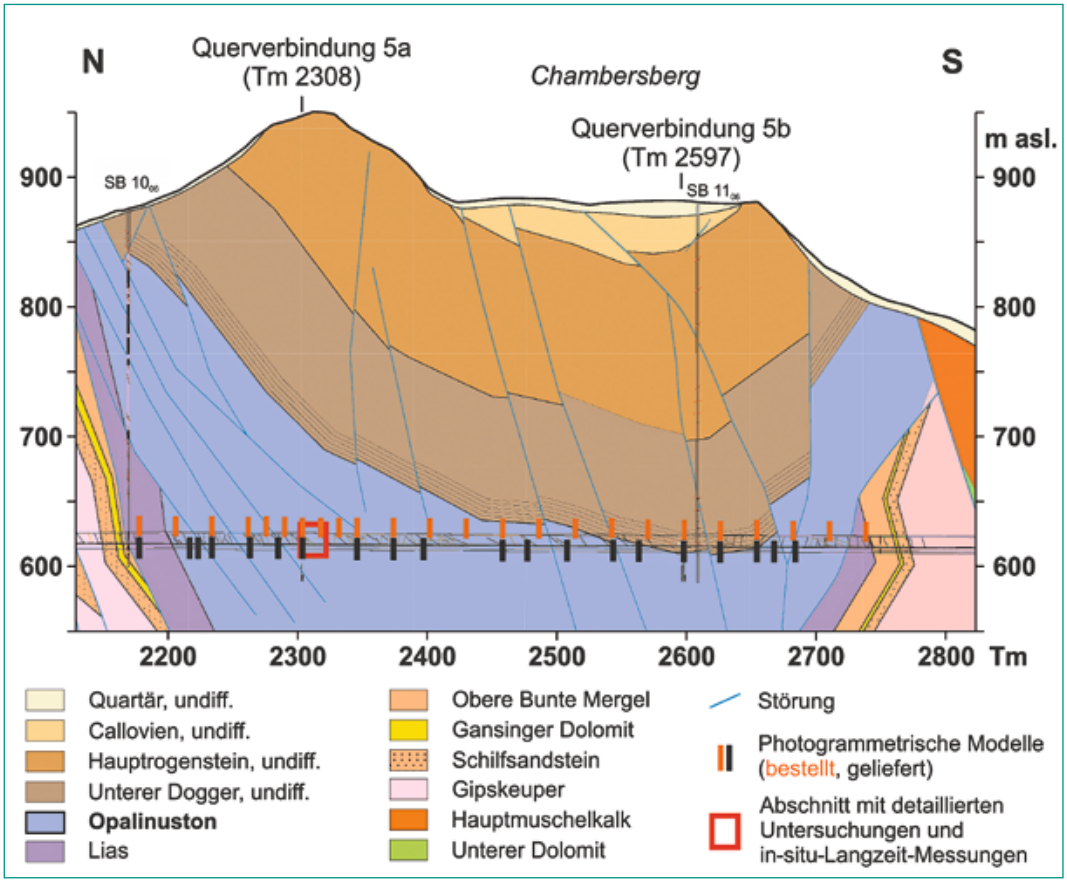


Abbildung 38:
Auszug aus dem geologischen Längsschnitt des Sanierungstunnels Belchen zwischen Tm 2100 und Tm 2800 (Prognose) mit der Lage der geplanten und der tatsächlich ausgeführten geologischen Datenaufnahmen (Photogrammetrie). In diesem Abschnitt wurde der neue Tunnel durch den gefalteten und abgescherten Opalinuston (Synklinale Chambersberg) vorgetrieben. Quelle: Bundesamt für Strassen ASTRA, Dokument/Plan-Nr. (PV) IGSTB-UA-UP-9002.

1.7.7 Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften, Ingenieurgeologie
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Der Sanierungstunnel Belchen entlang der Autobahn A2 zwischen Basel und Egerkingen (Länge: 3.2 km) wird seit Februar 2016 im Auftrag des Bundesamts für Strassen ASTRA mit Hilfe einer Tunnelbohrmaschine (TBM) vom Südportal aus vorgetrieben. Dabei wurden zwei Abschnitte des Tunnels im Opalinuston mit einer Länge von ca. 160 m und ca. 410 m durchfahren (Abbildung 38). Während der kürzere erste Abschnitt durch stark geneigten, aber nicht verfalteten Opalinuston charakterisiert ist, entspricht der zweite längere Abschnitt einer ausgedehnten Muldenstruktur (Synklinale), in der der Opalinuston insbesondere im Nordschenkel stark deformiert vorliegt. Die für das Auffahren des Tunnels eingesetzte TBM hat einen Ausbruchdurchmesser von rund 14 m und eine Länge von 75 m. Der Tunnelausbau besteht aus einer Aussenschale aus vorfabrizierten Betonsegmenten und einer Innenschale aus Ortbeton.

Der Bau des Sanierungstunnels Belchen bietet dem ENSI die Möglichkeit, felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston abseits des Felslabors Mont Terri und unter den Bedingungen eines maschinellen Vortriebsverfahrens (TBM) vorzunehmen. Nach Rücksprache mit dem ASTRA hat das ENSI gemeinsam mit einer Forschungsgruppe der Ingenieurgeologie der ETH Zürich ein felsmechanisches Untersuchungsprogramm entwickelt, das in zwei Phasen durchgeführt werden soll. Mit den geplanten Untersuchungen sollen auch relevante praktische Erfahrungen im Tunnelbau gemacht und Kenntnisse über den Wert geotechnischer Risikoanalysen vor dem Beginn des Tunnelvortriebs gewonnen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der ersten im Jahr 2016 gestarteten Phase sollten folgende felsmechanische Aspekte und Fragestellungen untersucht und besser verstanden werden:

- Das Gebirgsverhalten des Opalinustons infolge des Tunnelvortriebs soll bei unterschiedlichen strukturgeologischen Verhältnissen und Überlagerungen untersucht werden. Dafür werden die Daten der TBM, die beim Auffahren angetroffenen Gebirgs-

strukturen, die in-situ-Spannungen und felsmechanischen Kennwerte aufgenommen.

- Die technischen Möglichkeiten und die Grenzen der geologischen Charakterisierung und Dokumentation während des Tunnelvortriebs mittels TBM werden untersucht.
- Die technischen Möglichkeiten und die Grenzen der dem Tunnelvortrieb vorauseilenden geologischen Vorauserkundungen (hinter dem Bohrkopf der TBM) werden geprüft.
- Das kurz- und langfristige Systemverhalten (Wechselwirkungen zwischen Opalinuston und Tunnelausbau) werden untersucht.
- Die felsmechanischen und mineralogischen Eigenschaften sowie das zeitliche und räumliche in-situ-Quellverhalten des Opalinustons werden untersucht bzw. aufgenommen.

Die letzten zwei aufgelisteten Themen werden im Tunnelabschnitt bei Tunnelmeter (Tm) 2317 (Messquerschnitt in Abbildung 38 und Abbildung 39) im Bereich der maximalen Tunnelüberlagerung von 325 m untersucht.

Die Planung der vorgesehenen geotechnischen Erkundungen und Untersuchungen begann im April 2016 und wurde vom ETH-Team mit teilweiser fachlicher Unterstützung von anderen Experten des ENSI durchgeführt. Die dazugehörigen Installationsarbeiten im Tunnel wurden von November bis Dezember 2016 während des gleichzeitigen Tunnelvortriebs ausgeführt. Trotz der erwarteten schwierigen Randbedingungen (Priorität hatte der reibungslose Tunnelvortrieb) konnten die geplanten geotechnischen Erkundungen und messtechnischen Untersuchungen vorgenommen werden. Ferner wurden die geplanten messtechnischen Einrichtungen in der zweiten Opalinuston-Strecke (Messquerschnitt Tm 2317) installiert und erste Messungen bereits durchgeführt.

Seit April 2016 wurden gemäss dem Untersuchungsprogramm der ersten Phase folgende Arbeiten ausgeführt:

- Geologische Vorauserkundung und Aufnahme des Opalinustons vor der TBM mittels optischer Bohrlochaufnahmen *(optical televiewer)* in einer waagrechten Vorauserkundungsbohrung (Länge: 33 m) in der ersten Opalinuston-Strecke.
- Systematische geologische Datenaufnahme von Teilen der Ausbruchsfläche des Opalinustons vor der TBM (Ortsbrust) mittels Photogrammetrie (Bilddaten aus GoPro-Kameras) in der zweiten Opalinuston-Strecke (Abbildung 38) in regelmässigen Abständen von ca. 28 m und lokal im Bereich des Messquerschnitts (Tm 2317) in Abständen von ca. 14 m.

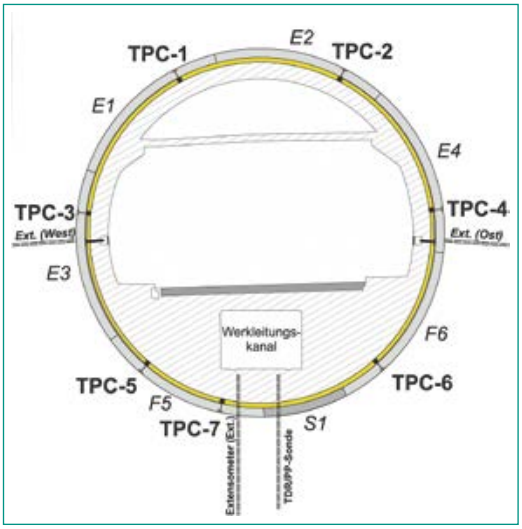


Abbildung 39:
Tunnelquerschnitt (Durchmesser 14 m) im Bereich des Messquerschnitts bei Tm 2317 (entspricht Tm 1384,5 ab Tunnelsüdportal) mit Blick Richtung Nordportal und den Positionen der eingebauten Druckmessdosen TPC-1 bis TPC-7, Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2016 (Anhang A).

- Zusätzliche geologische Erkundungen und Aufnahmen des Opalinustons aus den Kernbohrungen für die Installation von Gleitmikrometerrohren in den Messquerschnitten bei Tm 3307, 2525 und 2315.
- Erste Verformungsmessungen (Referenzmessungen) mittels Gleitmikrometer entlang der Achse von Bohrungen in der zweiten Opalinuston-Strecke.
- Messungen der radialen Gebirgsspannungen auf die Tunnelaussenschale (aus vorfabrizierten Betonsegmenten) im Bereich des untersuchten Messquerschnitts bei Tm 2317 (Abbildung 39) mittels Druckmessdosen. Diese wurden nachträglich auf die Aussenseite der vorfabrizierten Betonsegmente eingebaut.
- Aktive Messungen der Geometrie der Tunnelaussenschale mittels *Laser-Scanning* im Bereich des untersuchten Messquerschnitts bei Tm 2317. Die Messungen wurden nach Einbau des mit Druckmessdosen instrumentierten Abschnitts der Tunnelaussenschale und später nach Einbau der Sohle der Tunnelinnenschale im gleichen Abschnitt durchgeführt.
- Einbau einer messtechnischen Einrichtung in einem vertikalen 3,5 m tiefen Bohrloch im Bereich des untersuchten Messquerschnitts bei Tm 2317 (Abbildung 39) für die Untersuchung des in-situ-Quellverhaltens des Opalinustons. Dabei sollen der Porenwasserdruck und Veränderungen des Wassergehalts in zwei unterschiedlichen Tiefen gemessen werden.

Die innerhalb der ersten Phase zusätzlich geplanten Laboruntersuchungen zu Festigkeits- und Verformungseigenschaften an Opalinuston-Proben aus den Kernbohrungen werden aus Zeitgründen erst in der zweiten Phase des Untersuchungsprogramms durchgeführt.

Bedeutung des Projektes,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Tiefenlagerkonzept der Nagra erfordert den Bau von unterschiedlichen untertägigen Bauwerken im Opalinuston in grossen Tiefen (600 – 900 m u. T.). Dabei soll der Opalinuston als geologische Barriere, insbesondere im Bereich der Lagerstollen für hochaktiven Abfall (HAA), so wenig wie möglich beschädigt werden. Um dieses Ziel zu erreichen, wird für den Ausbruch der HAA-Lagerstollen ein Vortriebsverfahren bevorzugt, das eine geringe Schädigung des Opalinustons verursacht, wie z. B. der Vortrieb mittels einer Tunnelbohrmaschine.

Beim Sanierungstunnel Belchen wird dieses Vortriebsverfahren im Opalinuston angewendet. Aus den durchgeführten und für die zweite Phase geplanten Untersuchungen können wertvolle Erkenntnisse über die geomechanischen Eigenschaften des Opalinustons und über das kurz- und langfristige Systemverhalten (Interaktion zwischen Opalinuston und Tunnelausbau) gewonnen werden. Ferner sollen daraus unsere Kenntnisse über den TBM-Vortrieb im Opalinuston im Hinblick auf zukünftige Vortriebsmethoden und die erforderliche baubegleitende messtechnische Überwachung (Monitoring) für die Erstellung der HAA-Lagerstollen in einem geologischen Tiefenlager vertieft werden. Die Erkenntnisse sollen auch zukünftige bautechnische Beurteilungen des ENSI und die Festlegung von Anforderungen an Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager unterstützen.

Ausblick

Für 2017 sind folgende Arbeiten im Rahmen dieses Forschungsprojekts vorgesehen:

1. Die letzten Installationsarbeiten für die Untersuchung des Gebirgsdrucks (Druckmessdosen) und in-situ-Quellverhaltens des Opalinustons im Bereich des untersuchten Messquerschnitts bei Tm 2317 (Abbildung 39) sollen abgeschlossen werden.
2. Alle Daten aus der ersten Phase des Untersuchungsprogramms sollen ausgewertet und im Detail analysiert werden.
3. Die Messungen des Wassergehalts der Opalinuston-Proben aus den Kernbohrungen sollen abgeschlossen werden.
4. Die geologischen Strukturen des Opalinustons aus den photogrammetrischen Aufnahmen der Tunnelausbruchsflächen sowie in der Querverbindung 5a (Abbildung 38) zwischen dem Sanierungstunnel Belchen und der bestehenden Tunnelröhre Belchen West sollen im Rahmen einer Masterarbeit an der ETH Zürich untersucht und mit den Parametern aus dem Tunnelvortrieb verglichen werden.
5. Die geotechnischen Erkundungen und Untersuchungen für die zweite Phase des Forschungsprogramms sollen geplant und ausgeführt werden, mit dem Fokus auf eine detaillierte Gebirgscharakterisierung mittels:
   a. Bohrungen, Bohrlochtests und Bohrkernentnahme aus der Querverbindung 5a (Tm 2308) heraus. Diese Bohrungen sollen den Bereich des untersuchten Messquerschnitts (Tm 2317) abdecken.
   b. Laborversuche für die Untersuchung der felsmechanischen Eigenschaften, des Quellverhaltens, der Tonmineralogie und des Mikrogefüges von ungestörten und gestörten (tektonisch überprägten) Proben des Opalinustons.

1.7.8 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. Es werden unter anderem Strategiefragen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle behandelt. 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, Expertenberichten, Literaturstudien) zu schliessen. Der Clay Club dient ferner als Plattform zur gegenseitigen Information über den Stand der Endlagerprojekte und der Forschungseinrichtungen (u.a. Felslabors) in den verschiedenen Ländern.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2016 wurde der Bericht über die Arbeiten zum Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» weitgehend abgeschlossen. Das Projekt beschäftigt sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von geologischen Tiefenlagern in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, mineralogischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Datensätzen. Die finale Vernehmlassung des Berichts ist für Sommer 2017 geplant. Anschliessend wird er als NEA-Dokument veröffentlicht. Das Projekt wird von der Nuclear Waste Management Organisation NWMO, Kanada, koordiniert.

Von der Universität Bern wurde das neue Projekt «CLAYWAT – Binding state and mobility of WATer in CLAY-rich media» vorgeschlagen. Darin soll es um die Verbesserung der Methoden zur Bestimmung des Porenwassergehaltes in Tonen und Schiefertonen, die Interpretation der Porenwasserzusammensetzung aus Extraktionsexperimenten, die advektive Mobilität des Porenwassers und die Evaluation geeigneter Methoden zur Charakterisierung des Bindungszustands von Porenwasser gehen. Das Projekt wurde von den Teilnehmern positiv beurteilt. Das Projekt begann 2016 und wird bis 2019 laufen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ausblick

Neben dem nahezu abgeschlossenen Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» wird sich der Clay Club mit den Themen «thermische Analysemethoden, Geomechanik, Sorption und Gasbewegung in Tongesteinen» befassen. Das nächste Treffen wird im September 2017 im Rahmen der Clay Conference in Davos stattfinden.

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

Für das Verständnis der Landschaftsentwicklung im nördlichen Alpenvorland sind die sogenannten Deckenschotter besonders interessant. Sie wurden zu einer Zeit abgelagert, als die Landschaftsoberfläche um wenige hundert Meter höher lag als heute. Seither wurde sie entlang der Flusstäler bis auf das heutige Niveau abgetragen, so dass die Erosionsreste der Deckenschotter nur mehr als hochgelegene Plateaus, wie zum Beispiel auf dem Irchel im Kanton Zürich, erhalten sind. Mit Hilfe der Datierung der Ablagerungszeit der Deckenschotter kann auf die langfristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands geschlossen werden. Aufgrund der erhöhten Lage der Deckenschotter ist klar, dass sie älter sein müssen als die Ablagerungen, welche die heutigen Flusstäler füllen. Eine absolute Altersbestimmung war jedoch bisher aufgrund fehlender Datierungsmethoden nicht möglich. Aus diesem Grund wurde ein Forschungsprojekt zur Altersbestimmung mittels der kosmogenen Nuklide von Beryllium (^{10}Be), Aluminium (^{26}Al) und Chlor (^{36}Cl) seitens ENSI und der Universität Bern gestartet. Diese Methodik ermöglicht unter idealen Voraussetzungen die Datierung von Sedimenten mit einem Alter von bis zu 5 Millionen Jahren (Dehnert und Schlüchter 2008). Das Projekt

wurde im Rahmen einer Dissertation am Institut für Geologie der Universität Bern bearbeitet und hat anhand von mehreren Schlüssellokalitäten die Alter verschiedener Deckenschotter-Ablagerungen bestimmt. Mit Hilfe der Resultate wurden anschliessend Erosionsraten bestimmt und diese unter Annahme einer erosiven Kompensation der Hebung mit geodätisch bestimmten aktuellen Hebungsraten verglichen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im vierten und letzten Projektjahr konnten die noch ausstehenden Arbeiten (Nuklidanalysen, Sedimentpetrographie) an den Lokalitäten des Irchel (Steig, Hütz und Wilmer Irchel), Ängi bei Mandach und Rechberg-Sonnenhalde abgeschlossen werden (Abbildung 40). Sämtliche innerhalb des Projekts erhobenen Daten wurden ausgewertet, interpretiert und die Ergebnisse in wissenschaftlichen Manuskripten (Claude et al. in prep.; Akçar et al. 2014; Akçar et al. subm.; Claude et al. 2017) sowie einer zusammenfassenden Dissertationsschrift (Claude 2016) dokumentiert. Die Dissertation wurde Ende September 2016 von der philosophisch-naturwissenschaftlichen Fakultät der Universität Bern angenommen und von der Doktorandin Anne Claude erfolgreich öffentlich verteidigt.

Die im Projekt erzielten Datierungsresultate können wie folgt zusammengefasst werden:

Die Sedimente der Lokalität **Hohle Gasse bei Pratteln** wurden bisher aufgrund ihrer Höhenlage relativ zum heutigen Flussniveau den Tieferen Deckenschottern (TDS) zugeordnet («Jüngere Deckenschotter» gemäss Blatt 1067 Arlesheim, Bitterli-Brunner et al. 1984). Die im Projekt vorgenommenen Datierungen mittels je eines ^{10}Be- und ^{36}Cl-Tiefenprofils *(depth profile age)* ergaben Mindestalter für die Ablagerung der untersuchten Schotter von 330 ± 40 (^{10}Be) bzw. 300 ± 30 (^{36}Cl) Tausend Jahren (ka). Dieser unerwartet junge Altersbereich wird im Allgemeinen mit der morphostratigraphischen Einheit der Hochterrasse in Verbindung gebracht und nicht wie erwartet mit den Tieferen Deckenschottern. Die Forschenden erachten die erzielten ^{10}Be und ^{36}Cl-Mindestalter dennoch als plausibel, da diese in Übereinstimmung zueinander und näherungsweise übereinstimmend mit methodisch unabhängigen Altersbestimmungen bei Sierentz (ca. 25 km nordnordwestlich) sind. Mittels optisch stimulierter Lumineszenz wurden dort Hochterrassen-Ablagerungen auf ca. 250 ka datiert (vgl. Rentzel et al. 2009). Die Forschenden schlagen folglich eine Zuordnung der untersuchten Ablagerungen zur morphostratigraphischen Einheit der Hochterrasse vor.

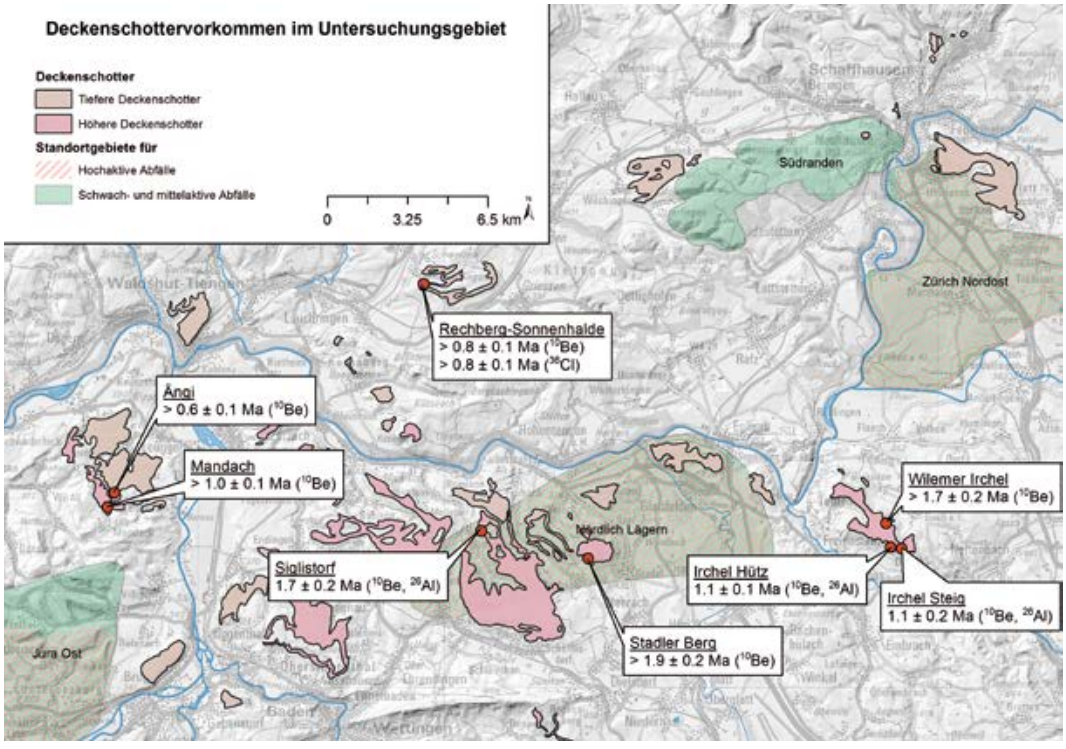


Abbildung 40: *Deckenschotter-Vorkommen im Untersuchungsgebiet des Forschungsprojekts. Im Text erwähnte Lokalitäten sind mit Ausnahme von Pratteln (Hohle Gasse, westlich des Kartenausschnitts) auf der Karte markiert. Quellen: Deckenschotter-Vorkommen aus NTB 14-02-III, Kartendaten und Reliefdarstellung Bundesamt für Landestopografie. Reproduziert mit freundlicher Bewilligung des Bundesamts für Landestopografie swisstopo (Bewilligungsvermerk: © 2014 swisstopo BA140019).*

An der Lokalität **Ängi bei Mandach** wurden die aufgeschlossenen Ablagerungen der Tieferen Deckenschotter mittels eines ^{10}Be-Tiefenprofils auf ein Alter von mindestens 0.6 ± 0.1 Millionen Jahre (Ma) datiert. Dieses Alter ist in Übereinstimmung mit den Ergebnissen eines ^{10}Be und eines ^{36}Cl-Tiefenprofils der Klettgauer Lokalität **Rechberg-Sonnenhalde.** Die dortigen Analysen der TDS ergaben ein Ablagerungsalter von mindestens 0.8 ± 0.1 Ma (übereinstimmend für ^{10}Be und ^{36}Cl). Unweit der Lokalität Ängi (ca. 600 m südsüdwestlich) wurde ein weiteres Deckenschotter-Vorkommen untersucht. Für die im Geologischen Atlas als Höhere Deckenschotter (HDS) kartierten Ablagerungen nördlich von **Mandach** (Buech; vgl. Blatt 1050 Zurzach, Matousek et al. 2000) resultierte ein Mindestalter von 1.0 ± 0.1 Ma (^{10}Be-Tiefenprofil). Dieses Alter ist zwar in Übereinstimmung mit den Altern von Rechberg-Sonnenhalde, lässt sich jedoch nicht direkt mit dem unmittelbar angrenzenden TDS-Vorkommen Ängi korrelieren. Auch eine Zuordnung zu den Höheren Deckenschottern scheint gegenwärtig nicht plausibel zu sein, da diesen aufgrund biostratigraphischer Analysen ein Ablagerungsalter von 1.8 bis 2.6 Ma zugesprochen wird (s. u.). Für das Vorkommen Mandach (Buech) wird von den Forschenden das berechnete Alter nicht als Ablagerungsalter, sondern vielmehr als Expositionsalter (exposure age) interpretiert (Akçar et al. 2014). Dieses Alter würde demnach den Beginn der Tieferlegung des regionalen Flussniveaus am Ende der Höheren Deckenschotter-Zeit markieren und folglich ein Mindestalter für die Ablagerung der HDS darstellen. Alternativ zur bestehenden Klassifikation als HDS ist auch eine Zuordnung des Vorkommens zur morphostratigraphischen Einheit der TDS vorstellbar.

Für das als HDS kartierte Vorkommen **Stadler Berg,** westlich von Bülach, konnte ein Mindestalter von 1.9 ± 0.2 Ma mit Hilfe eines ^{10}Be-Tiefenprofils bestimmt werden. Dieses ist in guter Übereinstimmung mit den Untersuchungen des ca. 4.5 km westlich gelegenen HDS-Vorkommens bei **Siglistorf.** Dort konnte mittels der auf den Nukliden ^{10}Be und ^{26}Al basierenden Isochron-Methode ein Ablagerungsalter *(isochron burial age)* von 1.7 ± 0.2 Ma berechnet werden. Beide Alter bestätigen den auf biostratigraphischen Zuordnungen basierenden Altersbereich von 1.8 bis 2.6 Ma für die Höheren Deckenschotter des Irchel im Kanton Zürich (Bolliger et al. 1996; ENSI 33/474).

Im Projekt wurden auch für das HDS-Vorkommen Irchel Altersbestimmungen mittels kosmogener Nuklide durchgeführt. An der Lokalität **Wilemer Irchel,** welche als jüngste Untereinheit der HDS interpretiert wird (Abbildung 41, Graf 1993), wurde mittels eines ^{10}Be-Tiefenprofils ein Mindestalter von 1.7 ± 0.2 Ma bestimmt. Die Irchel-Schotter, welche nach Graf (1993) als zweitälteste HDS-Untereinheit gelten, sind in der Lokalität **Irchel Hütz** im Kontakt mit Molassegesteinen im Liegenden aufgeschlossen. Die Forschenden bestimmten hier ein Ablagerungsalter *(isochron burial age)* von 1.1 ± 0.1 Ma. In Übereinstimmung mit diesem unerwartet jungen Alter ergab sich an der Lokalität **Irchel Steig** ein Ablagerungsalter von 1.1 ± 0.2 Ma *(isochron burial age).* Als Erklärungsansatz für diesen Altersunterschied wurde ein komplexerer interner Aufbau des Irchel-Plateaus als in Abbildung 41

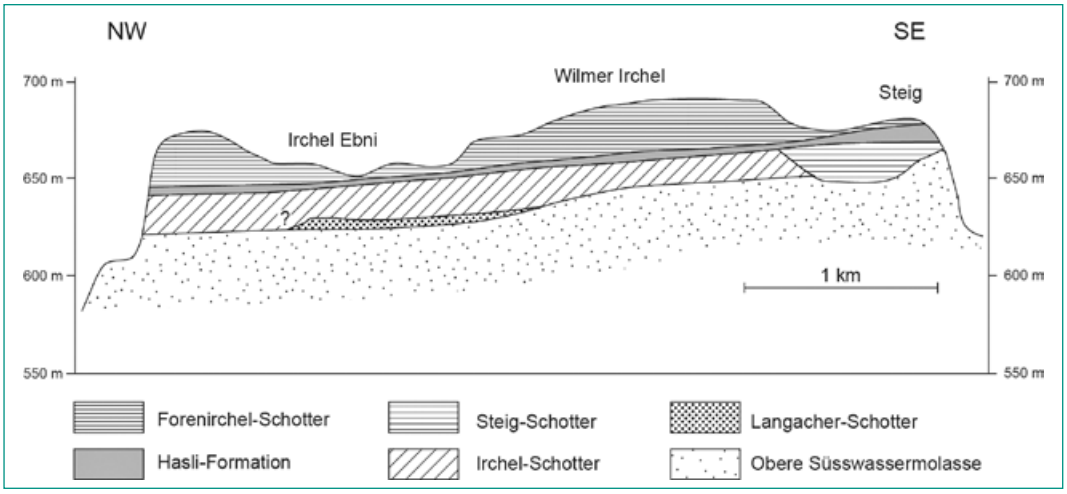


Abbildung 41: *Geologischer Profilschnitt durch die Höheren Deckenschotter des Irchel (Kt. Zürich, Zeichnung nach Graf 1993). Die feinkörnigen Sedimente der Hasli-Formation beherbergen fossile Überreste (Pflanzenteile, Schnecken, Zähne von Nagetieren). Bolliger et al. (1996) stellten die Entstehung der Hasli-Formation anhand von biostratigraphischen Untersuchungen an den Fossilresten in einen Altersbereich von 1.8 bis 2.6 Ma. Sollte diese Alterseinstufung sowie der interne Aufbau des Schotterkomplexes korrekt sein, können die unter der Hasli-Formation stratiform liegenden Sedimente (Irchel-, Steig und Langacher-Schotter) nicht jünger als 1.8 Ma sein. Die im Forschungsprojekt datierten Aufschlüsse in den Irchel- und Steig-Schottern zeigen jedoch jüngere Alter von ca. 1.1 Ma (Claude 2016).*

vorgeschlagen, wobei sich lokal jüngere Rinnen (Steig, Hütz) in ältere Ablagerungen (Hasli-Formation, Wilemer Irchel) eingelagert haben (Details siehe Claude 2016). Die Alter von 1.1 ± 0.1 Ma und 1.1 ± 0.2 Ma am Irchel sind hingegen in Übereinstimmung mit dem Ablagerungszeitraum der TDS (gemäss der Alterswerte von Rechberg-Sonnenhalde und Mandach-Ängi). Dies ist insofern von Bedeutung, da die TDS auf einem zwischen 30 bis 100 m tieferen Niveau im Vergleich zu den hier analysierten HDS abgelagert wurden.

Mit Hilfe der nun erstmalig vorliegenden numerischen Alter der untersuchten Deckenschotter-Vorkommen lassen sich anhand des Unterschieds zwischen der Höhenlage der Schotterbasisfläche und dem heutigen Niveau der Erosionsbasis Absenkungsraten des fluviatilen Niveaus der Nordschweiz ableiten. Die Forschenden weisen Erosionsraten zwischen 0.10 und 0.35 mm pro Jahr aus (Claude 2016). Diese Spannbreite deckt sich mit den erwarteten Werten für die Nordschweiz, insbesondere für den Zeitraum von 1 Ma bis heute. Dies ist ein aktuelles Forschungsresultat mittels neuester, in der wissenschaftlichen Gemeinschaft noch zu überprüfender Methoden. Zudem ist die Datenbasis bisher relativ schmal. Damit die Forschungsergebnisse einer breiten quartärgeologischen Diskussion zugeführt werden können, müssen die Resultate zum Teil noch in naturwissenschaftlichen Zeitschriften veröffentlicht werden, wobei in der Regel eine wissenschaftliche Beurteilung *(peer review)* erfolgt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Standortgebiete für geologische Tiefenlager liegen mit einer Ausnahme in der Nordschweiz, darunter alle zur Entsorgung der hochradioaktiven Abfälle. Geodäsie-Messungen weisen dort auf aktuelle Hebungsraten im Bereich von ca. 0.0 bis 0.2 mm pro Jahr hin. Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager müssen langfristige Prognosen für die Hebung (und gleichzeitige Erosion) erstellt werden. Diese Prognosen orientieren sich an den langfristigen Erosions- und Hebungsraten der Vergangenheit. Bei einem Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) sind dabei die letzten 100'000 Jahre, bei einem Lager für HAA die letzten 1'000'000 Jahre relevant. Für die Bestimmung langfristiger Hebungsraten sind die Deckenschotter als älteste und heute am höchsten gelegene quartäre Ablagerungen des Alpenvorlandes prädestiniert. Mit ihrer Datierung wurde nahegelegt, dass die heute gemessenen Hebungsraten langfristige Gültigkeit haben. Die Forschungsergebnisse fliessen in die Bewertung der Standortgebiete ein und dienen damit unmittelbar der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

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.
- *Akçar N., Ivy-Ochs S., Alfimov V., Schlunegger F., Claude A., Reber R., Christl M., Vockenhuber C., Dehnert A., Rahn M., Schlüchter C. (subm.):* Isochron-burial dating of glaciofluvial deposits: primary results from the Alps. Earth Surface Processes and Landforms.
- *Bitterli-Brunner P., Fischer H., Herzog P. (1984):* Geologischer Atlas der Schweiz 1:25 000, Blatt 1067 Arlesheim (80), Karte Schweizerische Geologische Kommission.
- *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.
- *Claude A. (2016):* Landscape evolution of the northern Alpine Foreland: constructing a temporal framework for early to middle Pleistocene glaciations, Dissertation Universität Bern, Institut für Geologie, Bern.
- *Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P.W., Dehnert A., Kuhlemann J., Rahn M., Schlüchter C. (2017):* Timing of early Quaternary gravel accumulation in the Swiss Alpine Foreland. Geomorphology 276, 71-85. DOI: 10.1016/j.geomorph.2016.10.016.
- *Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P.W., Christl M., Vockenhuber C., Dehnert A., Kuhlemann J., Rahn M., Schlüchter C.* (in prep.): Changes in landscape evolution patterns during the Mid-Pleistocene Revolution. Geological Society of America Bulletin.
- *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.
- *ENSI 33/474:* The Pleistocene small mammals from Irchel, Switzerland – A taxonomic and biostratigraphic revision, Universidad de Zaragoza, Departamento de Ciencias de la Tierra, Área de Paleontología, Expertenbericht zuhanden des ENSI, Saragossa, Spanien, 2016.

- *Graf H.R. (1993):* Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz, Dissertation Diss. ETH Nr: 10205 ETH Zürich, Zürich.
- *Matousek F., Wanner M., Baumann A., Graf H.R., Nüesch R., Bitterli T. (2000):* Geologischer Atlas der Schweiz 1:25 000, Blatt 1050 Zurzach (102), Karte Bundesamt für Wasser und Geologie, Bern.
- *NTB 14-02-III: SGT Etappe 2:* Vorschlag weiter zu untersuchender geologischer Standortgebiete mit zugehörigen Standortarealen für die Oberflächenanlage: Geologische Grundlagen: Dossier III: Geologische Langzeitentwicklung, Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, Nagra Technischer Bericht, Wettingen, 2014.
- *Preusser F., Graf H.R., Keller O., Krayss E., Schlüchter C. (2011):* Quaternary glaciation history of northern Switzerland. E&G Quaternary Science Journal 60, 282-305. DOI: 10.3285/eg.60.2-3.06.
- *Rentzel P., Preusser F., Pümpin C., Wolf J.-J. (2009):* Loess and palaeosols on the High Terrace at Sierentz (France), and implications for the chronology of terrace formation in the Upper Rhine Graben. Swiss Journal of Geosciences 102, 387-401. DOI: 10.1007/s00015-009-1338-9.

1.7.10 Quartärstratigraphie Hochrhein

Auftragnehmer: Dr. Hans Rudolf Graf
(Dr. von Moos AG)
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Bei der Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager spielen Prozesse der Erosion, also des Abtrags von Gesteinsmaterial, und somit die Reduktion der geologischen Barriere eine zentrale Rolle. Lineare Erosion kann zum einen durch glaziale Prozesse (Gletscher), aber auch durch fluviatile Prozesse (Flüsse) entstehen. Auf lokalem Massstab entwickeln sich Flusstäler, Durchbruchsrinnen und glaziale Becken oder Rinnen, auf regionalem Massstab lässt sich eine Absenkung der Erosionsbasis beobachten und damit verbundene Anpassungen der Flusslängsprofile (z. B. Verschiebung von Knickpunkten durch rückschreitende Erosion).

Das Hochrheintal stellt seit ca. 4.2 Millionen Jahren, also seit der Umlenkung der Aare vom Donau- hin zum Doubs-Bresse-System die Abflussrinne des grössten Teils der nordwärts gerichteten Entwässerung der Schweiz dar. Es dürfte deshalb die abstromseitige Fortsetzung eines grossen Teils des pleistozänen Sedimentinventars der Nordschweiz beinhalten. Nach den heutigen Kenntnissen umfassen die im Hochrheintal erhaltenen Ablagerungen Sedimente aus allen morphostratigraphischen Einheiten, nämlich Höhere und Tiefere Deckenschotter, Hoch- und Niederterrasse (Kock 2008; Preusser et al. 2011; Verderber 1992, 2004). Dies deutet darauf hin, dass die morphostratigraphische Gliederung prinzipiell derjenigen des dominant glazifluvial geprägten Bereichs des Nordschweizerischen Mittellandes entsprechen dürfte. Inwieweit dies auch bezüglich der lithostratigraphischen Gliederung gilt, also der Gesteine und ihrer Ursprungsgebiete, ist zum jetzigen Zeitpunkt nicht bekannt. Mit dem Forschungsprojekt Quartärstratigraphie Hochrhein sollen die detaillierten Zusammenhänge zwischen den verschiedenen quartären Ablagerungen des Hochrheins untersucht werden.

Der Auftragnehmer dieses Forschungsprojekts, Dr. Hans Rudolf Graf (Büro Dr. von Moos), erarbeitete bereits für die östliche Nordschweiz eine umfassende lithostratigraphische Gliederung (Graf 2009a,b). An diese Erfahrung soll dieses Forschungsprojekt anknüpfen. Dadurch soll sichergestellt werden, dass die zu entwickelnden Konzepte des Hochrheins mit bestehenden Daten (vor allem mit Graf 2009b) nach Möglichkeit vergleichbar sind. In der ersten Hälfte des Forschungsprojekts erstellt H. R. Graf parallel zu seinen Projekttätigkeiten auch das neue Kartenblatt Rheinfelden des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25'000 im Auftrag des Bundesamts für Landestopografie swisstopo (Bereich Landesgeologie). Aufgrund der hierfür notwendigen Erarbeitung der quartärstratigraphischen Grundlagen ergeben sich wertvolle Synergieeffekte. Das Forschungsprojekt Quartärstratigraphie Hochrhein profitiert unter anderem durch den hohen Detailgrad der auszuführenden Kartierungsarbeiten sowie durch die vereinbarte Publikationsmöglichkeit eines abschliessenden Projektberichts im Rahmen der swisstopo-Publikationsreihe «Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz», inkl. einer projekteigenen geologischen Spezialkarte (Massstab 1:50'000).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im ersten Projektjahr 2016 wurden wie vorgesehen die erste Feldbegehung durchgeführt sowie Geröll- und Sandproben genommen. Die Feldarbeiten konzentrierten sich dabei auf das für den Geologischen Atlas der Schweiz 1:25'000 zu erstellende

Kartenblatt 1048 Rheinfelden. Aufgrund der analysierten Sedimente konnte die Anwesenheit eines alpinen sowie eines aus dem Schwarzwald kommenden Gletschers (Wehra-Gletscher) bestätigt werden. Die Maximalausdehnung des Wehra-Gletschers konnte anhand der gewonnenen Felddaten präziser gegenüber dem vorherigen Kenntnisstand abgegrenzt werden.

Des Weiteren konnte ein enger Fachaustausch mit dem Baden-Württembergischen Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau (LGRB) etabliert werden. Aufgrund dieser Zusammenarbeit konnte das Kernmaterial von zwei Forschungsbohrungen aus dem Oberrheingraben, welche sich in Besitz des LGRB befinden, untersucht und für sedimentpetrographische Untersuchungen beprobt werden. In Zusammenarbeit mit dem LGRB gelang es ausserdem, eine Schlüssellokalität der sogenannten Mühlbachserie wieder zu entdecken. Die Ablagerungen dieser Serie sind für das Projekt wichtig, da ihre Genese und stratigraphische Zuordnung seit Längerem umstritten, das eigentliche Vorkommen hingegen bislang wenig untersucht ist. Es ist davon auszugehen, dass ein besseres Verständnis dieser Ablagerungen auch zu einem besseren Verständnis der maximalen alpinen Eisausdehnung (Möhlin-Eiszeit) beitragen kann.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Kenntnisse zur Erosionsgeschichte der Nordostschweiz sind für die Aufsichtstätigkeit des ENSI relevant, da sich dort fünf der sechs Standortgebiete für geologische Tiefenlager befinden. Insbesondere für die Lagerung hochradioaktiver Abfälle ist die Erosion ein zentrales Kriterium bei der Beurteilung von Standortgebieten, da der sicherheitstechnisch relevante Betrachtungszeitraum 1 Million Jahre beträgt. In Bezug auf die Rekonstruktion der Erosionsgeschichte stellt sich unter anderem die Frage, welche Hinweise das aus der Nordschweiz erodierte Material geben kann. Das Hochrheintal sowie der südliche Oberrheingraben stellen Ablagerungsräume im Abstrombereich der nordschweizerischen Standortgebiete dar. Ihre sedimentäre Füllung ist jedoch in Bezug auf die Rekonstruktion der Erosionsgeschichte nicht systematisch und/oder nicht ausreichend detailliert erfasst. Mit dem Forschungsprojekt soll versucht werden, den in der Nordschweiz und östlich der Aare erfolgreich angewendeten Ansatz der lithostratigraphischen Gliederung quartärer Sedimente (vgl. Graf 2009a,b) auf das Hochrheintal unterhalb der Aaremündung zu übertragen. Die Forschungsergebnisse helfen, die erosionsgeschichtlichen Zusammenhänge der Nordschweiz besser zu verstehen und fliessen in die sicherheitstechnische Bewertung der Standortgebiete ein. Sie dienen damit unmittelbar der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

Ausblick

Im zweiten Projektjahr sollen die Feldarbeiten im Gebiet des geologischen Kartenblatts 1048 Rheinfelden abgeschlossen und von dort aus gegen Basel ausgeweitet werden. Die begonnenen Geröllzählungen sollen weitergeführt und mit der Schwermineral-Analyse begonnen werden, die Hinweise auf die Sedimentherkunft geben kann. Wenn möglich soll auch mit der statistischen Auswertung der Geröllanalysen begonnen werden. Der Arbeitsschwerpunkt des nächsten Jahres liegt auf der Erstellung einer landschaftsgeschichtlichen Rekonstruktion des Gebiets zwischen Aaremündung und Kaiseraugst.

Zitierte Literatur

- *Graf H.R. (2009a):* Stratigraphie und Morphogenese von frühpleistozänen Ablagerungen zwischen Bodensee und Klettgau. E&G Quaternary Science Journal 58, 12-53. DOI: 10.3285/eg.58.1.02.
- *Graf H.R. (2009b):* Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz. Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz – Neue Folge 168, 1-198.
- *Kock S. (2008):* Pleistocene terraces in the Hochrhein area – formation, age constraints and neotectonic implications, Dissertation Universität Basel.
- *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.
- *Verderber R. (1992):* Quartärgeologische Untersuchungen im Hochrheingebiet zwischen Schaffhausen und Basel, Dissertation Albert-Ludwigs-Universität Freiburg i. Br., Freiburg i. Br.
- *Verderber R. (2004):* Quartärgeologie im Hochrheingebiet zwischen Schaffhausen und Basel. Zeitschrift der Deutschen Geologischen Gesellschaft 154, 369-406.

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen

Das ENSI ist in ein internationales Netzwerk zur Erfassung und zum Austausch von Betriebserfahrungen eingebunden. Hierüber erhält das ENSI Informationen aus Kernanlagen weltweit und stellt im Gegenzug Betriebserfahrung aus Schweizer Kernanlagen zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieses Austausches von Betriebserfahrung. Zwei wesentliche Knotenpunkte des internationalen Netzwerks sind die Internationale Atomenergieorganisation IAEA mit Sitz in Wien in Zusammenarbeit mit der Nuclear Energy Agency NEA der OECD mit Sitz in Paris.

- Das internationale System zum Austausch von Betriebserfahrungen IRS (Incident Reporting System) sammelt Berichte über weltweite, sicherheitsrelevante Vorkommnisse in Kernkraftwerken, bereitet diese auf und stellt sie den Mitgliedsländern in einer Datenbank zur Verfügung. Die Vertreter der Mitgliedsländer (IRS-Koordinatoren) treffen sich periodisch zum internationalen Erfahrungsaustausch.
- Die internationale Ereignisskala INES (Incident Nuclear Event Scale) wurde zur Einstufung jeder Art von 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 schnellen 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 veröffentlicht aktuelle Meldungen über ihre News-Website (https://www-news.iaea.org/).

Im Kalenderjahr 2016 wurden der IAEA zehn Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) gemeldet. Noch höher einzustufende Ereignisse traten weltweit nicht auf. Von den zehn Vorkommnissen wurden sieben endgültig und drei vorläufig in die INES-Stufe 2 eingestuft. Lediglich ein Vorkommnis trat in einer Kernanlage auf, die restlichen Vorkommnisse traten während medizinischer oder industrieller Anwendungen sowie während des Transportes radioaktiver Quellen auf. Insgesamt gesehen wurden die Vorkommnisse wie folgt bewertet:

- Bei sechs Vorkommnissen kam es zu einer Bestrahlung von Personen oberhalb der zulässigen

Grenzwerte. Bei einem dieser Vorkommnisse kam es zu einer unzulässigen Freisetzung in die Umgebung.

- Bei drei der restlichen Vorkommnisse kam es auch zu einer Bestrahlung von Personen, aber unterhalb der zulässigen Grenzwerte.
- Bei einem Vorkommnis ist noch nicht geklärt, inwieweit Personen bestrahlt wurden.

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 (https://clearinghouse-oef.jrc.ec.europa.eu/). 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 ausländischer Kernanlagen und Aufsichtsbehörden sowie internationale Arbeitsgruppen. Dazu gehören beispielsweise die folgenden Arbeitsgruppen unter dem Dach der NEA:

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

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen. Diese werden durch interne Fachspezialisten ausgewertet. Sofern ein Vorkommnis eine Relevanz für Schweizer Kernanlagen hat, werden die Betreiber der Kernanlagen aufgefordert, vertiefte Untersuchungen durchzuführen.

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

In den nachfolgenden Kapiteln werden ausgewählte, internationale Vorkommnisse beschrieben, die im Jahr 2016 vom ENSI in Bezug auf ihre Relevanz für die Schweizer Kernanlagen bewertet wurden.

2.1 Mängel in der Dokumentation und Qualität von Schmiedeteilen in französischen Kernkraftwerken und von Transport- und Lagerbehältern

Ende 2015 wurden in Frankreich drei unterschiedliche Fälle von gefälschten Herstellungsunterlagen für Schmiedeteile aus dem Schmiedewerk Le Creusot Forge bekannt. Des Weiteren wurden im Frühjahr 2016 drei oder möglicherweise vier Ersatzdampferzeuger ausrangiert, weil die Prüfberichte von Le Creusot Forge einen fehlerhaften Kohlenstoffgehalt angeben und das Vorhandensein einer positiven Makroseigerungszone[1] verschweigen.

Im Juni 2016 forderte das ENSI die Kernkraftwerksbetreiber in der Schweiz auf, Informationen einzuholen und zu prüfen, ob Bauteile der Schmiede Le Creusot Forge mit allfällig fehlerhafter oder gefälschter Herstellungsdokumentation im Einsatz waren oder sind. Alle Kernkraftwerke bestätigten, dass die Herstellungs- und Materialzeugnisse für die sicherheitsrelevanten Hauptkomponenten vollständig dokumentiert sind. Es wurden keine Hinweise auf Fälschungen gefunden.

Ende September 2016 informierte die französische Aufsichtsbehörde ASN, dass nach den bisherigen Ergebnissen von Qualitätskontrollen an mehreren Schmiedeteilen von Dampferzeugern Bereiche mit erhöhtem Kohlenstoffgehalt festgestellt worden waren. Ein erhöhter Kohlenstoffgehalt kann dazu führen, dass insbesondere die Kerbschlagzähigkeit und die Bruchzähigkeit des Stahls nicht den Anforderungen entsprechen. Betroffen sind gemäss den Informationen der ASN insbesondere Bauteile für Dampferzeuger, die in den Schmiedewerken Le Creusot Forge und Japan Casting & Forging Corporation JCFC hergestellt wurden.

In 18 der 58 französischen Kernkraftwerke mussten die Dampferzeuger auf erhöhten Kohlenstoffgehalt genauer untersucht werden. Für sechs Kernkraftwerke konnten diese Untersuchungen relativ schnell abgeschlossen werden. Den verbliebenen Kernkraftwerken setzte die ASN im Herbst 2016 eine Frist von drei Monaten, um die geforderten Messungen und Berechnungen an den Dampferzeugern durchzuführen. Die Untersuchungen sind inzwischen weitgehend abgeschlossen und haben gezeigt, dass auch die Dampferzeuger mit einem

[1] Seigerungen sind Entmischungen einer Schmelze bei der Metallherstellung, die unmittelbar zu einer örtlichen Zu- oder auch Abnahme von bestimmten Elementen innerhalb des Mischkristalls führen. Sie entstehen beim Übergang der Schmelze in den festen Zustand. Durch Seigerungen ergeben sich unterschiedliche Werkstoffeigenschaften innerhalb eines Gussstückes.

erhöhten Kohlenstoffgehalt ausreichend robust sind. Zehn der zwölf Kernkraftwerke sind zwischenzeitlich wieder angefahren.

Bei den Überprüfungen in Frankreich wurde darauf hingewiesen, dass potenziell gefährdete Schmiedeteile von Le Creusot Forge und JCFC auch in ausländischen Kernkraftwerken eingebaut worden sind. Dies hat das ENSI veranlasst, die Dampferzeuger in den Kernkraftwerken Beznau und Gösgen überprüfen zu lassen.

In einem ersten Schritt werden im Frühjahr 2017 die Herstellungsunterlagen detailliert überprüft. Im Rahmen dieser Prüfung sind insbesondere die betroffenen Bauteile, Hersteller, Herstellungszeitraum, Material, angewendete Bauvorschrift und Regelwerke, Abweichungen während der Herstellung, Angaben zum Schmiedeverfahren, durchgeführte Abnahmeprüfungen und Prüfanforderungen darzulegen. Gestützt auf diese Unterlagen ist in einem zweiten Schritt ein Prüfkonzept für die weitere Sicherheitsbewertung abzuleiten.

Auch im Bereich der Entsorgung sind Mängel in der Dokumentation und Qualität bei Produkten und Dienstleistungen verschiedener französischer Unternehmen festgestellt worden, die direkt oder als Zulieferer mit dem AREVA-Konzern in Verbindung stehen. Diese Mängel haben das ENSI veranlasst, potenziell betroffene Vorgänge rückwirkend zu analysieren.

Betroffen sind möglicherweise von der Firma AREVA-TN gelieferte Transport- und Lagerbehälter verschiedener Bauarten. Alle Schweizer Behältereigentümer und die Herstellerfirma wurden daher vom ENSI im Frühjahr 2016 aufgefordert, die zugehörigen Fertigungsunterlagen zu überprüfen. Werksvertreter haben danach nicht nur die ihnen seinerzeit mitgelieferten Unterlagen, sondern auch – gemeinsam mit AREVA – bisher interne Unterlagen der AREVA analysiert. In einigen wenigen Fällen wurden dabei Unstimmigkeiten zwischen verschiedenen Unterlagen, fehlende Werte zu Materialeigenschaften oder nicht korrekt durchgeführte Prüfungen festgestellt. Durch Abgleich mit weiteren Informationen und durch nachträgliche, korrekte Durchführung der notwendigen Tests an Rückstellproben konnten jedoch alle bei der Überprüfung identifizierten Defizite bereinigt werden. Dabei hat sich nicht zuletzt auch der intensive Kontakt zwischen den betroffenen Fachabteilungen des ENSI und der französischen Aufsichtsbehörde ASN sowie weiteren betroffenen Länderbehörden als sehr hilfreich erwiesen.

2.2 Leckage an einer Entwässerungsleitung im Frischdampfsystem in einem deutschen Kernkraftwerk

Im deutschen Kernkraftwerk Brokdorf gab es bei einer vorgeschriebenen Funktionsprüfung eines Frischdampf-Abblaseabsperrventils während des Abfahrens eine Leckage an einer Entwässerungsleitung im Frischdampfsystem. Durch Schliessen des Ventils wurde der Dampfaustritt beendet.

Die Untersuchungen zu diesem Vorkommnis führten zu der Empfehlung, dass Kleinleitungen (Nennweite DN ≤ 50 mm), die unter ähnlichen Bedingungen betrieben und die aus un- bzw. niedriglegiertem Stahl bestehen, zu identifizieren und auf Wanddickenschwächungen zu überprüfen sind. Das ENSI forderte die Kernkraftwerksbetreiber in der Schweiz auf, die Übertragbarkeit des Vorkommnisses zu überprüfen und zu bewerten, ob die bisher durchgeführten Massnahmen ausreichend sind.

Das Kernkraftwerk Gösgen hatte aufgrund der Weiterleitungsnachricht aus Deutschland schon in den Revisionsabstellungen 2015 und 2016 Prüfungen in relevanten Anlagenbereichen durchgeführt. Es wurden zum Teil auch unklassierte Entwässerungsleitungen mit DN ≤ 50 mm in die Prüfung mit einbezogen. Die Prüfungen ergaben keinerlei Befunde. Das Kernkraftwerk Beznau plant in den nächsten bevorstehenden Anlagenabstellungen (Block 1 im Jahr 2018, Block 2 im Jahr 2017), Wanddickenmessungen an allen Frischdampf-Entwässerungsleitungen vorzunehmen.

Obwohl in den Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktoren andere Bedingungen vorliegen, wurde unter dem Gesichtspunkt einer möglichen Flächen- oder Muldenkorrosion an Kleinleitungen aus niedriglegiertem Stahl die Übertragbarkeit auch von den Kernkraftwerken Leibstadt (KKL) und Mühleberg (KKM) bewertet. Das KKL analysierte die bisherige Betriebserfahrung und prüfte zusätzlich in der Revisionsabstellung 2016 mittels Endoskopie alle Frischdampf-Entwässerungsleitungen, die hinter geöffneten Armaturen angeordnet sind. Das KKM bewertete detailliert die bisherigen Prüfungsergebnisse in den Dokumenten der Alterungsüberwachung, Wiederholungsprüfung und Instandhaltung. Sowohl KKM als auch KKL kommen zum Ergebnis, dass aufgrund der bisherigen guten Betriebserfahrungen keine weiteren Massnahmen notwendig sind.

2.3 Waste Isolation Pilot Plant WIPP, New Mexico, USA

Zu den bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2015 (Kapitel 2.3) dargestellten Vorkommnissen von Februar 2014 im US-amerikanischen Tiefenlager WIPP fand am 1. März 2016 ein Workshop bei der NEA in Paris statt, an dem auch ein Vertreter des ENSI teilnahm. Anlässlich dieses Workshops erläuterten Vertreter der amerikanischen Untersuchungskommission 745 wie auch weiterer betroffener nationaler und bundesstaatlicher Regierungsstellen vertieft die Erkenntnisse zur Ursachenermittlung, aber auch zum weiteren Vorgehen. Als Ergebnis ihrer Arbeit empfiehlt die Untersuchungskommission einzelne Verbesserungsmassnahmen, die sich zu etwa gleichen Anteilen an den Betreiber der Anlage WIPP, an die Abfallerzeuger/Konditionierer und letztlich die verschiedenen involvierten Aufsichtsbehörden richten. Insbesondere wurde das vollkommene Fehlen eines für alle Abfallproduzenten geltenden, einheitlichen Produktkontroll- und Bilanzierungssystems offenbar. Wann und wie die einzelnen Abfallanlieferer an die WIPP ihre Abfälle konditionieren, entscheiden diese weitgehend selbst. Eine unabhängige Produktkontrolle oder eine harmonisierte Aufsichtstätigkeit fehlte weitgehend, ebenso wie behördlich überprüfte Vorgaben für die Abfallbehandlung.

Anlässlich einer Sitzung des Technischen Forums Sicherheit (TFS) beim ENSI wurde ebenfalls zu Konsequenzen aus den WIPP-Vorkommnissen für den Umgang mit radioaktiven Abfällen in der Schweiz eingegangen. Dabei erläuterte die Nagra ihre Erwägungen hinsichtlich der Auslegung ihrer Tiefenlagerprojekte in punkto Lüftungstechnik, Brandschutz und Handhabungstechnik. Das ENSI seinerseits stellte fest, dass die unentdeckte Herbeiführung von Zuständen, wie sie in WIPP zur Selbstentzündung eines Abfallfasses geführt haben, in der Schweiz sehr unwahrscheinlich sind, da

- radioaktive Abfälle, die entsorgt werden müssen, unverzüglich zu konditionieren sind,
- jedes Konditionierungsverfahren vom ENSI genehmigt werden muss,
- die Anforderungen an diese Konditionierungsverfahren in einer Richtlinie des ENSI detailliert vorgeschrieben sind,
- bereits früher konditionierte Abfallgebinde nach dieser Richtlinie nachqualifiziert werden mussten,
- alle Abfallgebinde vor der Tiefenlagerung noch mehrere Jahrzehnte kontrolliert zwischengelagert und dabei regelmässig inspiziert werden,
- die Aufsicht über die Abfallkonditionierung und die Zwischenlagerung durch die gleiche Behörde erfolgt (ENSI), die auch für die Aufsicht über die geologische Tiefenlagerung zuständig ist.

2.4 Weitere Ereignisse bei der Entsorgung

Neben grösseren Ereignissen, wie denjenigen in der WIPP 2014, verfolgt das ENSI auch kleinere aus dem Ausland kommunizierte Abweichungen und überprüft eventuelle Parallelitäten zu schweizerischen Praktiken. Im Jahr 2016 fanden solche Abklärungen insbesondere zu zwei Themen statt:

- Gelbildung und anschliessender korrosiver Angriff von Stahlblechfässern mit zementierten, Borsäure-haltigen Abwässern in verschiedenen belgischen Werken, und
- Korrosive Zerstörung von Abfallgebinden in einer Lagerkaverne des deutschen KKW Brunsbüttel.

In beiden Fällen kommt das ENSI zu dem Schluss, dass sich auf die in der Schweiz angewendeten Verfahren zu Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle keine Konsequenzen ergeben. Während im belgischen Fall die von der zuständigen Behörde als Ursache bestätigte chemische Reaktion in der Schweiz nicht stattfinden kann, weil einer der Reaktionspartner fehlt, wurden die Befunde in Brunsbüttel ausschliesslich an nicht qualifiziert konditionierten Gebinden festgestellt, welche mehrere Jahrzehnte ohne jegliche Kontrolle und Aufsicht gelagert wurden.

3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des ENSI dient der ständigen weltweiten Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie der Stärkung der nuklearen Aufsicht in der Schweiz. Dafür setzt sich das ENSI auch international für erhöhte Sicherheitsstandards ein.

Bei der International Atomic Energy Agency IAEA der Vereinten Nationen (UN) und der Nuclear Energy Agency NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) wirkt das ENSI in rund 50 Komitees und Arbeitsgruppen mit. Zählt man die internationalen Behördenorganisationen, die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarländern, die Mitgliedschaft in internationalen Fachverbänden und die EU-Institutionen hinzu, in denen das ENSI Beobachterstatus hat, resultieren über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI permanent Einsitz haben (siehe Anhang B). Für mehrere dieser Gremien organisiert das ENSI periodisch Veranstaltungen in der Schweiz. Zusätzlich nehmen ENSI-Experten an internationalen Symposien teil und sie empfangen am Sitz des ENSI Delegationen ausländischer Behörden und Organisationen.

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

Das internationale Engagement des ENSI wird in der Strategie zur internationalen Zusammenarbeit festgehalten[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.

Der internationalen Zusammenarbeit des ENSI liegen auch verschiedene internationale Übereinkommen zugrunde. 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)

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

- Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen (Convention on Early Notification of a Nuclear Accident)
- 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 IAEA Safety Standards weiter ausgeführt, auf die sich wiederum die Safety Reference Levels der Western European Nuclear Regulators' Association WENRA abstützen.

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

Im Berichtsjahr war die nukleare Sicherung (nuclear security) mehrmals Gegenstand der internationalen Zusammenarbeit:

Das Zusatzprotokoll zum Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial (Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, CPPNM/A) ist am 8. Mai 2016 in Kraft getreten. Das Zusatzprotokoll war bereits 2005 ausgehandelt worden. Nach jahrelangen Verhandlungen wurden im April 2016 die letzten der für das Inkrafttreten erforderlichen Ratifizierungen beim Sekretariat der IAEA in Wien hinterlegt. Nötig war eine Ratifizierung durch 102 CPPNM-Vertragsstaaten, also zwei Drittel. Das Inkrafttreten des von der Schweiz bereits 2008 ratifizierten Zusatzprotokolls ist ein Meilenstein bei der Stärkung des internationalen Rechtsrahmens zum Schutz von Kernanlagen vor terroristischen Anschlägen und im Kampf gegen den Schmuggel von Kernmaterial.

In Washington D.C. fand vom 31. März bis 1. April 2016 der vierte und letzte Nuclear Security Summit (NSS) statt. Der von U.S.-Präsident Obama 2010 lancierte Gipfelprozess (2010 Washington, 2012 Südkorea, 2014 Den Haag) hatte zum Ziel, durch politische Impulse einen Raum für nationales und internationales Handeln zu schaffen, um den Zugriff von Terroristen und anderen Unbefugten auf Kernmaterial zu verhindern. Es wird jetzt von vielen Mitgliedsstaaten erwartet, dass die IAEA eine stärkere koordinative Rolle im Bereich der nuklearen Sicherung übernimmt.

Vom 11. bis 13. Mai 2016 hat die Second International Regulators Conference on Nuclear Security in Madrid stattgefunden. An dieser Konferenz treffen sich die Aufsichtsbehörden im Bereich der nuklearen Sicherung . Die erste derartige Konferenz fand 2012 in Washington statt. Eine dritte Konferenz soll in rund 3 Jahren stattfinden.

Vom 5. bis 9. Dezember 2016 hat die zweite Ministerkonferenz der IAEA zur nuklearen Sicherung in Wien stattgefunden. Ziel der Konferenz war es, die künftige Rolle der IAEA im Bereich der nuklearen Sicherung zu definieren und zu stärken. Die

Abbildung 1:
Die zweite Ministerkonferenz der Internationalen Atomenergieagentur (IAEA) zur nuklearen Sicherung wurde vom Südkoreanischen Aussenminister Yun Byung-se geleitet (Quelle IAEA).

Schweizer Delegation wurde von Bundesrätin Doris Leuthard geleitet.

Im Folgenden werden die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen 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 siebte reguläre Überprüfungskonferenz findet vom 27. März bis 7. April 2017 statt. Die Schweiz hat dafür fristgerecht im August 2016 ihren CNS-Länderbericht eingereicht. Er wurde auf der Website des ENSI veröffentlicht (https://www.ensi.ch/de/dokumente/7th-national-report-of-switzerland-to-the-convention-on-nuclear-safety/). An der siebten Überprüfungskonferenz soll neu überprüft werden, wie die Ziele der Wiener Erklärung zur nuklearen Sicherheit umgesetzt worden sind. Georg Schwarz, Stv. Direktor des ENSI, ist dafür zum Vize-Präsidenten der Konferenz ernannt worden.

Die Prinzipien, die aus einem ursprünglichen Schweizer Vorschlag zur Abänderung der CNS hervorgingen, beinhalten im Wesentlichen die folgenden Elemente:

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

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

- technische Kriterien und Standards, mit denen die Prinzipien der Wiener Erklärung im nationalen kerntechnischen Regelwerk umgesetzt werden
- Vorgehen, wie Sicherheitsverbesserungen identifiziert und national umgesetzt werden
- bei bestehenden KKW umgesetzte oder geplante Nachrüstungen

Abbildung 2:
Die Wiener Erklärung wurde 2015 an einer diplomatischen Konferenz in Wien verabschiedet. Die neuen Vorgaben sind in den Überprüfungsprozess der CNS aufgenommen worden. Über deren Umsetzung soll an der nächsten Überprüfungskonferenz im Jahr 2017 berichtet werden. Quelle: IAEA

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. 2016 ist ein weiteres Land (Botswana) der Joint Convention beigetreten. Damit sind es nun 70 Vertragsstaaten. Die Schweiz hat die Joint Convention 1997 unterzeichnet und 1999 ratifiziert. Wie bei der CNS sind die Vertragsparteien verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden, und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht.
Die sechste Überprüfungskonferenz wird vom 21. Mai bis 1. Juni 2018 in Wien stattfinden. Eine ausserordentliche Sitzung wird im Mai 2017 gehalten, um über spezielle technische Themen ausführlicher zu diskutieren sowie mögliche Verbesserungen des Überprüfungsprozesses zu besprechen. Der Schweizer Länderbericht zur sechsten Überprüfungskonferenz soll im Oktober 2017 an die IAEA eingereicht werden.
Gemäss der Beurteilung des fünften Schweizer Länderberichts erfüllt die Schweiz ihre Verpflichtungen bei der Entsorgung von radioaktiven Abfällen. Zudem beurteilten die internationalen Experten das Partizipationsmodell im Sachplan geologische Tiefenlager als empfehlenswert. Die Möglichkeit zur Beteiligung am Verfahren sei breit und systematisch ausgelegt. Begrüsst wurde zudem, dass auch die Bevölkerung in den Nachbarländern in gleichem Mass wie die Schweizer Bevölkerung einbezogen wird. Als Herausforderungen (Challenges) wurden die Überprüfung der Etappe 2 des Sachplans geologische Tiefenlager, die Stellungnahmen zum Entsorgungsprogramm, zum Forschungsprogramm und zur Kostenstudie 2016, die Begutachtung des Stilllegungsprojekts des KKM und die Umsetzung der Empfehlungen aus der IRRS-Follow-Up-Mission identifiziert.

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

Das nach den beiden Vorläufer-Verträgen – der OSLO-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – benannte OSPAR-Übereinkommen wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach der Ratifikation durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Deutschland, Dänemark, Finnland, Frankreich, Vereinigtes Königreich, Irland, Island, Luxemburg, Norwegen, Niederlande, Portugal, Spanien, Schweden sowie die Europäische Union verpflichten sich, die Meeresverschmutzung als Folge menschlicher Aktivitäten zu bekämpfen. Beispielsweise verbietet das Übereinkommen die Abfallversenkung sowie die Verbrennung von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Komitee über radioaktive Substanzen RSC der OSPAR, das sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die Nordsee und den Nordostatlantik befasst. Das Ziel der OSPAR im Bereich radioaktive Substanzen ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität bis zum Jahr 2020 so weit wie möglich zu reduzieren.
Im Berichtsjahr wurde der vierte Bericht, in dem die Umsetzung der «Radioactive Substance Strategy» sowie deren Zielerreichung beurteilt wird, publiziert. Das jährliche Treffen der Radioactive Substances Committee (RSC) wird im Februar 2017 in Genf stattfinden.

3.1.4 Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM)

Das Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen CPPNM wurde 1979 insbesondere mit Blick auf den Schutz von für friedliche Zwecke genutztem Kernmaterial während internationaler Transporte abgeschlossen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Jahr 1987 ratifiziert.
Das Übereinkommen und dessen am 8. Mai 2016 in Kraft getretenes Zusatzprotokoll (CPPNM/A) dient der Stärkung des internationalen Rechtsrahmens zum Schutz von Kernanlagen vor terroristischen Anschlägen und im Kampf gegen den Schmuggel von Kernmaterial. Laut dem CPPNM/A ist es für alle Unterzeichnerstaaten verbindlich, ihre Kernanlagen und den inländischen Transport von für friedliche Zwecke genutztem nuklearem Material entsprechend den Vorgaben des Übereinkommens zu schützen.
Die Vorbereitungen für die CPPNM-Überprüfungskonferenz, die 2021 stattfinden soll (5 Jahre nach dem Inkrafttreten des Zusatzprotokolls) haben bereits angefangen. Unter anderem zu diesem Zweck findet jährlich ein Treffen statt zwischen den nationalen Kontaktstellen.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kerntechnik. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 167 Mitgliedsstaaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Weiter fördert die IAEA die Forschung und Technik für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, Nahrungsmittelsicherheit, Landwirtschaft und Umweltüberwachung. Das höchste Gremium der IAEA ist die Generalkonferenz der Mitgliedsstaaten, die normalerweise einmal jährlich tagt. Das ENSI ist in zahlreichen Kommissionen und Arbeitsgruppen der IAEA vertreten (siehe Anhang B).

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

Um zu gewährleisten, dass die Arbeit der IAEA im Bereich der nuklearen Sicherheit auch nach Abschluss des IAEA-Aktionsplanes weitergeführt wird, hat sich die Schweiz wiederum für die Erarbeitung einer gemeinschaftlichen Sicherheitsstrategie (IAEA Nuclear Safety Strategy) basierend auf den Erfahrungen bei der Umsetzung des IAEA-Aktionsplans eingesetzt. Diese soll von der Agentur regelmässig aktualisiert werden und aus den zwölf Schwerpunkten des lAEA-Aktionsplans über die nukleare Sicherheit, den Erfahrungen der Mitgliedstaaten bei der Umsetzung des Aktionsplans, den Massnahmen und Sicherheitsprinzipien des Fukushima-Berichtes und der Wiener Erklärung bestehen.

IAEA Safety Standards

Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards definiert (www-ns.iaea.org/standards). Sie reflektieren den Stand von Wissenschaft und Technik und werden aktualisiert, wenn sich neue Erkenntnisse aus Betriebserfahrung oder Forschung ergeben. Die Safety Standards umfassen alle Themenbereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports nuklearer Güter und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei 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. Die Empfehlungen sind auf dieser Stufe 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.

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

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

- GSR Part 1 (Rev. 1): *Governmental, Legal and Regulatory Framework for Safety*
- GSR Part 2 (Rev. 1): *Leadership and Management for Safety*
- GSR Part 4 (Rev. 1): *Safety Assessment for Facilities and Activities*
- NS-R-3 (Rev. 1): *Site Evaluation for Nuclear Installations*
- SSR-2/1 (Rev. 1): *Safety of Nuclear Power Plants: Design*
- SSR-2/2 (Rev. 1): *Safety of Nuclear Power Plants: Commissioning and Operation*
- SSR-3: *Safety of Research Reactors*

Die Standards enthalten Anforderungen, die die Lehren aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima-Daiichi berücksichtigen. Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll auch im Bereich Sicherung weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Dazu gibt es die IAEA Nuclear Security Series als eine Reihe von Publikationen in vier Kategorien: die Nuclear Security Fundamentals, die Recommendations, die Implementing Guides und die Technical Guidance. Das Nuclear Security Guidance Committee (NSGC) ist für die Veröffentlichung und Überprüfung aller Publikationen der Nuclear Security Series zuständig. Das ENSI ist auch im NSGC vertreten.

3.2.1.1 Integrated Regulatory Review Service (IRRS)

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

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

Die Schweiz liess sich als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits 1998 überprüfen. Die Empfehlungen aus dieser Überprüfung und der Folgemission von 2003 trugen massgeblich dazu bei, dass das ENSI eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes geworden ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Erneut erfolgte eine Überprüfung der Schweiz im November 2011, an der 24 Experten aus 14 Nationen beteiligt waren. Die Überprüfung führte zur Identifikation von 19 Aspekten guter Praxis, 12 Empfehlungen und 18 Anregungen. Das ENSI entwickelte im Jahre 2012 einen Massnahmenplan für die Umsetzung der Empfehlungen und Anregungen.

Im April 2015 wurde die Follow-Up-Mission durchgeführt. Von den vier Empfehlungen und 16 Anregungen, für deren Umsetzung hauptsächlich das ENSI zuständig war, wurden alle als erledigt beurteilt. Das Überprüfungs-Team stellte jedoch fest, dass ihre Empfehlungen, welche an die Schweizer Regierung adressiert waren, bezüglich der Rolle des ENSI aus der Mission Ende 2011 nicht ausreichend umgesetzt wurden. Das Team ist zum Schluss gekommen, dass das ENSI als die technische Nuklearaufsichtsbehörde mehr Kompetenzen beim Definieren von verbindlichen Sicherheitsanforderungen und von Bewilligungsauflagen in den Bereichen Sicherheit, Sicherung und Strahlenschutz haben sollte. Gestützt auf die internationalen Vorgaben haben die Experten deshalb am Ende ihrer zehntägigen Überprüfungsmission ihre Empfehlung zur Stärkung des ENSI erneuert (https://www.ensi.ch/de/2015/04/17/iaea-experten-verlangen-mehr-kompetenzen-fuer-das-ensi/).

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für etwa 20 Überprüfungsmissionen in anderen Staaten zur Verfügung. Zwei dieser Missionen wurden vom ENSI geleitet. Im Berichtsjahr hat das ENSI an den Missionen in Japan, Italien und Südafrika teilgenommen. 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 im Vereinigten Königreich.

3.2.1.2 Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS)

IPPAS-Missionen der IAEA sind spezifisch auf die Bedürfnisse der nuklearen Sicherung ausgerichtet und umfassen von der gesetzlichen Grundlage bis zur effektiven Massnahme vor Ort alle Ebenen. Seit dem Bestehen des Programms (1996) wurden in über 40 Ländern mehr als 70 Missionen durchgeführt. Eine IPPAS-Mission wird auf Anfrage eines Mitgliedstaates durchgeführt.

IPPAS-Missionen bestehen aus einem verbindlichen allgemeinen Teil und 4 wählbaren Themen-Modulen. Es existieren folgende Module:

1. Review of Nuclear Security Regime for NM and NF (obligatorisches Modul)
2. Nuclear Facility Review (optional)
3. Transport Review (optional)
4. Security of Radioactive Material (optional)
5. Computer Security Review (optional)

Die Schweiz hat im Jahr 2016 das Gesuch um eine IPPASS Mission in der Schweiz bei der IAEA offiziell eingereicht.

Auch Schweizer Experten beteiligen sich regelmässig an IPPAS-Missionen. Im Berichtsjahr hat das ENSI teilgenommen an den IPPAS Follow-Up-Missionen im Vereinigten Königreich und in Schweden.

3.2.1.3 IAEA-Datenbanken

Im Bereich Kernenergie betreibt die IAEA über 20 Datenbanken zu Kernkraftwerken, dem Brennstoffkreislauf, der Behandlung von radioaktiven Abfällen und weiteren Themen. Die meisten dieser Datenbanken 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 einzigartig. Die Grunddaten über die Kernkraftwerke der Welt werden beispielsweise von folgenden Organisationen genutzt: IAEA, OECD, Europäische Kommission, World Energy Council, International Centre for Theoretical Physics ICTP, Europäischer Verband für Strom- und Wärmeerzeugung, World Nuclear Association und die World Association of Nuclear Operators. Aus den Datensätzen in PRIS erstellt die IAEA jährlich die Publikationen Nuclear Power Reactors in the World, Country Nuclear Power Profiles und Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States. Die wichtigsten Daten sind im Internet unter www.iaea.org/pris abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergieliteratur (International Nuclear Information System INIS) wurde 1970 geschaffen, indem bereits existierende Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen Sowjetunion und dem Vereinigten Königreich, 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 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 fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Mit dem Beitritt von Russland im Jahre 2013 sind nun 31 der 34 OECD-Staaten Mitglied der NEA. Zusammen verfügen sie über rund 90% der weltweiten nuklearen Stromerzeugungskapazität. Die NEA mit Sitz bei Paris unterstützt ihre Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis für Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und Haftpflicht, ökonomische und gesellschaftliche Fragen sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten. Die meisten der NEA-Berichte sind frei erhältlich unter http://www.oecd-nea.org/pub.

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

3.2.2.1 Steering Committee for Nuclear Energy

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie im Steering Committee. Das Steering Committee überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die

Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Im Jahre 2016 wurde der NEA Strategic Plan 2017–2022 verabschiedet. Die Strategie bezweckt, der NEA Prioritäten für die nächsten 5 Jahre zu setzen. Es setzt das Leitbild der Organisation fest und beschreibt themenbezogen die Aktivitäten der NEA.

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.

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 Information zu Vorkommnissen und daraus abgeleiteten Lehren. In der Folge von Fukushima wurden die Vor- und Nachteile klassischer konservativ ausgelegter Kernkraftwerke gegenüber neuartigen Kernkraftwerk-Designs erörtert. Im Berichtsjahr hat sich die WGOE fachlich mit der praktischen Implementierung eines Reportings für NCFSI (Non-Conform, Fraudulent and Suspect Items) befasst. Ein entsprechendes Pilotprojekt wurde gestartet. Ein weiterer Schwerpunkt wird die detailliertere Untersuchung von Vorkommnissen mit Absturz schwerer Lasten. Die WGOE plant im Jahr 2017 einen Workshop in Madrid. Thema ist der Austausch von Betriebserfahrung (OPEX) insbesondere unter Beizug von Datenbanken.

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. Das Programm für multinationale Inspektionen (Benchmarking Inspection Practices) der Working Group on Inspection Practices (WGIP) wird weitergeführt. Die nächsten Inspektionen sind unter Beteiligung des Vereinigten Königreiches, der USA und Kanada in Finnland sowie unter Beteiligung von Japan, Tschechien und der Schweiz im Vereinigten Königreich geplant. Der nächste WGIP-Workshop soll im Jahr 2018 in Deutschland stattfinden. Themenvorschläge sind: Inspektionstechniken für HOF-Aspekte, Korrekturmassnahmen des Betreibers sowie der aktuellen Bewilligungsbasis. Ein weiterer Workshop soll zu Inspektionstechniken für digitale Leittechnik organisiert werden.

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die WGPC befasst sich mit den Themen Transparenz von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Bevölkerung um Kernanlagen, Wahrnehmung der Behörde in der Öffentlichkeit sowie Krisenkommunikation. Im Berichtsjahr hat die Arbeitsgruppe die drei durchgeführten Workshops unter Beteiligung von Medienschaffenden in der USA, Europa und Japan analysiert. Ein Bericht zu den regionalen Unterschieden und zu identifizierten Best Practices ist in Vorbereitung und soll Ende 2017 publiziert 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 Electrical Power Systems (WGELEC)
- Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF)
- Working Group on Fuel Safety (WGFS)
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCS)

Im Zuge der Reorganisation der NEA und der Gründung der neuen «Division of Human Aspects of Nuclear Safety (HANS)» sind alle WGs der CNSI aufgefordert worden, ihr Mandat und ihre Mission bezüglich Aktualität zu überprüfen.

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

Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte. Details finden sich unter 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 konnte mehrere Berichte und neue Aktivitäten akzeptiert werden. Zudem wurden drei Berichte verabschiedet:

- ASCET Phase I. Alterungsmechanismen von Beton (Alkali-Silikat-Reaktion)
- Operating Experience with Buried Tanks and Pipes (BTP)
- Der PROSIR-Abschlussbericht befasst sich mit einem Benchmark zur probabilistischen Beurteilung von Rissen im RDB. Die Aktivität war bereits 2009 gestartet worden.

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfallen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Im Berichtsjahr wurden mehrere neue Aktivitäten und Berichte vom CSNI akzeptiert, unter anderem ein Bericht zu den Möglichkeiten von 3D thermohydraulischen Systemcodes (z. B, ATHLET, CATHARE, MARS, RELAP5. TRACE) sowie vorhandener und laufender Experimente zu deren Validierung.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Im Berichtsjahr wurden der Bericht «PSA Insights relating to loss of electrical sources» sowie die neue Aktivität «Update of CSNI Technical Opinion Paper on Fire Probabilistic Safety» gutgeheissen.

Die WGHOF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Im Berichtsjahr wurde der «Control Room Validation Workshop Report» genehmigt, ebenso die neue Aktivität «HOF Lessons Learned from Implementation of post-Fukushima action». Dabei geht es um die Frage, welche Lehren sich aus der Umsetzung der Fukushima-Aktionspläne ergeben haben.

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). Im Jahre 2016 hat die WGFS den folgenden Bericht erstellt, der vom CSNI verabschiedet wurde:

- WGFS Report: RIA fuel-code Benchmark Phase Ii, closing report of the activity (analysis of uncertainties and sensitivities).

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. Das CRPPH erstellt zurzeit einen Bericht über die psychologischen Effekte im Nachgang zu nuklearen Unfällen. Es werden sowohl der Einfluss auf die Bevölkerung als auch auf die Arbeiter untersucht.

3.2.2.5 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC unterstützt die Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht dabei die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle. Das ENSI hat im Hauptkomitee, in der RWMC-Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC), in der Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) sowie im RWMC Regulators' Forum Einsitz. Im Berichtsjahr wurde die Rollenteilung in Endlagerungsprojekte thematisiert. Das RWMC wird in diesem Bezug eine Roadmap erstellen.

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 ausblickend. Für das Jahr 2018 ist seitens IGSC ein Safety-Case-Symposium geplant. An der nächsten IGSC-Sitzung (Oktober 2017) ist ein Symposium zum Thema «Safety functions and Safety management» geplant, an der auch der Aspekt «Criticality Management» diskutiert werden soll.

Die Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) ist die wichtigste Arbeitsgruppe 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. Im Berichtsjahr wurden die laufenden Aktivitäten weitergeführt.

3.3 Behördenorganisationen

3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Leiter der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der *Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)* zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 18 Mitglieder. Die Schweiz ist durch das ENSI vertreten und gehört zusammen mit Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, dem Vereinigten Königreich, 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. Im Jahr 2015 wurde die Ukraine vom Beobachter zum Vollmitglied der WENRA und auch die kanadische Aufsichtsbehörde CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission) wurde WENRA-Beobachter. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten sowie Russland Armenien und Kanada nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Im Berichtsjahr wurden die Japanische Aufsichtsbehörde NRA (Japan Nuclear Regulation Authority) und die Serbische Aufsichtsbehörde Serbian Radiation and Nuclear Safety Agency WENRA Beobachter. 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, Stillle-

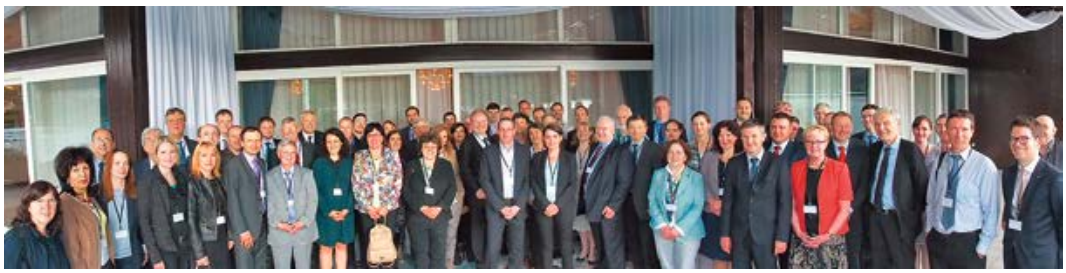


Abbildung 3:
Der Workshop zur Implementierung des HERCA-WENRA Approachs wurde in Bled, Slowenien, gehalten (Quelle WENRA).

gung von Kernanlagen, Lagerung sowie Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen ins Leben, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD), deren Vorsitzender derzeit Stefan Theis vom ENSI ist. Der Auftrag der beiden Arbeitsgruppen lautet, die unterschiedlichen Ansätze für die nukleare Sicherheit zu analysieren, mit den Sicherheitsstandards der IAEA zu vergleichen und Lösungen vorzuschlagen, wie Unterschiede bereinigt werden können, ohne die Sicherheit zu schwächen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis bezüglich Sicherheit reflektieren.

Im Berichtsjahr wurden die technischen Spezifikationen für die Topical Peer Reviews der European Nuclear Safety Regulators' Group ENSREG seitens der WENRA erarbeitet und verabschiedet. Die Topical Peer Reviews sollen nach der im Jahr 2014 geänderten EU-Richtlinie für nukleare Sicherheit in allen EU-Ländern im Jahr 2017 entsprechend durchgeführt werden. Das Thema der ersten themenspezifischen Peer Reviews ist das Alterungsmanagement in Kernkraftwerken. Die Schweiz wird daran auch teilnehmen.

Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinienebene wie auch beim Vollzug in den Kernkraftwerken bereits weit fortgeschritten. Die in der WENRA vertretenen Behördenorganisationen erstatten darüber periodisch Bericht, so auch im Jahr 2016.

Zudem hat die WENRA gemeinsam mit der HERCA (Heads of the European Radiological Protection Competent Authorities) einen Workshop zur Implementierung des HERCA-WENRA Approachs zusammen mit hochrangigen Landesvertretern des Bevölkerungsschutzes durchgeführt. Ziel des Ansatzes ist es, eine bessere Koordination des Vorsorge- und Notfallmanagements auf europäischer Ebene zu erreichen. Dazu sollen auf europäischer Ebene die nationalen Notfallmanagementsysteme basierend auf dem WENRA-HERCA-Ansatz harmonisiert werden. Der Workshop wurde von Vertretern der nationalen Behörden in den betroffenen Bereichen besucht und von internationalen Organisationen wie der Europäischen Kommission (Directorate General for Energy DG ENER und European Civil Protection and Humanitarian Aid Operations DG ECHO), der IAEA und der OECD/NEA. Es wurde während des Workshops festgestellt, dass die zuständigen Behörden im Strahlenschutz, der nuklearen Sicherheit und dem Bevölkerungs- und Katastrophenschutz weiterhin zusammenarbeiten müssen für die Umsetzung des HERCA-WENRA-Ansatzes. Die Teilnehmer betonten auch die Notwendigkeit für die Einrichtung einer wirksamen und koordinierten Zusammenarbeit mit allen für das Katastrophenmanagement zuständigen Behörden mit der Unterstützung des Dienstes für Humanitäre Hilfe der Europäischen Kommission, ECHO, welche für humanitäre Hilfe und Zivilschutz zuständig ist.

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.

Wie bereits berichtet, wird die Schweiz an dem vom Rat der EU beschlossenen Topical Peer Review (TPR) im Jahr 2017–2018 teilnehmen. Die Koordinierung der TPR erfolgt durch die ENSREG. Diese hat in den Terms of Reference der TPRs die Ziele, sowie den Ablauf und Umfang der TPR 2017 festgelegt. Die Ziele des TPR 2017 bestehen insbesondere darin, dass die teilnehmenden Länder die bisher im Rahmen des Alterungsmanagements für die in Betrieb befindlichen Kernanlagen getroffenen Massnahmen überprüfen, daraus in der Praxis bewährte Massnahmen (good

practices) und potentielle Verbesserungen (areas of improvements) ableiten und die Betriebserfahrungserkenntnisse auf europäischer Ebene austauschen. Der Überprüfungsprozess umfasst folgende Phasen:

Phase 1: Nationale Bewertung

- Erstellung eines Länderberichtes, der bis Ende des Jahres 2017 veröffentlicht wird.

Phase 2: Überprüfung der eingereichten Länderberichte

- Durchführung einer Pre-Workshop-Überprüfung bis April 2018, in dessen Rahmen die beteiligten Länder Fragen und Antworten zu den eingereichten Länderberichten austauschen
- Durchführung eines Workshops im Mai 2018, in dessen Rahmen die eingereichten Länderberichte durch die beteiligten Länder bewertet werden
- Veröffentlichung eines Workshop Abschlussberichtes im August 2018

Phase 3: Umsetzung der Empfehlungen aus dem Abschlussbericht

- Veröffentlichung des ENSREG-Umsetzungsplanes im Dezember 2018
- Veröffentlichung des Berichtes zum Status der Umsetzung im Dezember 2023

3.3.3 European Nuclear Security Regulators Association ENSRA

Die ENSRA ist eine europäische Plattform für den Informationsaustausch im 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
- die Förderung einer gemeinsamen Basis der nuklearen Sicherung innerhalb Europas

Die ENSRA hat insgesamt 15 Mitglieder: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Vereinigtes Königreich, Litauen, Niederlande, Polen, Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Slowenien, Tschechien und Ungarn. Im Berichtsjahr stand die ENSRA unter dem Vorsitz von Frankreich. Thematisiert wurden unter anderem Empfehlungen zu Cyber Security der IAEA sowie Übungen.

Abbildung 4:
CFS Hauptsitzung 2016 in Paris. Quelle: ENSI.

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 and Outside workers
- WG Non-medical Sources and Practices
- WG Medical Applications
- WG Emergencies
- WG Surveillance of Collective Doses from Medical Exposures

Für das ENSI sind die Aktivitäten der Working Group on Emergencies WGE von besonderem Interesse. Georges Piller, ehemaliger ENSI-Bereichsleiter für Strahlenschutz, leitet bis 2017 diese Arbeitsgruppe. Drei der sechs laufenden Work Packages der WG Emergencies können als erledigt angesehen werden, die weiteren, unter anderem auch die Umsetzung des HERCA WENRA Ansatzes, sind auf Kurs.

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

Abbildung 5:
Im Rahmen eines technischen Workshops hat das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI Fragen aus Österreich zu den Kernkraftwerken in der Schweiz beantwortet (Quelle ENSI).

Vertreter des ENSI, des Bundesamts für Energie BFE, des Bundesamts für Gesundheit BAG, der Nationalen Alarmzentrale NAZ 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 27. CFS-Hauptsitzung fand vom 22. bis 23. August 2016 in Paris statt (Abbildung 6). Dabei haben die Vertreter der Aufsichtsbehörden den grossen Nutzen des Informationsaustausches zwischen den beiden Ländern unterstrichen. Insbesondere informierte die ASN über ihre Untersuchungen im Zusammenhang mit den Unregelmässigkeiten in der Schmiede Le Creusot bei Komponenten in französischen Anlagen sowie über die laufenden Untersuchungen zu den Befunden in franz. Dampferzeugern. Die Schweiz erläuterte ihrerseits die Abklärungen der Befunde im Grundmaterial des Reaktordruckbehälters von Beznau 1. Weiter wurden Themen zur Forschung besprochen. Sowohl aus der laufenden Aufsichtstätigkeit als auch im Zuge der allgemeinen Entwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik ergeben sich Fragestellungen zur Sicherheit der Kernanlagen, die bisher ungelöst sind. Forschungsprojekte können daher ermöglichen, potenzielle Problembereiche zu erkennen, mögliche Verbesserungen zu erarbeiten, Unsicherheiten zu verringern und Verfahren zu verbessern.

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. Im Oktober 2016 fand die 34. Hauptsitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen DSK in Brugg statt. Unter anderem sind verschiedene Themen im Bereich der Entsorgung und Stilllegung einerseits in Deutschland und andererseits in der Schweiz diskutiert worden.

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Informationen aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Informationen bei den Vorgängen in der Schweiz. Im Berichtsjahr hat das ENSI zahlreiche technische Fragen aus Österreich zu den Kernkraftwerken in der Schweiz beantwortet. Zu diesem Zweck hat das ENSI in Brugg im November 2016 ein technisches Expertentreffen organisiert. Darin wurden die Fragen der österreichischen Delegation detailliert beantwortet.

Abbildung 6:
ENSI-Direktor Hans Wanner und INRA-Chef Naser Rastkah unterzeichnen das Memorandum of Understanding während der IAEA-Generalkonferenz 2016 in Wien. Quelle: ENSI

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 fünfte Sitzung der Kommission fand im Oktober 2016 in Rom statt. Es wurde vor allem über Erfahrungen und Herausforderungen in den Bereichen Entsorgung, Stilllegung sowie Notfallschutzplanung diskutiert.

3.5 Weitere bilaterale Zusammenarbeit

Im Berichtsjahr wurde ein Memorandum of Understanding zwischen dem ENSI und der iranischen Nuklearaufsichtsbehörde INRA, sowie ein MoU mit der Nationalen Atomenergieagentur von Polen PAA unterzeichnet. Mit den beiden Vereinbarungen (Memorandum of Understanding MoU) wird beabsichtigt, die nukleare Sicherheit in diesen Ländern zu stärken sowie den Austausch und die Zusammenarbeit unter den jeweiligen Aufsichtsbehörden zu fördern. Das ENSI hat bereits ähnliche bilaterale Kooperationsabkommen mit Deutschland, Frankreich, Italien, Österreich, den USA, Finnland und der EU.

4. Entwicklungen in den Grundlagen der nuklearen Aufsicht

In seiner Eigenschaft als Aufsichtsbehörde oder gestützt auf einen Auftrag in einer Verordnung erlässt das ENSI Richtlinien. Richtlinien sind Vollzugshilfen, die rechtliche Anforderungen konkretisieren und eine einheitliche Vollzugspraxis erleichtern. Sie konkretisieren zudem den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Im Einzelfall kann das ENSI Abweichungen zulassen, wenn die vorgeschlagene Lösung in Bezug auf die nukleare Sicherheit und Sicherung mindestens gleichwertig ist. Die bisherigen R-Richtlinien werden laufend durch sogenannte A-, B- und G-Richtlinien ersetzt. A-Richtlinien beziehen sich auf die Anlagebegutachtung und B-Richtlinien auf die Betriebsüberwachung. G-Richtlinien widmen sich generellen Themen, die sowohl die Anlagebegutachtung als auch die Betriebsüberwachung betreffen.

Auch im Jahr 2016 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 wurde eine neue Richtlinie verabschiedet und eine Richtlinie revidiert. Darüber hinaus hat das ENSI die Anhörung zur Revision der Richtlinie ENSI-A05 «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität» initiiert. Die Richtlinien HSK-R-4 «Aufsichtsverfahren beim Bau von Kernkraftwerken, Projektierung von Bauwerken», HSK-R-30 «Aufsichtsverfahren beim Bau und Betrieb von Kernanlagen» sowie HSK-R-31 «Aufsichtsverfahren beim Bau und dem Nachrüsten von Kernkraftwerken, 1E klassierte Ausrüstungen» wurden zurückgezogen.

4.1 Neue Richtlinie ENSI-G02, Teil 1: Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke: Sicherheitskonzepte und Auslegungsanforderungen

Die neue Richtlinie ENSI-G02, Teil 1, konkretisiert die Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke. Sie legt die Grundsätze der nukle-

aren Sicherheit (Schutzziel-, Barrierekonzept und Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge) sowie die zu deren Umsetzung notwendigen Auslegungsvorgaben dar. Neu wird die Sicherheitsebene 4 (im Englischen als Design Extension Conditions bezeichnet) in zwei Unterebenen aufgeteilt, in eine Ebene 4a, auf der bestimmte auslegungsüberschreitende Störfälle beherrscht werden müssen, und in eine Ebene 4b, auf der die Auswirkungen von auslegungsüberschreitenden Störfällen mit Kernschmelzen begrenzt werden sollen. Zudem legt die Richtlinie konkrete Anforderungen an Schutzzielfunktionen fest und enthält Auslegungsanforderungen zum Schutz gegen Störfälle. Im Teil 2 der Richtlinie werden spezifische Auslegungsanforderungen für bestimmte Systeme, Strukturen und Komponenten festgelegt. Teil 1 der Richtlinie wurde im September 2016 verabschiedet.

4.2 Revision der Richtlinie ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen

Gemäss der im November 2016 verabschiedeten Revision der Richtlinie ENSI-B03 gilt für den Fall von ungeplanten Abgaben von radioaktivem Tritium neu eine mit dem internationalen Warn- und Alarmplan Rhein harmonisierte tiefere Meldeschwelle. Ein weiteres neues Meldekriterium betrifft sogenannte «Common Cause Failures», also das Versagen oder die Fehlfunktion zweier oder mehrerer sicherheitstechnisch klassierter Systeme oder Komponenten aufgrund gemeinsamer Ursache. Führt ein solches Vorkommnis in der Anlage zu verschiedenen Ausfällen, die für sich allein nicht meldepflichtig wären, sind diese künftig in jedem Fall zu melden. Zudem wurden infolge der neuen Notfallklassierung Vereinfachungen bezüglich der Meldung von Vorkommnissen aufgrund öffentlichen Interesses vorgenommen. Bei einer Reihe von Meldekriterien wurden schliesslich technische Daten aktualisiert, so dass die Meldekriterien klarer sind und sich die behördliche Vorkommnisanalyse auf jene Fälle konzentriert, aus denen genügend Relevantes gelernt werden kann. Die revidierte Richtlinie ist ab 1. Januar 2017 gültig.

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 2016 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,
- Entsorgungsfragen im Zusammenhang mit der Realisierung von geologischen Tiefenlagern und mit Transport- und Lagerbehältern

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

Zum Schwerpunktthema **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke** wurden 2016 verschiedene Forschungsarbeiten mit materialwissenschaftlichen Fragestellungen durchgeführt. In den fünf ENSI-Forschungsprojekten dieses Themenbereichs besteht eine sehr enge Zusammenarbeit mit dem Paul Scherrer Institut. Behandelt werden Fragestellungen zu Risskorrosion und Ermüdung in Strukturwerkstoffen (SAFE-II), zu modernen zerstörungsfreien Prüfmethoden zur Erkennung von betriebsbedingten Rissen (PARENT) und zur Integrität eines (gealterten) Reaktordruckbehälters unter Thermoschockbeanspruchung (PROBAB). Beim Projekt NORA, das sich mit der Platineinspeisung zur Verringerung des Korrosionspotentials in Siedewasserreaktoren befasst, haben ENSI und PSI die Zusammenarbeit in einer dritten Phase bis Herbst 2019 verlängert.

Die probabilistischen Sicherheitsanalysen der Schweizer Kernkraftwerke zeigen, dass **extreme Naturereignisse** – insbesondere schwere Erdbeben – einen wesentlichen Beitrag zum Kernschadensrisiko leisten. Das ENSI beteiligt sich am internationalen Projekt OECD MECOS, welches auf die numerische Modellierung des Versagensmechanismus von Rohrleitungen unter seismischer Beanspruchung fokussiert. Ein thematisch ähnliches Projekt ist OECD CASH, bei dem die Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung untersucht werden. Es wird erwartet, dass die Erkenntnisse aus diesen Projekten in die Bewertung der nach der Neufestlegung der Erdbebengefährdung (2016) anstehenden Sicherheits-

nachweise der Schweizer Kernkraftwerke einfliessen werden. Extreme Überflutungen an den Flusssystemen von Aare und Rhein sind Gegenstand des Projekts EXAR, bei dem sich das ENSI neben weiteren Bundesinstitutionen beteiligt und das nun – nach Abschluss umfangreicher Vorarbeiten zu methodischen Grundlagen – im Jahr 2017 in seine Hauptphase (Phase B) eingetreten ist. Untersucht werden dabei zunächst Hochwasser an der Aare.

Die Forschungsarbeiten in den Bereichen **Stilllegung, Entsorgung und geologische Tiefenlagerung** haben in den letzten Jahren an Bedeutung gewonnen und nehmen einen immer grösseren Raum im Forschungsprogramm des ENSI ein. Das ENSI hat beschlossen, sich an dem für 2018 geplanten Ausbau des Felslabors Mont Terri zu beteiligen und auch in den kommenden Jahren Experimente zu den Eigenschaften des Opalinustons durchzuführen. Dementsprechend wurde die Forschungszusammenarbeit mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich um weitere vier Jahre verlängert. Auch das baubegleitende Forschungsprojekt zum Sanierungstunnel Belchen, welcher den Opalinuston durchfährt, wird in einer zweiten Phase ab 2017 fortgesetzt. Aus Sicht des ENSI sind diese Arbeiten für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers im Opalinuston von grosser Bedeutung. Das ENSI wird sich zudem am Projekt ICDP DOVE («Drilling Overdeepened Alpine Valleys» im Rahmen des International Continental Drilling Program) beteiligen, bei dem die Tiefenerosion durch Gletscher als Faktor für die Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager untersucht wird. Die vom ENSI unterstützten Arbeiten sind Teil eines grossen Projekts, das Vergleichsdaten rund um den Alpenbogen liefern soll.

Neben den oben aufgeführten Schwerpunktthemen wird das ENSI auch in den kommenden Jahren weitere Forschungsarbeiten, zum Beispiel im Bereich der **Störfallanalysen**, unterstützen. Dies insbesondere mit der Zielsetzung, die Sicherheit der laufenden Kernanlagen weiter zu verbessern. Im Rahmen eines neuen Vertrags mit der KTH Stockholm wird die seit Jahren erfolgreiche Zusammenarbeit im MSWI-Projekt fortgesetzt. Das Projekt befasst sich mit der experimentellen und numerischen Untersuchung verschiedener Schwerunfallphänomene. Dabei werden Computercodes weiterentwickelt, welche auch vom ENSI eingesetzt werden.

Die **Strahlenschutzforschung** am Paul Scherrer Institut wird sich in Zukunft stärker auf Themen zum Rückbau stillgelegter Kernanlagen ausrichten.

Das ENSI verfolgt **ausländische Vorkommnisse**, um daraus Lehren für die Schweizer Kernanlagen abzuleiten. Von hoher sicherheitstechnischer Relevanz sind beispielsweise die fehlerhaften und gefälschten Werkstoffprüfzeugnisse bei Schmiedeteilen sowie der erhöhte Kohlenstoffgehalt in Schmiedeteilen von Dampferzeugern in französischen Kernkraftwerken. Das ENSI hat diese Thematik aufgegriffen und wird sie unter anderem im Rahmen von Schwerpunktinspektionen in den Schweizer Kernkraftwerken weiterverfolgen.

Im Kontext der Forschungsarbeiten wird das ENSI die umfassende Überarbeitung des bestehenden Regelwerks fortsetzen, den Erhalt und weiteren Aufbau der Fachkompetenz anstreben sowie die sehr gute **internationale Vernetzung** aufrechterhalten. Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungsgremien und die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die internationale Vernetzung des ENSI seit Jahren hervorragend. Das ENSI beteiligt sich auch zukünftig aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA und bei der Nuclear Energy Agency der OECD.

Seit Ende 2011 hat der Direktor des ENSI den Vorsitz in der «Western European Nuclear Regulators' Association» (WENRA), welche auch in den kommenden Jahren eine kontinuierliche **Verbesserung und Vereinheitlichung der Sicherheitsanforderungen** in Europa anstreben wird. Das ENSI hat 2016 eine «International Physical Protection Advisory Service» (IPPAS) Mission beantragt, welche voraussichtlich im Jahr 2018 stattfinden wird. Internationale Experten werden dabei die Aufsichtstätigkeiten des ENSI im Bereich der Sicherung beurteilen.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhaltsverzeichnis

Brennstoffe und Materialien
OECD Halden Reactor Project 121
SCIP-III (2014–2019) 131
SAFE-II 135
NORA-II 145
PROBAB 157

Externe Ereignisse
IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen 167
SED-Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen 179
CASH Phase 1B – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung 187
MECOS – Metallic Component Margins under High Seismic Loads 195
EXAR 199

Menschliche Faktoren
Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES) 205

Systemverhalten und Störfallabläufe
STARS 211
BEPU Analysis of Generic PTS Investigations Deterministic Safety Analyses 221
MELCOR further development of the air ingress modelling 227
The OECD-NEA Benchmark Study of the accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) Project – Phase 2 233
Risk Oriented Approach and Melt-Structure-Water-Interaction Phenomena in LWR Severe Accident 241

Strahlenschutz
Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung 251

Entsorgung
Development of a simulation tool for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of transport and storage casks 259
FS experiment: in-situ clay faults slip hydromechanical characterisation 267
HM Experiment Hydro-Mechanical Coupling 275
Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel 281
Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps 289
Quartärstratigrafie Hochrhein 297

OECD Halden Reactor Project

Author and Co-author(s)	W. Wiesenack, Ø. Berg
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O.Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Telephone, E-mail, Internet address	+47 69 21 22 00, www.ife.no/hrp
Duration of the Project period	2015–2017

ABSTRACT

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

The activities in the Fuels & Materials area provide fundamental knowledge on the properties and behaviour of nuclear fuels and materials under long-term use in reactors as well as during transients. The programme is built on existing Halden experience and capabilities to produce a variety of test conditions and coolant environments while making reliable in-reactor measurements to study phenomena online and in-situ. In 2016, six in-core tests were executed, most of them in loops simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. In addition, nine tests underwent PIE and eleven tests were in preparation. The tests encompassed various types of fuels and materials with zero to high burnup or dpa. The LOCA test series continued with detailed scanning and PIE to assess fuel fragmentation and relocation. In-core materials were tested to obtain data on stress corrosion cracking and creep 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 2016, a study showed that the Shift Technical Advisors (STAs) were able to support the crews in making innovative decisions only when working independently from the rest of the crew. The decommissioning activities have continued with interviews of stakeholders involved in planning and regulating work. Special focus has been on current challenges and how to mitigate these, e.g., training needs. Software systems dependability addressed issues related to modernisation of digital I&C systems and the development of safety-critical software, ranging from requirements engineering to final safety demonstration.

Project goals

The Halden Reactor Project's research programme is defined as framework for 2015–2017 [1] and in the detailed plan for 2016 [2].

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

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

The main goals of the R&D work in the Man-Technology-Organisation (MTO) area are to:

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

Six experiments were irradiated at various times as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project, while eleven tests were in preparation and nine underwent postirradiation examinations.

Fuels and materials both as-manufactured and irradiated to relevant burnups and neutron fluences in commercial nuclear power stations are utilised in these tests. An integrated approach to testing is used whereby such fuels and materials are studied under different conditions in different types of experiments, thus gaining a more complete knowledge on their performance.

Fuel safety and operational margins

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

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

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

Integral Fuel Performance experiments address the complex interaction of many phenomena which develop and change with burnup. The data can be used to assess the capability of fuel modelling codes to render interdependencies correctly.

Postirradiation examinations (PIE) are an important complement to and verification of the incore data. PIE was carried out on fuel from the fission gas release mechanisms test IFA-716, VVER Gd-doped fuel and UO_2 fuel irradiated in IFA-676, fuel subjected to a stepwise power increase in IFA-720 to determine the onset of fission gas release, and on another test with Gd-doped fuel, IFA-681. The objective of the latter was to study the integral thermal-mechanical behaviour of Gd-bearing fuel by simultaneously measuring fuel-temperature, densification, swelling and fission gas release. The end-of-life fission gas release fractions determined by PIE were very similar for the standard UO_2 fuel and the 2% Gd-bearing fuel, namely 2.1% and 2.7% , respectively, the difference not being significant.

Separate Effects Fuel Behaviour Studies are designed to single out a specific phenomenon. One of the test series under this general theme, IFA-610, is related to rod overpressure and clad lift-off. The test rod in IFA-610.13, refabricated from a commercially irradiated rod with stress relief (SR) annealed M-MDA cladding, underwent non destructive testing with the aim to identify a leak preventing operation at high pressure. During irradiation, cladding lift-off was obtained between +200 and +250 bar overpressure. The comparison with IFA-610.12 (M-MDA RX cladding) showed that the lift-off threshold was higher for SR material than for RX material.

The objectives of IFA-744 are to investigate fuel thermal conductivity degradation and recovery mechanisms and to study whether irradiation damage annealing and thermal conductivity recovery are also active in-pile. The experiment is designed such that the fuel temperature can be changed without changing the power. During the start-up in 2015, several temperature changes were carried out. The results indicate that the effect of irradiation induced defects on thermal conductivity, both in terms of degradation and recovery, can be observed in this experiment. Another temperature cycle was executed in 2016 at a burnup of 6.7 MWd/kg UO_2. Only small temperature changes related to conductivity improvement are detectable in the data (Figure 1). They are similar to the response seen at low burnup and indicate that fission product annealing is not effective at this point. The next temperature cycle will be executed when burnup exceeds 20 MWd/kg UO_2.

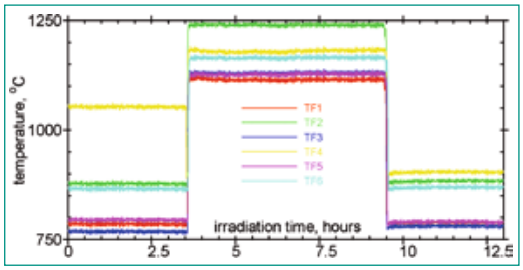


Figure 1: *Temperature cycle at a burnup of 6.7 MWd/kg UO_2*

Fuel Behaviour in Transients and under Accident Scenarios is related to the need to re-examine the safety criteria for loss-of-coolant accidents and to verify their continued validity for new cladding materials and high burnup fuel. The Halden Project has implemented a LOCA test series (IFA-650) to study the integral in-reactor fuel behaviour under expected and bounding conditions. The activities in 2016 included PIE on the LOCA test with PWR fuel (M5 cladding, IFA-650.15) and the application of gamma tomography to visualise the fuel fragmentation [7].

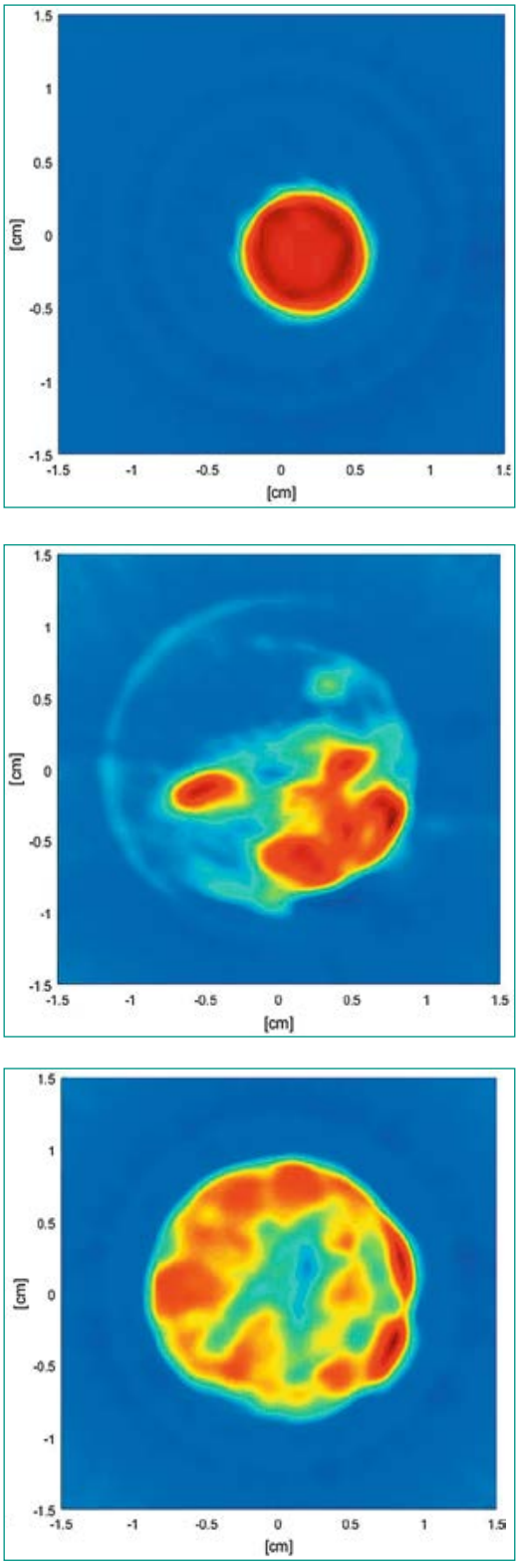


Figure 2: *Qualitative tomographic reconstructions of the ^{137}Cs distribution in IFA-650.15 at different positions in the experimental assembly*

In another test, heterogeneous MOX fuel irradiated to 105 MWd/kg (high burnup structure fuel) was subjected to a temperature transient. The first indication of fission gas release (FGR) from the pressure sensor was at 680–700 °C, and then the rod pressure increased at a near constant rate. The calculated FGR at the end of the test was about 7 % which was confirmed by PIE. Similar tests had been carried out before with UO_2 fuel. The results are re-

lated to fission gas release from high burnup structure fuel during LOCA and other temperature transients.

Cladding Performance and Behaviour deals with the implications of increased reactor core ratings, high discharge burnup, more aggressive water chemistry conditions, and load following on cladding performance. Cladding corrosion and cladding creep are the main subjects addressed under this programme item.

The aim of the cladding creep test IFA-741 is to generate inpile creep data on M5, M-MDA, E110-M and Opt. ZIRLO under variable stress conditions. The question is whether cladding creep is symmetrical under tensile and compressive loading and reversals, and whether mechanistic changes occur due to fast fluence effects on clad microstructure. The test has been irradiated since October 2012. At the end of 2016, the irradiation has completed the eleventh cladding hoop stress period. Two more stress levels are to be tested before the experiment will be unloaded after having been irradiated for about 16000 full power hours.

The cladding corrosion test IFA-785 has the main objective to study modern PWR cladding corrosion and hydriding performance under demanding conditions, exceeding those currently allowable in operating PWRs. The effects of elevated pH, high power rating and significant subcooled boiling on the performance of the materials are studied to ascertain if sufficient margin is available for further increases in these parameters for future PWR operation. The first interim inspection was performed in May 2016 after 567 full power days. Oxide thicknesses at different axial positions were found to be in good agreement with the axial power profile.

Plant Ageing and Degradation

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

- 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. IASCC is of concern for core components as reactors age. The aim of the BWR crack initiation study IFA-733 is to evaluate the benefits of hydrogen water chemistry (HWC) in mitigating crack initiation in irradiated (~13 dpa) 304L SS tensile specimens by comparing the number of specimen failures occurring in normal water chemistry (NWC, 5 ppm O_2) versus HWC (2 ppm H_2). 18 tensile specimens were initially installed in the rig, 9 in high flux and 9 in low flux positions. The test finished in May 2016 after more than 23000 full power hours. Eight of the specimens experienced ductile failure at loads between 100% and 115% of yield stress.

A new BWR crack growth rate (CGR) study, IFA-791, has been fabricated and prepared for loading with irradiation to start in 2017. The main objectives are to generate longterm CGR data for irradiated compact tension specimens in simulated BWR conditions and to compare the cracking response as a function of material, water chemistry (5 ppm O_2 versus 2 ppm H_2), temperature and stress intensity level.

Irradiation enhanced creep and stress relaxation is a degradation mechanism that influences the service life of components which require that a load be maintained throughout service. Related to this issue, creep of oxide dispersion strengthened steel (ODS) is measured in IFA-744 which began irradiation in March 2015. The target stress (350 MPa) and temperature (400 °C) are applied to two different ODS specimens. The deformation recorded for unit 2 is shown in Figure 3. The creep of PM2000 was found to be negligible while the strain rate of the 12% CrODS was on average 1.7×10^{-6}/h until the interruption in reactor operation at ~3600 hours. There is currently no explanation for the seeming contraction thereafter.

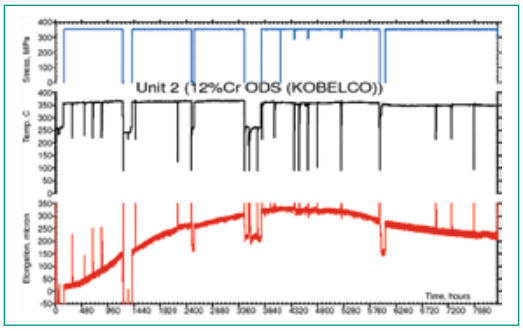


Figure 3: *Stress, temperature and elongation for specimen prepared from KOBELCO material*

Man-Technology-Organisation (MTO) research

Past accidents and incidents have underscored the influence of human performance on the safety of nuclear power plants. In upgrades of existing plants or in advanced reactors, the quality and reliability of human performance in operation is expected to

remain significant for the safe operation of NPPs. Licensing of new designs will require improved efforts in analysing the new work environments and work organisation and their influence on safety. Human performance is therefore a key area of research. The programme emphasises empirical research, with special focus on experiments in 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 FutureLab has been established for early prototyping of operational concepts in highly automated plants. There is a strong focus on direct co-operation with active groups in the member organisations. Highlights of the work in the MTO area performed in 2016 are given below.

Human Reliability Analysis is one of the focus areas. Member organisations have expressed the need for a more structured way of accessing data from empirical studies. Such a database may be used when performing safety analyses, system evaluations, and for design of interfaces and support tools. The scope of work for 2016 has focused on the micro-task database. Data have been collected about the speed and accuracy of simple detection, identification, monitoring, and decision tasks from interface benchmarking studies. In December 2015, we conducted a micro-task study at a U.S. PWR training simulator. This study benchmarked the plant's analogue information displays on the control boards against a modern overview display presented on a tablet computer (Figure 4). Overall, operators were faster and more accurate using the analogue indications compared to the digital displays. However, we believe these results are heavily influenced by the participants' lack of familiarity with the digital displays, as some participants showed the opposite pattern, with consistently better performance using the digital display. Further, the study showed that the Shift Technical Advisors (STAs) were able to support the crews in making innovative decisions only when working independently from the rest of the crew.

In addition, we utilised the scenario runs to perform a pilot study for improving HRA practice. The observations revealed that, although predictive analysis takes time, the benefits far outweigh the efforts in terms of developing the analyst's knowledge and understanding of the scenarios, as well as preparing the analyst for on-site data collection. Hierarchical Task Analysis appears to be the most appropriate technique to use as a reference and method for the analyst when performing simulator observations. A Handbook of Good Practices has been issued.

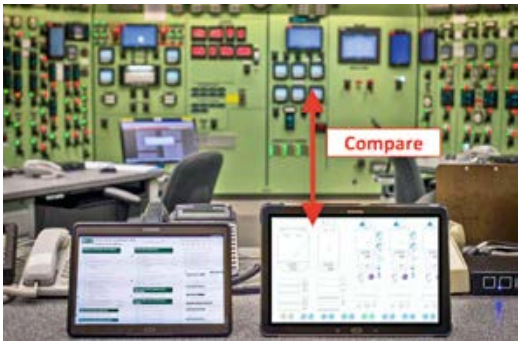


Figure 4:
Micro-task study at U.S. simulator – overview display (right) was benchmarked against analogue control boards

Human and Organisational Factors research address accident management, focusing on how to ensure safe operation in an accident phase in which the main control room (MCR) and the technical support centre (TSC) are collaborating. A report has been issued from the workshop meeting on «Accident Management and Operation», and major topics for research were identified: How to develop and maintain shared situation awareness with onsite and offsite groups; How to transfer information from MCR staff to TSC and vice versa; Leadership and decision responsibility; How to organise the TSC and their interaction with the MCR robustly; synchronisation between MCR and TSC. After the workshop a survey and plant visits have been conducted, and from these we concluded on specific topics to study in more detail: 1) a dedicated MCR/TSC coordinator role «conduct of operation», and 2) a MCR/TSC collaborative interface.

Work Practices have been an on-going research area for some years at the HRP. Research activities have focused on identifying potential effects of computer-based control rooms and HSIs on safe work practices by investigating, e.g., communication, operator tasks, information needs and information sharing between crew members, including staff located outside the control room. Re-analyses of the data from three previous HAMMLAB studies have been completed. The results show that having access to process information (here: on a tablet)

outside the control room, reduced the shift supervisors' (SS) effort to become updated on the situation and enhanced their readiness to handle the scenario (Figure 5). Mental workload for the crew as a whole was lower in the situations when field operators had access to a handheld tool than in situations where they had no access to such a tool.

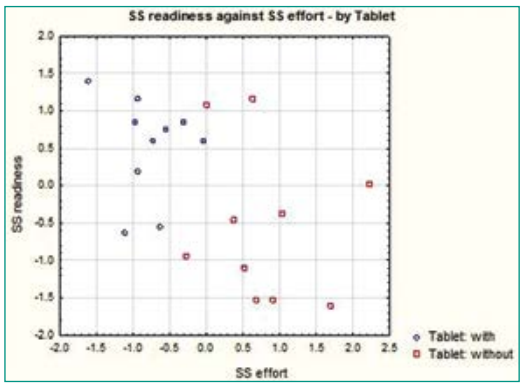


Figure 5: *Scatterplot of SS (Shift Supervisor) readiness against SS effort by Tablet*

Outage Control Centres (OCCs) have transformed the way outages are organised. They have brought key decision makers closer together, thereby providing tighter outage governance and schedule adherence, better work status overview, more agile emerging issue resolution, improved team situation awareness, and stronger safety focus. In recent years, a number of enabling technologies have become mature enough to support a new kind of outage organisation where work processes are more distributed and at the same time more integrated.
The research aim is to provide relevant design guidelines or best practices to the industry. In order to do so we are developing an MTO concept to test the validity of our design in which the whole outage organisation is included: the OCC, the main control room and the field workers. We have performed an exploratory study in the FutureLab on teamwork and team performance dimensions in the use of automation for tag-out work (systems clearances) during outages. The study indicates that providing a real-time work status overview on a shared display could potentially reduce workload related stress for the Work Control Manager. When the team had to deal with an unexpected situation, the new tools that were provided became more beneficial and improved performance, compared to normal situations (Figure 6, Figure 7).

Figure 6: *Performing a procedure step in the «field» using the Petit portable device*

Figure 7: *The Job Tracker tool for work look-ahead and progress monitoring*

Condition Monitoring and Maintenance Support systems 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. Previous research activities have resulted in successful demonstration of physical modelling with data reconciliation (TEMPO). The differential evolution optimisation technique has been tested for optimising process model parameters and has proven practically useful to efficiently find the optimal pa-

rameter settings for a physical process model, compared to a standard parameter optimisation using line fitting. A TEMPO model designed for calculating the thermal power uncertainty has been developed and the results have been compared with a standard thermal power uncertainty calculation.

For cost-effective maintenance, component health assessment should indicate whether a particular component has to be serviced or replaced. Condition-based maintenance (CBM) provides techniques for such challenging health assessment and estimation of remaining useful life (RUL) of process equipment. Applying data analytics (e.g. feature extraction, state identification, prognostics and more) to process data facilitates learning about degradation of process components. Increased understanding of degradation mechanisms can also be utilised for, e.g., maintenance plan optimisation and development of operational practices, equipment and system design. The objective is to utilise a wider range of data to predict maintenance needs. Trends of which components are failing, and why they are failing, may also be easier to detect with data from many plants instead of only one. Better utilisation of data to find new insights and to answer questions that were previously considered beyond reach has gotten much attention in many industries as a new technology trend named «Big Data». A framework of virtual computers for doing Big Data analytics has been set up to prepare for the case study and a step-wise plan has been followed to train on the various features of Big Data analytics. A case study with condenser data from a NPP is planned to demonstrate the use of Big Data analytics where operational process data will be used.

Decommissioning has been introduced in this 3-year programme. An increasing number of organisations are adopting 3D simulation technology to support the decommissioning of aged nuclear installations, with the intention of optimising costs and safety. The activities have continued in 2016 with interviews and visits to stakeholders involved in planning and regulating decommissioning work. Focus has been on current challenges and ways to mitigate these, leading up to needs for new practices, methods and technologies. Important areas identified so far are within communication, supporting information technology, keeping skills and knowledge in the organisations, and updating regulations. Integrating costs and project planning is also an issue. A test case has been performed using the Halden Planner software, where we have focused on supporting safety planning for the inspection of historic fuel from the Halden Research Reactor in the on-site temporary fuel storage of the reactor. A general conclusion, that can be stated at this point, is that commonly used safety assessment techniques are inefficient and, in some cases, not suitable for dependable safety assessment and optimisation of such complex jobs. Specific needs for training have been identified related to preparing for decommissioning risks, as well as training for addressing motivation and mind-set issues.

The Software systems dependability research programme 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. Research has progressed on a number of important activities related to the development of safety-critical software, ranging from requirements engineering to final safety demonstration. For the requirements engineering activity, a collection of safety and security sub-attributes and measures, and nuclear safety standards for DI&C have been further studied for creating a classification model addressing requirements for safety and security attributes. In the activity Digital I&C assurance, a systematic literature review has been conducted where practical application of hazard analysis was studied. Two interesting findings were that 1) several sources suggest the use of ontologies in describing design basis, and 2) a detailed list of identified potential weaknesses to heuristic methods were documented. Based on the results, a survey has been prepared to elicit practices on hazard analysis methods combinations among licensees.

In the safety demonstration activity, the lessons learned from conducting a case study on reviewing safety documentation of Digital I&C from a real submittal has been reported and discussed with regulatory experts (members of the Safety Critical Software Task Force). Challenges with argument comprehension during review of submittals have been identified and analysed, improvements have been suggested, and a notation to support safety reasoning has been created. Based on this work, a survey targeting licensees has been prepared for eliciting their challenges with the licensing process.

National Cooperation

PSI is actively using Halden reactor experiments to qualify their codes and methodologies used in safety assessments. This has led to several publications where results from the HRP joint international programme have played a role [8, 9, 10].

In order to make the results from the experiments in HAMMLAB more useful for HRA practitioners, the Halden Project has established close contact with HRA specialists in the member organisations in the planning of activities in HAMMLAB. In Switzerland close contact is established with PSI and ENSI in these matters. Dr. Vinh Dang, PSI, is also taking part in the NEA work group, WGRISK, on HRA information exchange. Further, the NEA Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF) is another meeting arena where also the Halden Project is participating, and this further enhances the cooperation with ENSI.

International Cooperation

The OECD Halden Reactor Project is a joint undertaking of national organisations in 20 countries sponsoring a jointly financed research programme under the auspices of the OECD Nuclear Energy Agency. The international members of the Halden Project participate actively in formulating, prioritising and following up the research programmes. This ensures that the work is focused on tasks with direct safety relevance. In the execution of the programme, the Halden Project maintains close contacts with its member organisations in these countries and with NEA and its relevant working groups. The technical steering is exerted by the Halden Programme Group with members from the participating organisations. The Group approves the annual research programme and oversees the progress of the work.

An OECD HRP/NEA summer school on «Control Room Verification and Validation» was arranged in Halden 22–25 August, 2016.

An Enlarged Halden Programme Group Meeting (EHPG) was held in Oslo, 8–13 May 2016 with participants and presentations from Switzerland. The next EHPG meeting will take place in Lillehammer, Norway, 24–29 September 2017. This is a good opportunity for exchanging information with the international community on key topics in Fuels & Materials and MTO research.

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

The activities in 2016 of the Halden Project progressed mostly as scheduled. 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. 2016 is the second year of the 2015–2017 period in accordance with the associated framework programme [1] and the annual programme for 2016 as approved by the Halden Programme Group [2]. The programme for 2017 has been defined [5], and the results obtained in 2016 will be summarised in the yearly achievements report [6].

NRG, Petten (The Netherlands), joined the Project in 2016 as Associated Party, increasing the membership to twenty countries. The Project continues to look for new members to join.

References

[1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2015–2017, HP-1390

[2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2016, HP-1475

[3] Status Report January–June 2016, HP-1497

[4] Status Report July–December 2016, HP-1509 (to be issued in 2017)

[5] Halden Reactor Project Programme Proposal 2017, HP-1498

[6] F&M and MTO Programme Achievements of the Halden Project Programme 2016, to be issued in 2017

[7] Scott Holcombe (IFE), Peter Andersson (Uppsala University), «Gamma Emission Tomography Measurements of Fuel Assemblies at the Halden Reactor», Top Fuel 2016

[8] V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk, A. Pautz, W. Wiesenack, «Characterization of the relocated and dispersed fuel in the Halden reactor project LOCA tests based on gamma scan data», Nuclear Engineering and Design 300 (2016) 97–106, April 2016

[9] V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk, A. Pautz, R. Restani, S. Abolhassani, G. Ledergerber, W. Wiesenack, «Analysis of effects of pellet-cladding bonding on trapping of the released fission gases in high burnup KKL BWR fuels», Nuclear Engineering and Design 305 (2016) 559–568, Oct. 2016

[10] G. Khvostov, W. Wiesenack, «Analysis of selected Halden overpressure tests using the FALCON code», Nuclear Engineering and Design 310 (2016) 395–409, Dec. 2016

SCIP-III (2014–2019)

Author	Pär Beccau, SCIP-III Project Manager
Institution	Studsvik Nuclear AB
Address	SE-611 82 Nyköping SWEDEN
Phone, E-mail, Internet address	+46 76 00 210 51
Duration of the Project	5 years (2014–2019)

ABSTRACT

Phase I of the Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP-I) started in July 2004 and was completed in June 2009. It utilized the hot cell facilities and expertise available at Studsvik in order to assess material properties and determine conditions that can lead to fuel failures.

A second phase of this project (SCIP-II) started in July 2009 and was completed in June 2014. It was built on the considerable knowledge generated in the previous SCIP program. The goal of SCIP-II was to generate high quality experimental data to improve the understanding of the dominant failure mechanisms for water reactor fuels and to devise means for reducing fuel failures.

The third phase (SCIP-III) started in July 2014 and aims to study Loss-Of-Coolant Accident (LOCA) and off-normal temperature transients from a safety and operational point of view. There will also be a smaller part related to Pellet Cladding Interaction (PCI) failures. Modelling is essential and will be an integral part of the project as well.

In SCIP-III members from the entire nuclear community from many countries meet to share understanding, experience and knowledge. Representatives from regulatory bodies, utilities, vendors and research organizations establish a common understanding, enabling a shared view on safety matters, operational concerns and mechanisms of different phenomena, thus facilitating a safer and more economical production of nuclear electricity.

Project goals

The Studsvik Cladding Integrity Project, *SCIP*, was launched in 2004. It was a 5 year OECD/NEA Joint Project operated by Studsvik with about 30 participating organizations, including regulatory bodies, research institutions, utilities and fuel suppliers from more than ten different countries. *SCIP* aimed at studying basic phenomena of fuel rod failures driven by pellet-cladding mechanical interaction, thus contributing to a better understanding of fundamental failure mechanisms. Pellet cladding mechanical interaction, primarily as a function of burnup, was studied in a number of ramp tests. Key parameters important for hydrogen induced failures, in particular delayed hydride cracking and failures due to embrittlement of the cladding as a consequence of hydriding, are now much better understood and could in many cases be quantified. Concerning failures caused by stress corrosion cracking from the inside of the fuel rod («classical» pellet-cladding interaction, PCI), equipment simulating in-core conditions was significantly improved. Studies on pellet-related parameters, not considered in *SCIP*, were in the focus of *SCIP-II*, the five year continuation of the program. The four Tasks of *SCIP-II* dealt with a review of old ramp test results, with pellet-cladding mechanical interaction, with chemically assisted stress corrosion cracking (pellet-cladding interaction, PCI) and, as a carry-over and continuation of work performed in SCIP, with hydrogen-induced failures. Performance of advanced fuel types with additives or dopants and large grains was assessed in comparison with standard fuel by means of advanced examination techniques.

The *SCIP-II* Program Review Group followed up a LOCA test program, performed by Studsvik on behalf of the U.S.NRC. 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. Similar fragmentation had been observed in LOCA tests with very high burnup rods performed in the Halden multilateral program. Several hypotheses regarding fuel fragmentation and dispersal were proposed, but none of them has been investigated yet.

The focus of *SCIP-III* will be on LOCA issues, in particular on fuel fragmentation, relocation and release. The influence of burnup, cladding strain, temperature, rod internal pressure and free volume and of microstructural effects will be assessed. The consequences of cladding overheating due to off normal transients at lower than LOCA-typical temperatures and its impact on mechanical cladding properties will be addressed as well. Finally, the impact of axial constraint on fuel rod performance during a LOCA transient will be investigated.

In a second Task, PCMI and PCI issues will be further studied, amongst others the beneficial effect of slow and staircase ramps compared with fast ramps leading to PCI failure.

With one exception, modelling has not been part of SCIP and SCIP-II. Instead, it was performed by project participants on a voluntary basis and discussed during modelling workshops. Although providing a large amount of valuable results and insights, the approach also clearly demonstrated the limitations of such voluntary efforts and the obvious need to support an experimental program like *SCIP-III* by modelling as an integral part of the work.

The technical program of SCIP-III is divided into three tasks summarized below:

- **Task 1: Loss-of-Coolant Accidents and Other Off-normal Temperature Transients**

  Task 1 is divided in three subtasks as follow:

  Subtask 1.1 Fuel fragmentation and dispersal

  A comprehensive review of past research programs, covering the results of more than 90 LOCA tests, has been prepared by the U.S.NRC. One of the conclusions was that «more research and detailed analyses are required to determine the extent of fuel loss, evaluate the identified consequences, and ensure that the identified consequences are comprehensive, complete, and within the regulatory envelope.» This work will investigate effects that potentially play an important role in fuel fragmentation. The extent of fragmentation and the size distribution of the fragments are important parameters determining the amount of fuel that might be released through a rupture in the ballooned zone of a fuel rod exposed to a LOCA. The thresholds for different parameters affecting fragmentation and dispersal will be investigated and quantified.

Subtask 1.2 Off-normal temperature transients

Cladding material properties are impacted already at much lower temperatures than those expected during a LOCA. Such events should not cause the cladding to fail, but might nevertheless impact the cladding to an extent that might challenge handling, transport and storage. The work aims at determining an experimental basis for classification of fuel as undamaged or damaged, where damaged fuel would require non-standard handling, transport and storage procedures. As a part of subtask 1.2 there will be studies of Spent Fuel Pool LOCA included to support evaluation of fuel degradation under LOCA in spent fuel pools.

Subtask 1.3 Axial load

Large axial dimensional changes are induced in fuel rods by the temperature occurring during a LOCA. Restricting axial contraction during quenching, e.g. by mechanical interaction with spacer grids, might impact the extent of cladding damage and fragmentation. The impact of axial load on cladding performance under LOCA conditions will be studied in a modified LOCA test rig.

- **Task 2: Pellet-Cladding Interaction**

Task 2 is divided in two subtasks as follow:

Subtask 2.1 Mandrel tests

Experience from numerous ramp tests clearly indicates that significantly higher local power can be reached without failure in tests performed with slow ramp rates, compared to tests, where the terminal ramp level is reached as fast as practically possible. There are several potential explanations for this difference in performance, but none of them has really been proven so far. This subtask aims at throwing light on this issue, by applying the Studsvik mandrel test equipment for parameter studies and by performing some ramp tests to determine the failure threshold as a function of the ramp rate. The subtask will as well investigate the mitigating effect of oxygen on PCI and possibly also investigate the relation stress peak-timing of iodine release on PCI.

Subtask 2.2 Ramp tests

The objective of subtask 2.2 is to verify the ramp rate threshold obtained in subtask 2.1.

- **Task 3: Modelling**

All participants will be encouraged to participate on a voluntary basis to get a broad and rewarding discussion in place.

SCIP-III shall not develop any codes or parts of codes, but focus on supporting the participants' code development. Tasks 1 and 2 will provide a large amount of data. The support of the participants will stimulate understanding of the mechanisms important for transient fuel performance. Modelling shall also support planning of the experiments.

Work carried out and results obtained

For task 1 the new LOCA test equipment has been installed and qualified. During the year the first LOCA tests with the new equipment, shown in-figure 1, have been performed as well, such as BWR H3 acceptance criteria overheating test and two tests with axial load.

As a work in Subtask 1.1 – Fuel fragmentation and dispersal, Laser-Ablation ICP-MS studies and concluding work of electron microscopy have been performed to study the relationship between fuel microstructure and fragmentation. Also SEM studies on position and morphology of fragments and post-test PIE results on the counterpart test rod with the Halden Reactor Project have been obtained as well as an update on heating tests. Additional heating tests of fuel segments were performed to study how heating rates affect fuel fragmentation and temperature thresholds for fragmentation. In 2017 the program is planned to continue with for example a LOCA test to study depressurization.

For subtask 1.2 – Off-normal temperature transients, two test were performed and the fission gas was collected for analysis. During 2017, for subtask 1.2, the first SFP LOCA transient test will be made. Other planned work are: Posttest-PIE, FGA and mechanical testing of BWR H3 acceptance criteria overheating test and TFGR tests.

Furthermore the first tests on irradiated material have been performed in subtask 1.3 – Axial Load and the tests will continue during next year.

As of task 2 mandrel tests, pre- and post-test visual inspection and profilometry as well as microscopy have been performed during the year. The upcoming year, an implementation of oxygen control system is planned for subtask 2.1 – Mandrel tests. An oxygen influence test campaign and the timing of

iodine will be studied as well. Subtask 2.2 – Ramp tests, will be will be performed in the Halden reactor as soon as possible.
The Task 3 – Modeling status is that there are several established modelling partners. To mention a few there are, CEA (with the code ALCYONE), STUDSVIK-SCANDPOWER (ENIGMA), NRC (FRAPCON, FRAPTRAN), MTA EK (fragmentation modeling), ÚJV Řež (TRANSURANUS). Modelling of the experiments have been performed. For task 3 there will be a Modelling Workshop in late 2017 that will cover modelling cases included in the SCIP III program.

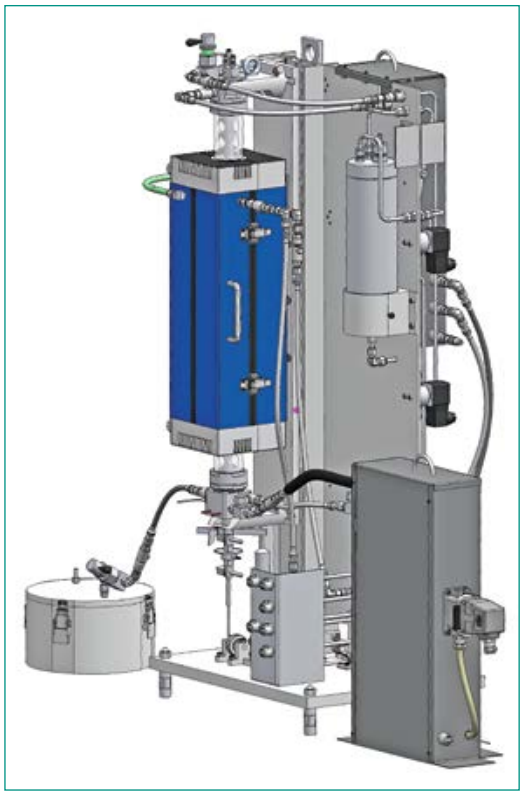


Figure 1 *Studsvik new LOCA equipment*

International Cooperation

The *SCIP-III* program is a 5 years NEA/OECD Joint Project run by Studsvik in which more than 30 international organizations of more than 10 countries are participating. The international members, mainly representing industry, authorities and research centers, are actively participating to the program with in-kind contributions and with the participation to the SCIP-III meetings twice a year.

SAFE-II

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

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, J. Bai, W. Chen, Z. Que, S. Rao Gorja
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch www.psi.ch und http://www.psi.ch/lnm/
Duration of project (from-till)	January 1, 2015 to December 31, 2017

ABSTRACT

Within the SAFE-II project, the stress corrosion cracking (SCC) initiation behaviour in Alloy 182 weld metal of dissimilar metal welds (DMW) as well as environmental effects on rapid fracture in low-alloy (LAS) and fatigue initiation in austenitic stainless steels (SS) under boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) conditions are evaluated. In 2016, the following interim results were gained:

Sub-project-I – SCC Initiation in Ni-base alloys and SS: Constant extension rate tensile (CERT) tests with flat, tapered Alloy 182 weld metal specimens showed a minimum in threshold stress for SCC initiation (maximum in susceptibility) at 253 ppb DH at the Ni/NiO phase transition boundary under BWR/HWC conditions at 274 °C. The SCC threshold stress at the Ni/NiO boundary at very slow strain rates was about 400 MPa for grinded surfaces and thus in the range of the yield stress. Intergranular SCC micro-cracks preferentially initiated at selected, favourably oriented, random high energy, high angle grain boundaries that were intersecting the specimen surface. Grain boundaries with a large Schmid factor misfit (strain incompatibility) seemed to be particularly prone to SCC crack growth. Low-angle boundaries showed a high resistance to SCC. Two long-term constant load SCC initiation experiments at the Ni/NiO boundary, each with eight flat tapered tensile specimens, were performed in the new multiple specimen initiation facility this year. SCC initiation was only observed in one of the highest loaded specimen with 5% plastic strain so far.

Sub-project-II – Environmental effects on rapid fracture in RPV steels: 2 to 5 ppm of hydrogen in the RPV steel by hydrogen pre-charging caused embrittlement in tensile tests in air at 288 °C. The embrittlement increased with increasing hydrogen concentration, yield stress and, in particular, dynamic strain ageing (DSA) susceptibility. Under typical LWR conditions, a bulk hydrogen embrittlement seems thus to be rather unlikely due to the limited hydrogen availability as shown by SSRT tests in hydrogenated high-temperature water. Master curve fracture mechanics tests with hydrogen pre-charged specimens in the lower shelf and lower transition region showed a modest increase of the transition temperature T_0 by 15 °C. Similarly, severe hydrogen pre-charging resulted in unstable brittle cracking and a moderate reduction in initiation toughness in EPFM tests at room temperature. Under the same conditions at 288 °C, hydrogen pre-charging did not change the toughness properties and stable ductile crack growth occurred.

Exposure to high-temperature water (BWR/HWC, PWR, BWR/NWC, 288 or 150 °C) either had no or only a very moderate effect on the ductile initiation toughness and tearing resistance. All the investigated steels showed a high upper shelf toughness $K_{IJ} > 200$ MPa·m^{½} in air and high-temperature water and the observed environmental ductile initiation toughness reductions were moderate so far (< 50%). Furthermore, unstable cracking was not yet observed in high-temperature water. The most pronounced effects occurred in the RPV steel

with high DSA susceptibility, where the toughness reduction increased with decreasing loading rate, and in the CGHAZ material with high yield stress in good agreement with the tensile test results with hydrogen pre-charging.
Sub-project-III – Environmental assisted fatigue (EAF) in austenitic SS: A series of load-controlled fatigue tests at a loading frequency of 0.17 Hz with and without mean stress and a triangular waveform were performed with solid and hollow specimens at 288 °C in air and BWR/HWC environment to evaluate the influence of mean stress on EAF. Without mean stress, the BWR/HWC environment resulted in a reduction of the fatigue initiation life by a factor of ~2 in good agreement with NUREG CR-6909 F_{en} factors. The fatigue endurance limit and environmental threshold stress amplitude were in a similar range and F_{en} factors independent of stress amplitude.
In air and BWR/HWC environment, both tensile and compressive mean stress increased the fatigue life with respect to zero mean stress, whereas the increase in life was smaller for tensile mean stresses. The unusual beneficial effect of tensile mean stress is due to the non-negligible cyclic plastic behavior of stainless steels and cannot be captured by conventional mean stress corrections. A slightly modified Smith Watson Topper (SWT) parameter was able to correlate the load-controlled fatigue data obtained in water environment with various tensile mean stress levels. Strain-controlled data were also in good agreement with this modified SWT parameter.

1. Introduction

With regard to the current nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (32 to 47 years), the focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) is placed to the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment in the context of material ageing [1].
Pressure boundary components in the primary coolant circuit (PPBC) of light water reactors (LWR) are made of low-alloy (LAS) and stainless steels (SS) and are very critical components with regard to safety and lifetime (with the reactor pressure vessel (RPV) being the most critical one). Assurance of structural integrity of these components in the context of material ageing is thus a key task in any ageing and lifetime management program. During service, toughness and ductility of these materials can decrease with time, due to irradiation induced embrittlement (RPV and reactor internals only), thermal ageing or potential environmental (hydrogen) effects. Under simultaneous effect of the reactor coolant, thermo-mechanical operational loads and irradiation, cracks can initiate and grow by environmentally-assisted cracking (EAC) and thermo-mechanical fatigue (TMF), which finally could lead to a large leak or component failure. A plenty of EAC cracking incidents occurred in both boiling water (BWR) and pressurised water reactors (PWR) in a wide range of SS, nickel-base alloy, carbon and LAS PPBC in the last three decades. Critical components are thus periodically inspected by non-destructive examination to detect defects before they reach a critical size necessary for rapid fracture. [2, 3]
An accurate knowledge on the degradation of the toughness and fracture properties of these materials during service and of the system conditions that may lead to EAC initiation and growth is thus evidently indispensable to ensure the safe and economic long-term operation in this context. Reliable quantitative experimental data on these phenomena and a basic knowledge on the underlying mechanisms are essential to evaluate their possible effects on structural integrity/safety and lifetime of components, to identify critical component locations/operating conditions and to define and qualify possible mitigation, repair and maintenance actions.

2. Structure and Goals of the SAFE Project

The SAFE-II project (2015–2017) aims to fill selected important knowledge gaps in the field of stress corrosion cracking (SCC) and environmental effects on fatigue and rapid fracture in safety-relevant PPBC [3]. It consists of three sub-projects (Table 1) and three PhD projects. SAFE-II contributes to the maintenance of an independent exper-

tise 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. Several activities are linked to international projects, which further amplifies the benefit for ENSI.

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

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

3. Performed Work and Results

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

This sub-project consists on the PhD project of J. Bai [4, 5] that started in September 2013 and on the participation in three international projects (EU/NUGENIA MICRIN & MICRIN+) and Round Robin programs (ICG-EAC, ECG-COMON) in the field of SCC initiation.

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. SCC crack growth and initiation are strongly affected by the dissolved hydrogen (DH) content in Ni-base alloys. The main scientific goal of this PhD thesis is to evaluate the unexplored effect of DH contents on the SCC initiation and short crack growth in Alloy 182 weld metal under BWR/HWC conditions at 274 °C and to identify the underlying mechanisms. The results will help to identify optimal DH levels for SCC mitigation in BWRs. The main results from 2016 are:

Constant extension rate tensile (CERT) tests with flat, tapered specimens between 10 and 2000 ppb DH showed a minimum in threshold stress for SCC initiation of ~460 MPa (maximum in susceptibility) at 253 ppb DH and the Ni/NiO phase transition boundary and a strain rate of $5 \cdot 10^{-7}$ s^{-1}, thus slightly above the yield stress at 274 °C of 410 MPa. This threshold was very similar to that in a different Alloy 182 weld metal of the MICRIN+-project (see below) tested under otherwise identical conditions. Two long-term (2000 h) constant load SCC initiation experiments at the Ni/NiO boundary, each with eight flat tapered tensile specimens, were performed in the new multiple specimen initiation facility this year. In the first test, the maximum stress at the thinnest cross section was in the range of the yield stress and no SCC was observed. In the second test, the stress level was higher with maximum plastic strains in the range of 3 and 5%.

In this ongoing test, one out of four specimens at the higher strain level showed clear intergranular SCC micro-cracks during an intermediate inspection and temporary shut-down after ~1500 h. [5]

Micro-crack formation along the gauge section of the tapered specimens was studied quantitatively in great detail by light and scanning electron microscopy (SEM) and electron backscatter diffraction (EBSD). A part of this work was done in the frame of the internship of Mr. Y.L. Chen from National Tsing Hua University (Taiwan). Intergranular SCC micro-cracks preferentially initiated at and grew along selected, favourably oriented, random high energy, high angle grain boundaries intersecting the surface and were roughly oriented perpendicular to the loading axis. Low energy coincidence site lattice (CSL) high angle boundaries also revealed SCC. Grain boundaries with a large Schmid factor misfit (strain incompatibility) seemed to be particularly prone to SCC crack growth. Low-angle boundaries showed no cracking and thus a very high SCC resistance. The fraction of twin boundaries with very high SCC resistance was very low in the weld metal in contrast to corresponding wrought alloys like Alloy 600. Above the stress threshold, the micro-crack density was exponentially increasing with increasing stress. All cracking parameters (maximum and mean surface crack length and depth, crack length and number density) showed a maximum at 253 ppb DH and the Ni/NiO boundary at comparable stress levels. At very low DH in the NiO regime, these parameters were increasing again. [5]

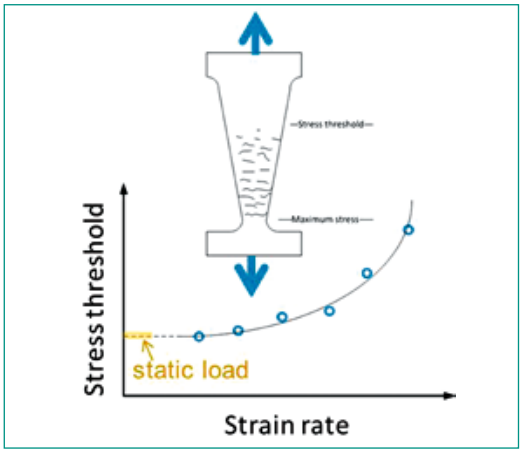


Figure 1 (left): *MICRIN+ SCC testing procedure.*

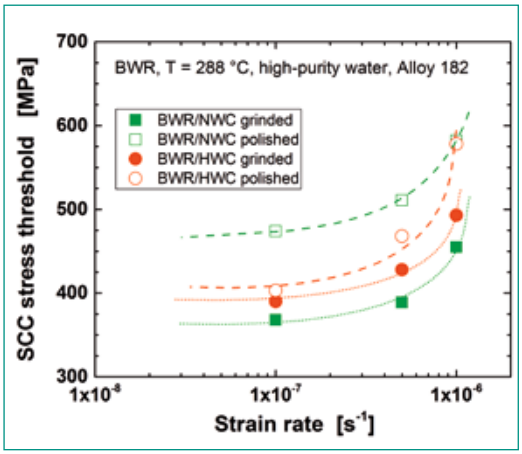


Figure 2 (right): *SCC stress threshold for Alloy 182.*

MICRIN+ is an international research program (NUGENIA+/EU-FP7) with the aim to develop and validate an accelerated SCC initiation technique to find stress/strain thresholds for crack initiation (Figure 1). CERT testing with tapered specimens from an Alloy 182 dissimilar RPV feedwater nozzle weld (Lemóniz PWR) were performed at different strain rates in PWR (slightly below Ni/NiO boundary), BWR/HWC (at the Ni/NiO boundary) and NWC environment (in NiO regime). The two surfaces of the flat tapered specimens received a different surface finishing (coarse grinded and polished). PSI performed six CERT tests in BWR/HWC and NWC environment at 288 °C in 2016 (Figure 2). The threshold stress for SCC for the grinded surface was ~350 and ~400 MPa for NWC and HWC environment at 288 °C, respectively, thus slightly below or in the range of the yield stress at 300 °C of ~400 MPa. The threshold stress for PWR environment at 340 °C of ~360 MPa was in a similar range as in NWC environment. The temperature increase from 288 to 340 °C at low ECP thus had a similar effect as the ECP increase of +600 mV_{SHE} from HWC to NWC at 288 °C. For all environments, the polished surface resulted in a higher threshold stress, whereas the increase was moderate (~20 MPa) at low ECP (HWC & PWR) and very high (~100 MPa) at high ECP (NWC). MICRIN+ was terminated this fall and clearly demonstrated the usefulness of the selected approach, although its verification by long-term constant load tests is still pending. This successfully developed test technique will be applied in the H2020 project proposal MEACTOS to evaluate various SCC mitigation techniques through optimization of surface conditions (e.g., shot, water jet or laser peening).

The first ICG-EAC Round Robin constant load SCC initiation test with cylindrical cold-worked Alloy 600 tensile specimens under PWR conditions at 350 °C with on-line crack initiation monitoring by DCPD was terminated in December this year and the evaluation is currently running. At 1 % plastic strain, one of the two specimens revealed several micro-cracks after ~300 h only.

3.2. Sub-Project II – Environmental Effects on Rapid Fracture

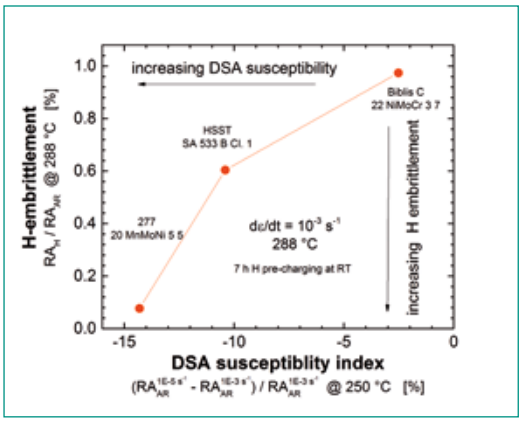
Fracture toughness and tearing resistance are material properties, which not only depend on microstructure or loading conditions (e.g. strain rate or constraints) but are also strongly influenced by the environment in which the cracking occurs. Except for temperature and irradiation, the effect of environment on fracture behaviour of PPBC has not been taken into account in the nuclear industry. This sub-project aims to establish the role of the environment and hydrogen on the fracture and mechanical behaviour of RPV steels in the LWR temperature regime and to identify critical combinations of metallurgical (steel sulphur content, yield stress, susceptibility to dynamic strain ageing (DSA)), environmental (temperature, hydrogen and oxygen content) and loading conditions (strain rate), which may result in significant environmental and hydrogen effects. This work is a systematic extension of the pre-study in SAFE-I and is performed in the frame of a new PhD (Z. Que) and Post-Doc project (Dr. S. Rao Gorja) that started in March 2015.

The effects of hydrogen and high-temperature water on the mechanical and fracture behaviour of three different RPV steels and a simulated coarse grain weld heat-affected zone (CGHAZ) material were evaluated by tensile and elastic-plastic fracture mechanics (EPFM) tests in air with electrochem-

ical pre-charging and EFPM experiments in hydrogenated and oxygenated high-temperature water in refreshed high-temperature water loop autoclave systems, respectively. The used materials cover the steel grades and chemical composition range of the RPVs in the Swiss LWRs. The tests were complemented by post-test evaluations on the fracture and deformation mechanism by optical, scanning and transmission electron microscopy (TEM). [6–8]

EPFM tests at room temperature. Under the same conditions at 288 °C, hydrogen pre-charging did not deteriorate the toughness properties and stable ductile crack growth occurred.

In summary, there is thus clear evidence for hydrogen embrittlement under LWR relevant material and temperature conditions, if sufficient hydrogen is present in the steel. Under typical LWR conditions, a bulk embrittlement seems to be rather



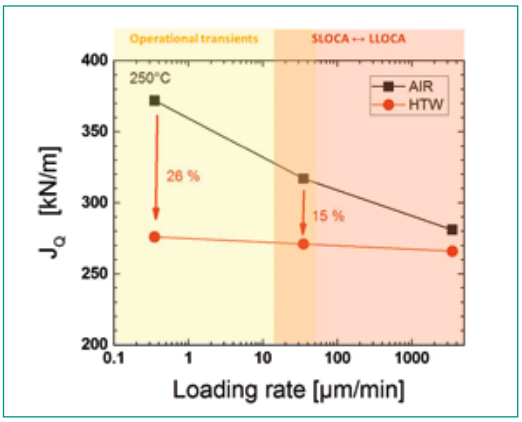


Figure 3 (left): *Synergy between DSA and hydrogen embrittlement.*

Figure 4 (right): *Effect of hydrogenated high-temperature water and loading rate on the initiation toughness J_0 in the 277 RPV steel with high DSA susceptibility.*

2 to 5 ppm of hydrogen in the RPV steel by electrochemical hydrogen pre-charging caused a marginal softening (yield stress and ultimate tensile strength) in tensile tests at 288 °C, and a significantly more pronounced reduction in ductility (reduction of area) in combination with a clear change in fracture morphology and failure mode. The resulting embrittlement increased with increasing hydrogen concentration, yield stress and DSA susceptibility. The strain rate range and amplitude of hydrogen embrittlement effects was significantly amplified by a high DSA susceptibility in the DSA temperature-strain rate range (Figure 3), suggesting some synergies between DSA and hydrogen effects, probably due to the localization of plastic deformation due to DSA and the shielding effect of hydrogen [7]. In presence of hydrogen, shear dominated mixed mode fracture with varying amounts of ductile microvoid coalescence, quasi-cleavage regions and secondary cracking along the prior austenite grain boundaries were observed. [6, 7]

Master curve tests according to ASTM E1921 with hydrogen pre-charged fracture mechanics specimens of the Biblis C RPV base metal in the lower shelf and lower transition region in air showed a slight increase of the transition temperature T_0 from –99 to –84 °C. Similarly, severe hydrogen pre-charging resulted in unstable brittle cracking and a moderate reduction in initiation toughness in unlikely due to the limited hydrogen availability as shown by the absence of embrittlement in our SSRT tests in hydrogenated high-temperature water. Crack-tip hydrogen embrittlement, on the other hand, might be possible due to e.g., the aggressive occluded crack crevice chemistry and the significant hydrogen enrichment in the peak hydrostatic stress crack-tip region and, since the hydrogen diffusion rate in steel is much higher than the ductile crack growth rates and sufficiently fast for intermittent brittle crack extension, e.g., in a LOCA situation. EPFM tests in high-temperature water are thus crucial.

Exposure to high-temperature water (BWR/HWC, PWR, BWR/NWC, 288 or 150 °C), or with additional electrochemical in-situ hydrogen charging (PWR) for 12 days (up to 32 days) did not reduce the initiation toughness and tearing resistance of the Biblis C base metal in the investigated loading rate range, although a clear change in fracture morphology and deformation structures was observed that was very similar to that in EPFM and tensile tests in air after hydrogen pre-charging [6]. EPFM tests in high-temperature water with the simulated CGHAZ material of Biblis C indicate a moderate reduction of initiation fracture toughness in simulated PWR conditions at slow loading rates [8]. The occurrences of sudden unstable ductile crack extensions after the peak load in this material in

high-temperature water and air could be related to a tearing instability («testing artefact») and not to an inherent unstable cracking process.

The 277 RPV steel with high DSA susceptibility showed a clear reduction of the toughness and tearing resistance in hydrogenated and oxygenated high-temperature water, whereas the reduction was smaller in the latter case. The toughness reduction increased with decreasing loading rate (Figure 4) and was higher at 288 °C than at 250 °C. The apparent strong reduction on the tearing resistance at very slow loading rates was due to sub-critical SICC crack growth. [8]

First tests under NWC conditions in high-purity water and with sulfate addition were also performed with the HSST RPV steel with high sulphur content and EAC susceptibility. These EPFM tests started with an active growing SICC crack with an aggressive occluded high-sulphur crack crevice chemistry and thus a very high hydrogen uptake potential in the crack-tip process zone. There is some evidence that sulfate addition could further reduce the ductile initiation toughness and tearing resistance, but due to experimental problems (SICC initiation at side grooves in case of sulfate addition, different specimen orientations) the test results were not yet fully conclusive.

All the investigated steels showed a high upper shelf toughness $K_{IJ} > 200$ MPa·m^{½} in air and high-temperature water and the observed environmental ductile initiation toughness reductions were moderate so far (<50%). Furthermore, unstable cracking was not yet observed in high-temperature water. Although the environmental effects appear as moderate, they could be critical for old plants that are close to the allowed limits. Materials with a low initial upper shelf toughness (e.g., high-sulphur RPV steels) and an increased susceptibility to environmental effects on fracture could be particularly critical in this context. Further tests will thus include additional RPV steels with very high DSA susceptibility and high sulphur content/EAC susceptibility.

3.3. Sub-Project III – Envionmental Effects on Fatigue

The possibility of reactor coolant effects on fatigue of LWR structural materials is undisputed, but their adequate implementation in fatigue design and evaluation procedures is still not satisfactorily solved. The various recent fatigue code modifications for incorporating environmental effects are related to some relevant uncertainties and potential undue conservatism and their practical application is rather complex. Thus they have found little acceptance in the nuclear industry so far and new international efforts (EPRI EAF, INCEFA+) were started to close some important knowledge gaps. These gaps are related to the effects of means stress, surface conditions, long static load hold periods, multiaxial loading, load history or changing temperatures and strain rates.

This sub-project is the Swiss contribution to the international EU EURATOM HORIZON 2020 project INCEFA+ (2015–20) that started in summer 2015 [9]. The focus of INCEFA+ is placed to the effect of mean stress, surface conditions and long static load hold periods on environmental assisted fatigue (EAF) in stainless steels under PWR conditions. Furthermore, a European methodology for EAF evaluations and an EAF data collection within the JRC MATDB data base shall be developed and built-up. The PSI part is covered by a new PhD thesis project that started in April 2016 (W. Chen) and is mainly dealing with the effect of mean stress and stress state on EAF in stainless steels in PWR and BWR/HWC environments. The magnitude of these effects in air and high-temperature water and the adequacy or inadequacy of the typical mean stress corrections for EAF shall be evaluated and modelled and the underlying mechanism be identified.

Load-controlled fatigue tests with and without mean stress and triangular waveform at a frequency of 0.17 Hz have were performed with solid and hollow specimens at 288 °C in air and BWR/HWC environment to evaluate the mean stress influence on the EAF behaviour of a 316L austenitic SS. The mean stress and stress amplitude were varied between –20 and +50 MPa and 150 and 190 MPa, respectively. Due to time constraints, the fatigue endurance limit in HWC environment was determined in tests, where loading frequency beyond 10^5 cycles was increased from 0.17 Hz to 1 Hz. The effect of pressure in hollow specimens was evaluated between 80 and 200 bars in HWC environment and 0 and 200 bars in air at RT and specimens with different wall thickness. [10, 11]

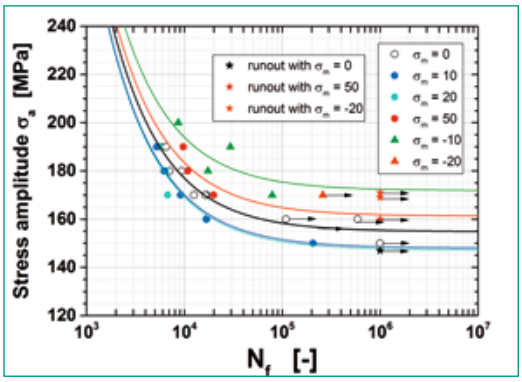
The internal pressure in the hollow specimens results in an asymmetry in von Mises equivalent stress (small compressive mean stress) and thus asymmetry in plastic strain on the internal surface, where the cracks initiate, which depends on both the internal pressure and specimen wall thickness [10]. An increase in internal pressure

and decrease in wall thickness results in a modest increase in fatigue life, which remains within the usual data scatter, but can still bias to some extent (20–30%) the estimates of environmental factors $F_{en} = N_{air}/N_{water}$.

trolled fatigue data obtained in water environment with various tensile mean stress levels (Figure 6):

$$SWT = \sqrt{\sigma_{max} \cdot E \cdot \bar{\varepsilon}_a} \quad (1)$$

σ_{max} = (fixed) maximum stress, E = Young modulus and $\bar{\varepsilon}_a$ = average strain amplitude



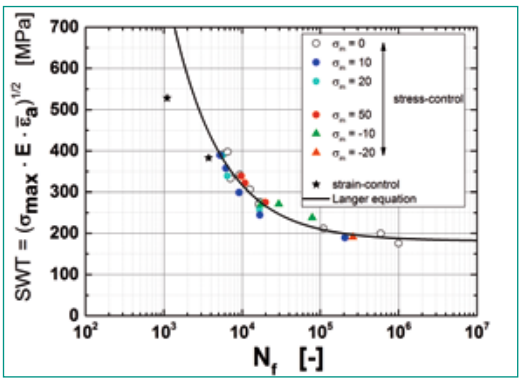


Figure 5 (left): *Effect of mean stress on fatigue life in BWR/HWC environment.*

Figure 6 (right): *Capture of mean stress effects by modified SWT parameter in BWR/HWC environment (data from Fig. 5).*

Without mean stress (σ_m = 0), a reduction in fatigue life by a factor 2 for HWC/BWR conditions was determined with respect to air above the fatigue endurance limit in good agreement with NUREG CR-6909-F_{en} calculations. The fatigue endurance limit and environmental threshold stress amplitude were in a similar range and F_{en} factors independent of stress amplitude.

In air (solid specimens), both tensile and compression mean stresses increased the fatigue life, whereas the increase in life was smaller for tensile mean stresses. In water (hollow specimens), the general fatigue behavior with mean stress was similar to that in air, except that small tensile mean stresses (≤20 MPa) tended to decrease the fatigue life slightly (Figure 5). This latter effect may be a bias that results from the influence of the internal pressure in hollow specimens. The fatigue endurance limits in HWC environment were 150 MPa for zero mean stress and 170 MPa and 160 MPa for a compressive and tensile mean stress of –20 and +50 MPa, respectively (Figure 5). Solid conclusions with regard to potential environmental effects on the fatigue endurance limit at non-zero mean stress are not yet possible at the current stage of testing, but would have a strong impact on the F_{en} factors in this region.

These unusual mean stress effects are due to non-negligible cyclic plastic behavior of stainless steels and cannot be captured by conventional mean stress corrections (e.g., Goodman, Gerber, Morrow or Smith Watson Topper (SWT)) in their standard form. A slightly modified SWT parameter according to equation (1) successfully correlates the load-controlled fatigue data obtained in water environment with various tensile mean stress levels (Figure 6):

Strain-controlled data are also in good agreement with this modified SWT parameter (if σ_{max} is replaced by $\bar{\sigma}_a$). Based on our very preliminary observations, the omission of mean stress effects is expected to result in conservative fatigue life assessments for stainless steels.

4. National Collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level directly takes place in the Swiss nuclear community and in the ETH domain. A Swiss consortium involving ENSI, PSI, ALSTOM, EMPA and SVTI is member of the international PARENT program, which is dealing with the assessment and quantification of established and new emerging NDE techniques to detect and assess flaws in DMW. Close thematic links exist to the ENSI project NORA-II & -III (SCC mitigation by NobleChem™) and to the *swissnuclear* projects PLiM (thermal fatigue in air) and IASCC (He effects on IASCC). ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings. In the context of the overlay repair welding of the feedwater nozzle SCC cracking in KKL, PSI performed additional material evaluations (SCC and fracture mechanics tests) for KKL in 2016 that were requested and approved by ENSI. These investigations confirmed the very high fracture toughness and SCC resistance of the Alloy 52 weld metal. Furthermore, we have supported ENSI in various actual ageing-related issues (technical consulting).

5. International Collaborations

As active members with key positions (working group leader, scientific secretary, chairman) in the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, http://www.icg-eac.org) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, http://www.ecg-comon.org/) as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, http://www.efcweb.org/), we are staying in very close contact with the international scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and co-ordinated within these groups. This year, S. Ritter was elected as the new Chairman of the EFC WP4. Within the ICG-EAC and ECG-COMON we actively participate in new Round Robin programs on SCC initiation and electrochemical noise/impedance spectroscopy in high-temperature water.

The authors are also member of various technical areas and working groups in the newly formed NUGENIA association (http://www.nugenia.org/) and ETSON network (http://www.eurosafe-forum.org/formation-european-tso-network), where the safe long-term operation in the context of material ageing is an important topic. NUGENIA is the European association dedicated to R&D of nuclear fission technologies with a focus on Generation II&III nuclear plants. In this context, we are involved in the EU 7th FWP project MICRIN+ (SCC initiation, terminated in October 2016) and EU H2020 project INCEFA+ (EAF) and new project proposal MEACTOS (SCC mitigation). ETSON is the network of European technical safety organisations (TSO). Here we are involved in the development of an ETSON guidance for ageing management.

Within two new contract projects with EPRI, PSI is supporting the development of a Code Case for EAF crack growth in LAS in BWRs as well as the revision of the BWRVIP-60-A and BWRVIP-233 Rev.1 SCC disposition lines for low-alloy steels taking the new PSI, GE-GR and AREVA results on chloride effects into account. PSI is also following and contributing to the new EAF Expert Panel of EPRI in an informal way.

6. Assessment of 2016 and Perspectives for 2017

6.1. Assessment of 2016

The overwhelming part of the project goals and milestones for the second project year [3] has been achieved and the project is thus on track. 19 project-related journal and conference publications were generated in 2016. With one Post-Doc and three PhD projects, SAFE-II strongly contributes to the education of young specialists and preservation of expertise and excellence in this field. The project generates results, which are of direct and practical use for the regulatory work in the context of material ageing and safe long-term operation and its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI. The development of new SCC and EAF disposition lines for RPV steels with EPRI and an European methodology for EAF evaluations within INCEFA+ are such current examples.

6.2 Perspectives for 2017

The project can be terminated as planned by the end of 2017 with the final report by the end of March 2018. The definition and approval of a new R&D project in the field of material ageing and safe long-term operation together with ENSI is an important goal for 2017 and will include some ongoing activities (2 PhD projects, INCEFA+, MEACTOS (if accepted)). Some selected, important milestones for the third and last project year are:

Sub-project-I:

- Successful termination of the PhD project of J. Bai (9/2017).
- Systematic constant load SCC initiation study in Alloy 182 with flat specimens.

Sub-project-II:

- EPFM parameter study in high-temperature water with RPV steels with high sulphur content and very high DSA susceptibility.
- Evaluation of possible hydrogen effects on the fracture behaviour in the upper transition and upper shelf region and DSA-temperature strain rate range.

Sub-project-III:

- Microstructural and fractographical (TEM, SEM) analysis of EAF specimens to link the mechanical fatigue behavior to the evolution of the microstructure.
- INCEFA+ parameter study on mean stress effects with 304L SS in PWR environment.

7. Publications

Scientific journals

- *H.P. Seifert, S. Ritter*, «The influence of ppb levels of chloride impurities on the stress corrosion crack growth behaviour of low-alloy steels under simulated boiling water reactor conditions», Corrosion Science 108 (2016) 134–147.
- *H.P. Seifert, S. Ritter*, «The influence of ppb levels of chloride impurities on the stain-induced corrosion cracking and corrosion fatigue crack growth behavior of low-alloy steels under simulated boiling water reactor conditions», Corrosion Science 108 (2016) 148–159.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert*, «Literature survey on the effect of hydrogen on the stress corrosion cracking behaviour in Ni-base alloys under light water reactor conditions», Power Plant Chemistry 18 (2016) 130–150.
- *S. Roychowdhury, H.P. Seifert, P. Spätig, Z. Que*, «Effect of high-temperature water and hydrogen on the fracture behavior of a low-alloy reactor pressure vessel steel», Journal of Nuclear Materials 478 (2016) 343–364.
- *G.S. Rao, H.-P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, Z. Que*, «Effect of hydrogen on tensile behavior of low alloy steel in the regime of dynamic strain ageing», Procedia Structural Integrity 2 (2016) 3399–3406.
- *M. Heczko, P. Spätig, H.-P. Seifert, T. Kruml*, «Correlation between dislocation structures and mechanical fatigue response of 316L austenitic steel loaded with and without mean stress at high temperature in air and water environment», Solid State Phenomena 258 (2016) 534–537.

Conference contributions

- *Z. Que, H.P. Seifert, P. Spätig*, «High-temperature water & hydrogen effects on the fracture behaviour of low-alloy RPV steels», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Qingdao, China, May 15 to 20, 2016.
- *S. Ritter, H. P. Seifert*, «Crack growth testing of low-alloy steels in simulated BWR environment - PSI experience, ICG-EAC 2016, Tutorial», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Qingdao, China, May 15 to 20, 2016.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen*, «Stress corrosion cracking initiation and short crack growth behavior in Alloy 182 weld metal under simulated BWR/HWC conditions», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Qingdao, China, May 15 to 20, 2016.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen*, «Using tapered specimen to study the effect of hydrogen on SCC initiation in Alloy 182 under BWR conditions, Poster», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Qingdao, China, May 15 to 20, 2016.
- *K. Germerdonk, H.P. Seifert, S. Ritter*, «Mitigation of the core shroud cracking in nuclear power plant Mühleberg from a regulator's perspective», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Qingdao, China, May 15 to 20, 2016.
- *H.P. Seifert, S. Ritter, J. Bai*, «Metallo- & fractographic morphology of IG SCC cracks in Alloy 182 DMWs in PSI tests», PARENT Meeting 2016, ENSI, Brugg, Switzerland, April 18–21, 2016.

- *M. Heczko, P. Spätig, H.P. Seifert, T. Kruml*, «Microstructure & mechanical fatigue response of 316L steel loaded with/without mean stress at high temperature in air and water environment», 27th Colloquium on Fatigue Mechanisms, Vienna, Austria, 2016.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen*, «Feasibility study on the detection of crack initiation by electrochemical noise in Ni-base alloy and stainless steel in BWR hydrogen water chemistry», in: Annual Meeting of the European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials, (CD-ROM), Mol, Belgium, June 13 & 14, 2016.
- *S. Ritter, J. Bai, H.P. Seifert, and S. Virtanen*, «Accelerated SCC testing of Alloy 182 in BWR hydrogen water chemistry environment using slow strain rate tensile tests with Tapered Specimens», in: Gordon Research Conference on Aqueous Corrosion, GRC, Colby-Sawyer College, New London, NH, USA, July 10 – 15, 2016.
- *P. Spätig, H.P. Seifert*, «Fatigue life reduction of 316L steel and mean stress effect in air and simulated boiling water reactor environments», XVIII International Colloquium on Mechanical Fatigue of Metals, Universidad Laboral, Gijón, Spain, September 5 to 7, 2016.
- *Z. Que, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter, G. S. Rao*, «High-temperature water effects on the fracture behaviour of low-alloy RPV steels», in: EUROCORR 2016, CD-ROM, Montpellier, France, 11 – 15 September 2016.
- *J. Bai, S. Ritter, H.P. Seifert, S. Virtanen*, «Using tapered specimens to study the effect of hydrogen on SCC initiation in Alloy 182 under BWR conditions», in: EUROCORR 2016, CD-ROM, Montpellier, France, 11 – 15 September 2016.
- *S. Berger, R. Kilian, S. Ritter, U. Ehrnstèn, R.W. Bosch, and F.J. Perosanz*, «Mitigation of crack initiation in LWRs (MICRIN+)», in: EUROCORR 2016, EFC, Paper No. 65952 (CD-ROM/USB), Montpellier, France, September 11 – 15, 2016.

8. References

[1] Forschungsstrategie des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats ENSI, ENSI-AN-8398, Juni 2013.

[2] **H.P. Seifert**, «Research in the field of plant lifetime management of primary pressure boundary components of LWR», PSI-AN-43-06-02, February 26, 2006.

[3] **H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig**, «Projektantrag SAFE-II zu Handen des ENSI», PSI-AN-46-14-08, August 31, 2014.

[4] **J. Bai et al.**, «Stress corrosion cracking initiation and short crack growth behaviour in Alloy 182 weld metal under simulated BWR/HWC conditions», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials, (CD-ROM), Qingdao, China, May 15 to 20, 2016.

[5] **J. Bai et al.**, «Using tapered specimens to study the effect of hydrogen on SCC initiation in Alloy 182 under BWR conditions», in: EUROCORR 2016, CD-ROM, Montpellier, France, 11 – 15 September 2016.

[6] **S. Roychowdhury** et al., Journal of Nuclear Materials 478 (2016) 343 – 364.

[7] **G.S. Rao et al.**, Procedia Structural Integrity 2 (2016) 3399 – 3406.

[8] **Z. Que et al.**, «High-temperature water effects on the fracture behavior of low-alloy RPV steels», in: EUROCORR 2016, CD-ROM, Montpellier, France, 11 – 15 September 2016.

[9] **K. Mottershead et al.**, «INCEFA+: Increasing safety in NPPs by covering gaps in environmental fatigue assessment», Collaborative Project Proposal, EURATOM/HORIZON 2020, September 2014.

[10] **P. Spätig, H.-P. Seifert**, «Mean stress effect on fatigue life of 316L austenitic steel in air and simulated boiling water reactor hydrogen water chemistry», Proceedings of 17th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, Ottawa, Ontario, Canada, August 9 – 13, 2015.

[11] **P. Spätig, H.P. Seifert**, «Fatigue life reduction of 316L steel and mean stress effect in air and simulated boiling water reactor environments», XVIII International Colloquium on Mechanical Fatigue of Metals, Universidad Laboral, Gijón, Spain, September 5 to 7, 2016.

NORA-II

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, B. Niceno, P. Reichel
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch www.psi.ch and http://www.psi.ch/lnm
Duration of the Project	September 1, 2013 to August 31, 2016

ABSTRACT

Stress corrosion cracking (SCC) is a well-known degradation mechanism for boiling water reactors (BWRs). Noble metal chemical application (NMCA) to mitigate SCC has been developed to reduce the negative side-effects of hydrogen water chemistry (HWC). NMCA is now widely used as an online process (OLNC). Platinum (Pt), acting as electrocatalyst for the recombination of O_2 and H_2O_2 with H_2 to H_2O and thus reducing the electrochemical corrosion potential more efficiently, is injected into the feed water during power operation (online NMCA, OLNC). The Pt is claimed to deposit as very fine metallic particles on all water-wetted surfaces including the most critical regions inside existing cracks and to stay electrocatalytic over long periods of time. However, the understanding of the parameters that control the formation and deposition of the noble metal (Pt) particles in a BWR was still incomplete.

To fill this knowledge gap, a project (NORA) has been started. It is partly financed by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) and supported by in-kind contributions of the Swiss nuclear power plants of Leibstadt (KKL) and Mühleberg (KKM). The NORA project («phase one») provided extremely valuable information about the deposition and (re-) distribution behaviour of Pt in the reactor. However, it also revealed that many questions on this topic are still open and in some cases it raised new ones. The current project (NORA-II), which is a logical continuation of the NORA project, should fill some of those knowledge gaps and deliver important insights with respect to efficiency improvement and validation of this technology, which is of great benefit for the regulatory work of the ENSI. The current report presents a brief summary of selected results gathered in the course of the project.

Lab investigations revealed that the Pt surface loading on stainless steel depends on the flow conditions of the Pt-containing high-temperature water, with the highest loading values reached under turbulent flow, compared to laminar or stagnant flow. The investigation of the Pt deposition on different materials (stainless steel, Ni-base weld metal and low-alloy reactor pressure vessel steel) revealed the highest Pt surface loadings and smallest average Pt particle size on the Ni-base weld metal. The lowest Pt concentrations were measured on the low-alloy steel specimens. It could also be shown that the Pt on stainless steel surfaces is eroded away slowly, and that only little of that Pt is re-deposited on other surfaces. The deposition of Pt particles inside well-defined crevices could be modelled reasonably well by computational fluid dynamics calculations, while it was found that under a set of given flow conditions, the penetration of the Pt into the cracks and crevices was strongly dependent on the opening width and orientation with respect to the flow direction. Active flow in the crevice is essential to achieve significant Pt surface loadings. Experiments with internally heated Zircaloy tubes (to simulate boiling fuel rods) revealed no major negative impact of the Pt on the performance of the Zircaloy-2 cladding

material, at least on the (rather short) time scale of the current tests. However, it has to be stated that those were relatively short tests which do not provide information on the long-term behaviour.

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 volatilization oder carry-over of ^{16}N into the steam with 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 gives a brief overview on selected results from the NORA-II 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 was 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 could profit from the existing infrastructure. A lot of experience and important new insights on the Noble Chem™ 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 filled some of these knowledge gaps by performing a systematic testing programme in the sophisticated high-temperature water loop facility at PSI and by exposing specimens at KKL (see Table 1). Detailed analysis of the specimens at PSI should deliver a clearer picture of the Pt deposition behaviour. The project is performed as a joint programme of ENSI, PSI and the Swiss utilities KKL and KKM.

In the final project year the focus was to investigate the effect of Pt deposition on the properties of Zircaloy fuel rod cladding material. Long-term tests investigating the redistribution and durability of Pt particles rounded up the testing programme.

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%

3. Results from experimental work

3.1. Material and experimental procedures

3.1.1. Material and specimens

For most of the investigations a type 304L stainless steel (UNS S30403) from a nuclear power plant was chosen (see Table 2). Few experiments were also performed with a low-alloy reactor pressure vessel steel and a Ni-based weld metal (see Table 2). Coupons (13 x 10 x 4 mm) with a defined surface roughness (Ra ≈ 0.4 µm) were used for the «standard» experiments and for the exposure at KKL. The specimens were used in the «as received» state (see [3, 6] for more details).

To study the effect of Pt deposition on the performance of fuel rod cladding material, tubes made out of Zircaloy-2 (*LK3 Liner* tubing *Optima3*, provided by *Westinghouse Electric Sweden AB*[1]) and closed by welding on *Optima3* bottom end plugs at one extremity, were used (see Table 3).

3.1.2. Experimental procedure of the loop tests

For the investigation of the Pt deposition behaviour in the lab, primarily coupon specimens were exposed to simulated BWR water in a sophisticated high-temperature water loop with autoclave. In some cases special geometry specimens were used (see Figure 1): dead-ends, annulus/rod, rotating disk, and creviced/cracked coupons. In Figure 2 a schematic of the loop system can be seen. During the experiments all environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen (DO), dissolved hydrogen (DH), conductivity (κ), T, p, flow rate, etc.) were recorded continuously. Coupon specimens were exposed to the high-temperature water in the autoclave (volume ≈ 0.9 L, flow rate = 10 kg h^{-1}), and in specimen holders (SHs) with controlled flow conditions (SH1: flow velocity ≈ 0.1 m/s, SH2: flow velocity ≈ 0.5 m/s), placed in series after the autoclave. The electrochemical corrosion potential (ECP) of one autoclave specimen, the redox potential (Pt sheet) and the autoclave potential were measured vs. a Cu/Cu_2O ZrO_2-membrane reference electrode. BWR conditions were simulated with high-purity water at a temperature of 280 °C (270 °C in the SHs) and a pressure of 90 bar. To simulate hydrogen water chemistry (HWC) conditions, a mixture of H_2 and O_2 was adjusted. The Pt compound ($Na_2Pt(OH)_6$) was injected through ion-chromatography tubing into the inlet water stream by a high-pressure dosing pump usually after one week of pre-oxidation. Three days after the Pt injection ended, the tests were shut-down.

For the experiments with the fuel rod cladding the set-up developed in the NORA-I project [7] was adjusted to the Zircaloy-2 cladding tubes. A heating cartridge was inserted into the tube to produce boiling on the surface of the upper section while in the high-temperature water. The lower part of the tube was at a slightly higher temperature than the water (but never boiling) and a tube section without heater was positioned beside the tube as a control (to identify the influence of boiling). This set-up can be seen schematically in Figure 3. Additionally a stainless steel coupon (AISI 304L) was exposed to the high-temperature water in the autoclave.

3.1.3. Analytical techniques and computational methods

After exposure in the loop, the specimens and Zircaloy tube sections were examined by scanning electron (SEM) and/or transmission electron microscopy (TEM) to determine the morphology of the surface oxide layer, coverage by Pt particles, the size of individual Pt particles and their

Material	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
SA 533 B Cl.1	**>96.5**	0.250	0.24	1.42	0.006	0.018	0.62	0.12	0.540	0.150	–	–
Inconel 182	**5.19**	0.034	0.56	6.21	0.002	0.005	**69.4**	**16.0**	0.178	0.007	2.325	0.072

Table 2: *Chemical composition of the AISI 304L stainless steel, SA 533 B Cl.1 low-alloy steel and Inconel 182 weld metal (in wt.-%).*

Zr	Sn	Ni	Cr	Fe	O	Si	C	Hf	W	Al	N	H
>98	1.31	0.05	0.12	0.18	0.139	0.011	0.013	57 *	20 *	30 *	47 *	8 *

Table 3: *Chemical composition of the Ziracloy-2 tube in wt.-% (* in ppm).*

1) The support from Westinghouse Electric Sweden AB is gratefully acknowledged!

size distribution (by particle analysis tool of *ImageJ* software). X-ray energy dispersive spectrometry (EDX) was 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.

A commercial CFD code, FLUENT 15.0 *(Ansys Inc.)* was used to conduct the numerical investigations

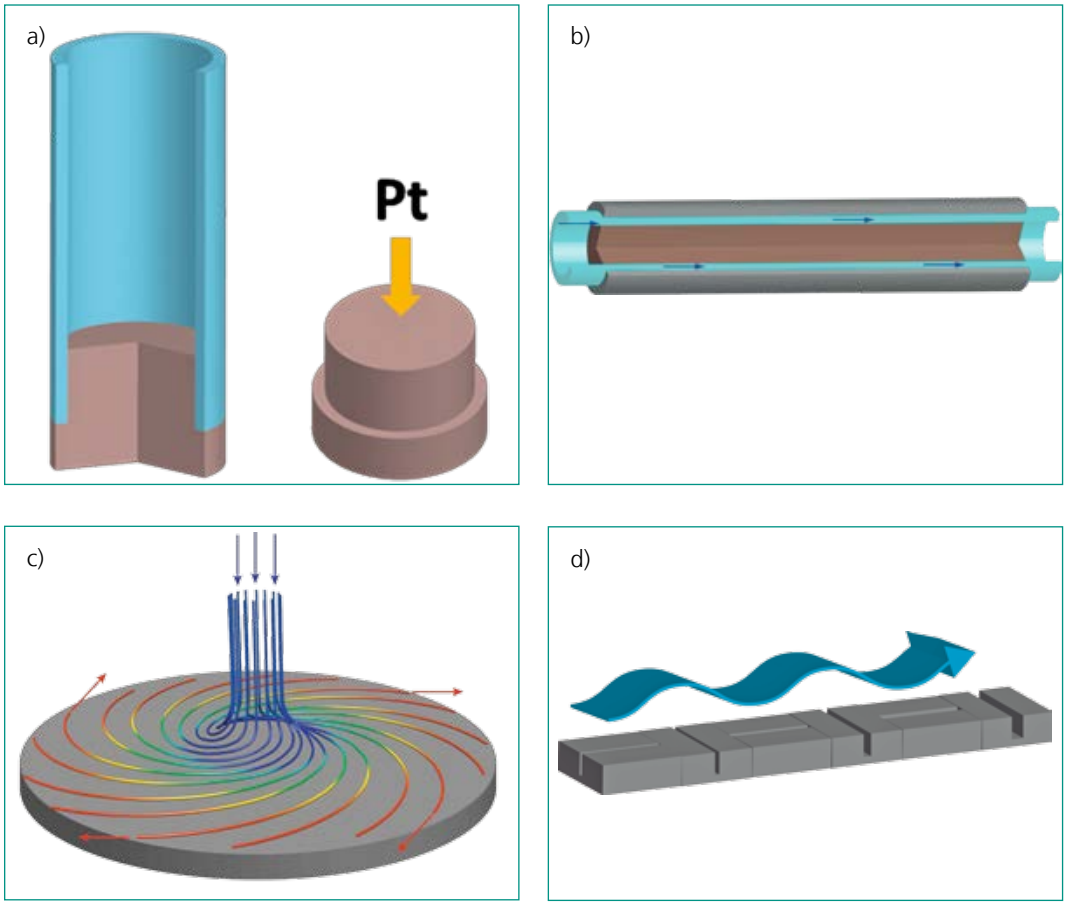


Figure 1: *Schematic of special geometry specimens: a) dead-end – stagnant flow, b) annulus/rod – laminar flow, c) rotating disk – slow/linear to fast/ turbulent flow, d) creviced coupons.*

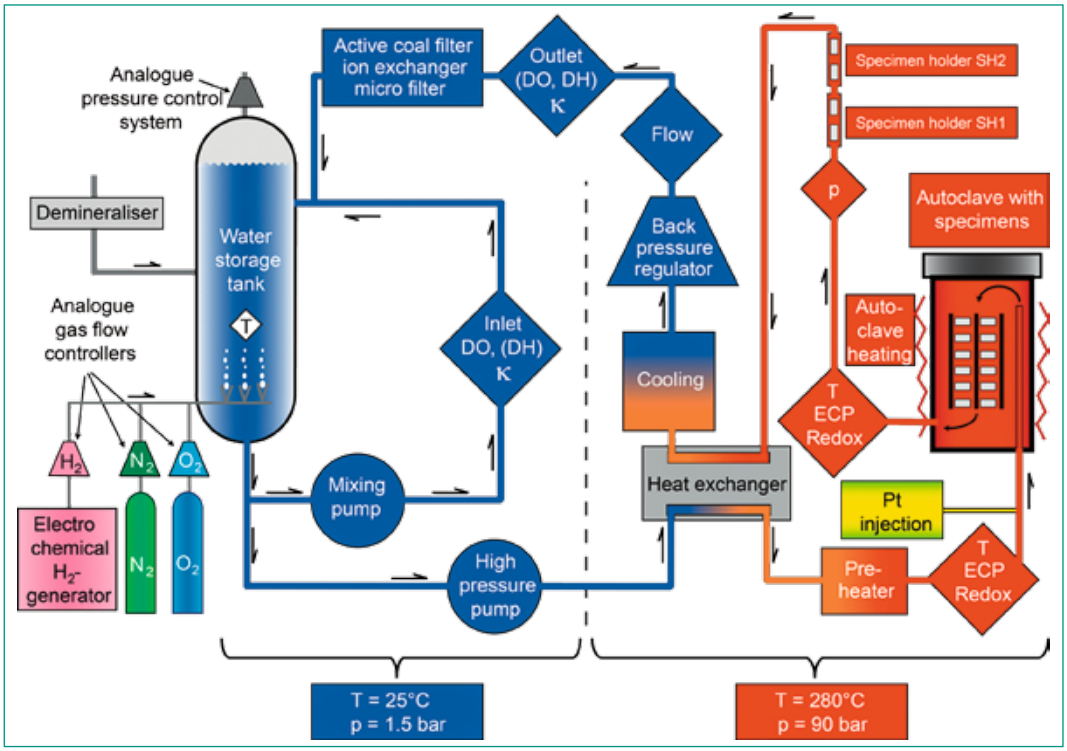


Figure 2: *Schematic of the high-temperature water loop facility with autoclave.*

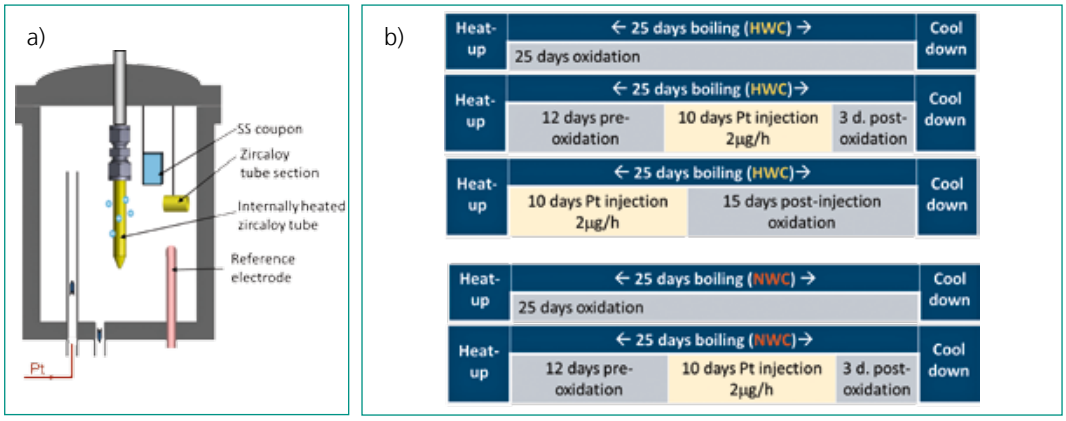


Figure 3:
Schematic of the autoclave with the simulated fuel rod assembly (a) and schematic of the testing procedure of the five experiments (b).

simulating the flow conditions in crevices. For the present study Reynolds-Averaged Navier-Stokes (RANS) models were used to compute the mean turbulent flow field in three-dimensional crevices [8].

3.2. Results

3.2.1. Effect of flow conditions on the Pt deposition

In the framework of the NORA-I project it could be shown that the flow conditions of the Pt-containing high-temperature water has an impact on the Pt deposition behaviour. Therefore the flow effect was investigated in more detail in NORA-II. For this purpose several flow regimes were compared: stagnant, (slow) laminar, transitional, and (fast) turbulent. The Pt particle size and surface loading on different types of specimens (coupons, dead-ends, and annulus) in different locations (autoclave, annulus tube and SHs) are summarized in Table 4. The highest Pt loading values were observed under fast, turbulent flow conditions, whereas much lower loading values were measured under slow, laminar flow conditions. As expected, the dead-end specimens under stagnant flow had the lowest Pt loading. On the Pt particle size the flow played no major role. The average particle sizes were in the expected range (6 – 15 nm) for a Pt injection rate of 2 µg/h. The experiments with the rotating disks covered a wide range of flow conditions, from laminar to turbulent on a single specimen under identical water chemistry and therefore represent an attractive

Location/specimen	Dead-end	Autoclave	Annulus	SH1	SH2
Flow velocity [mm/s]	~0	few	57	100	517
Flow regime	Stagnant	Mixed	Laminar	Transition to turbulent	Turbulent
PSD arithmetic mean [nm]	13 ±7	11 ±4	15 ±8	10 ±4	9 ±4
Pt loading [ng / cm²]	27 ±16	157 ±48	42 ±8	101 ±33	185 ±48

Table 4:
Summary of the average Pt particle sizes and Pt surface loadings deposited under different flow regimes.

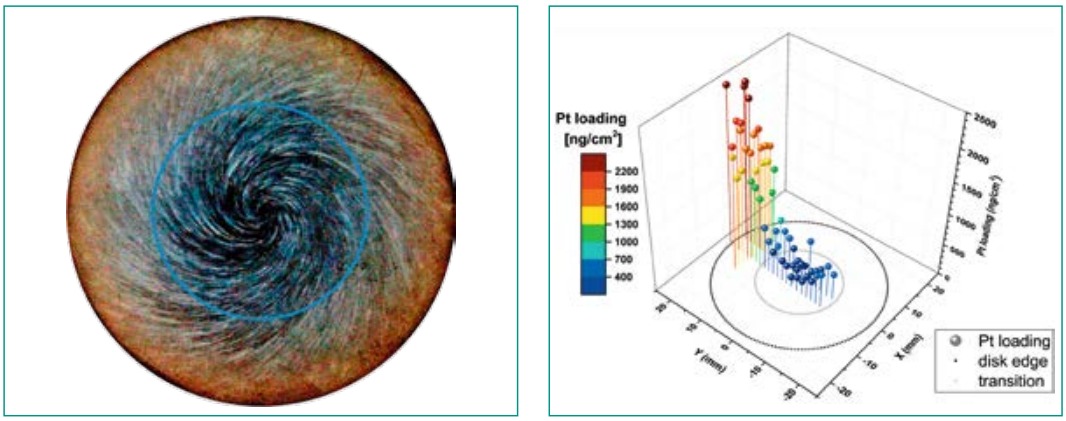


Figure 4:
Spatial distribution of Pt on a disk (gamma-enhanced photograph of the disk on the left) rotating at 1800 rpm (30 Hz). Inner circle represents the radius at which the critical Reynolds number for the transition from laminar to turbulent flow is reached. Pt loadings (on the right) increase significantly above this radius, as expected from other flow-related experiments.

type of experiment. The Pt surface loading values at different positions on one disk is shown exemplarily in Figure 4. The results from the other flow experiments could be impressively confirmed. Low loading values were measured at the centre where slow laminar flow is present, whereas the Pt loading increases towards the edge of the disk with highly turbulent flow.

3.2.2. Pt deposition on different materials

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) are used in reactor systems, one task of the NORA-II project was to evaluate if there is a major difference in the Pt particle deposition behaviour compared to stainless steel.

As expected, the oxide layer on those three materials is rather different, 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 Inconel 182, compared to stainless steel. The surface of the Inconel 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 range for the Pt injection rate used (4 µg/h, [3]) and is similar to the one on the stainless steel (see Table 6). The Inconel 182 revealed an average particle size of only 6.5 nm. Comparing the Pt surface loadings, the Inconel 182 coupon showed the highest values (on all specimen locations: autoclave, SHs 1 and 2, see Table 5). The lowest Pt concentrations were measured on the LAS specimens. This is in-line with the SEM observations. The reason for the differences in the Pt deposition behaviour is not clear (yet), but might be related to the different oxide layer morphology on the three materials.

3.2.3. Pt erosion and re-deposition behaviour

Results from the NORA-I project indicated a loss of Pt particles, and therefore a loss of protection against SCC, on KKL specimens when they are exposed to reactor water for longer periods without further OLNC applications. To investigate this in more detail, Pt-treated (as well as non-treated) coupons have been exposed to simulated reactor water at PSI for up to 32 days without further Pt injection. The Pt particle size distribution and surface loading after this test was measured and compared to the values recorded before re-exposure of the specimens, to assess the Pt erosion or re-deposition rate.

Figure 5 shows the Pt surface loading values of the coupons exposed for 3, 26 or 32 days. Pt erosion rates in the range of very few up to 6 ng Pt per cm^2 per day where observed. These values are higher, but still in a similar range as observed in the mitigation monitoring system of KKL of 0.5 ng Pt per cm^2 per day [9]. It is believed that the Pt erosion rate is not linear in the early stage, which may explain the somewhat higher values from the lab tests. On non-Pt-treated coupons, exposed to the high-temperature water for extended periods without OLNC application, only traces of Pt could

Table 5: *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).*

Material	AISI 304L	SA 533 B Cl.1	Alloy 182
Average Pt particle size [nm]	12.5 ±2	12.5 ±2	6.5 ±5
Pt surface loading autoclave [ng / cm^2]	160 ±30	120 ±20	440 ±100
Pt surface loading SH 1 [ng / cm^2]	70 ±30	20 ±10	90 ±20
Pt surface loading SH 2 [ng / cm^2]	180 ±50	60 ±20	210 ±40

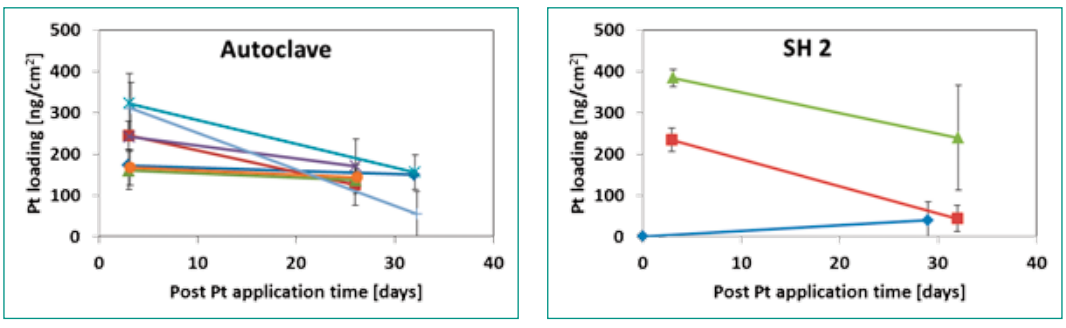


Figure 5: *Comparison of Pt surface loadings on coupon specimens exposed to high-temperature water for 3, 26 or 32 days after an OLNC application in the autoclave (left) and in SH 2 (right).*

be detected, indicating that re-deposition of Pt from other specimens or surfaces takes place, but at a much lower rate than it is eroded away. The average Pt particle size distributions of the specimens before and after re-exposure are in the expected range for a Pt injection rate of 4 µg/h [3], and is only slightly shifted towards higher values after re-exposure, possibly due to a loss of the smaller particles.

3.2.4. Pt deposition experiments with creviced and cracked specimens

It is still debated how far Pt particles can penetrate into existing cracks or crevices and thus mitigate further crack growth or (re-)initiation. Because of the variability and difficulty of controlling the geometry (width, depth, ramification and direction changes) of cracks, crevices of well-defined geometry are a better choice to obtain reproducible results which can be used for comparison and to assess the effect of different parameters on particle penetration. Therefore, the present section will focus on the particle penetration and deposition in crevices. For tests in the PSI loop and in the mitigation monitoring system at KKL, coupon specimens were used with crevices (0.2, 0.8 and 1.5 mm wide, all 3 mm deep) parallel and perpendicular to the flow direction of the high-temperature water containing Pt nanoparticles.

SEM investigations showed that Pt particles had penetrated only marginally beyond the crevice mouth of the narrowest crevice oriented perpendicularly to the flow direction. In all other crevices Pt particles could be detected to various depths. The variable distribution of Pt inside the crevices prompted some further investigations to understand the fluid flow inside the specimen holder used at PSI [8]. In collaboration with PSI's Laboratory for Thermal Hydraulics, computational fluid dynamics (CFD) simulations were performed using Reynolds-Averaged Navier-Stokes models to compute the mean turbulent flow quantities in three-dimensional crevices, and the discrete random walk model was used to evaluate the effect of velocity fluctuations on particle movement. In an effort to assess the models against the experimental Pt loadings, a Lagrangian particle tracking analysis was performed and the average concentration of deposited particles on the surface of crevices evaluated from the simulation.

Of the two turbulence models used, the Reynolds stress model (RSM), in combination with an enhanced wall treatment, provided a more accurate prediction of particle concentration and distribution on the surface of crevices owing to the anisotropic nature of this model. This is illustrated by the example shown in Figure 6, where the Pt particle distribution patterns obtained by the two models are compared to the Pt loading map based on the LA-ICP-MS analyses. There is a reasonably good agreement between the predicted particle deposition and the measured loading, thus indicating that the simulation can be used to predict the Pt transport and deposition behaviour in high-temperature water.

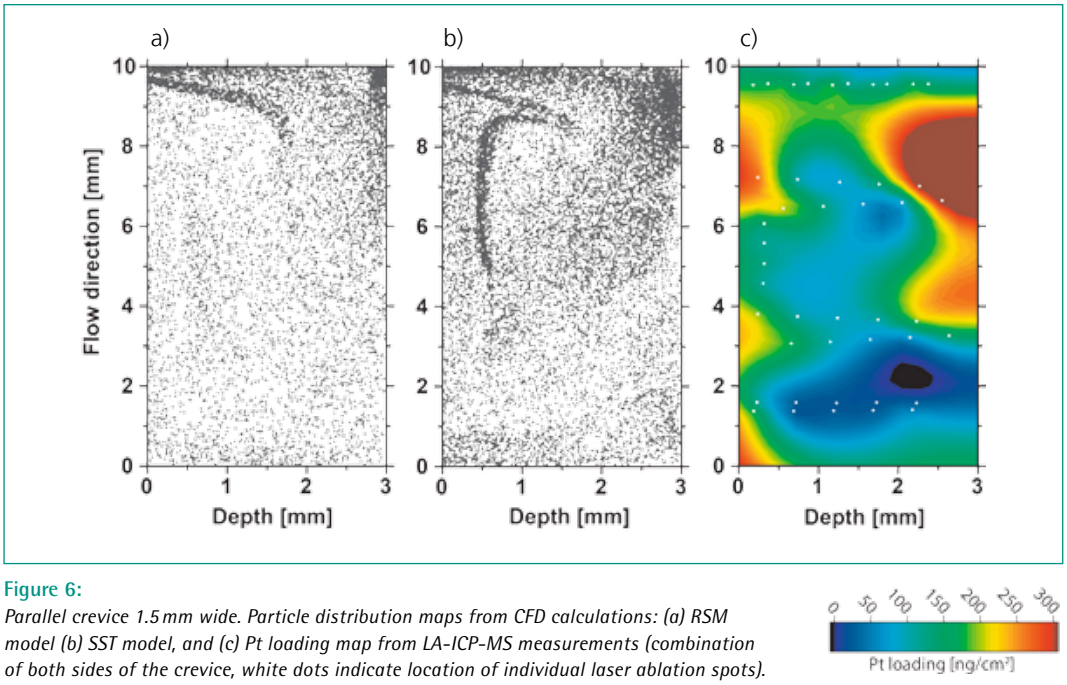


Figure 6:
Parallel crevice 1.5 mm wide. Particle distribution maps from CFD calculations: (a) RSM model (b) SST model, and (c) Pt loading map from LA-ICP-MS measurements (combination of both sides of the crevice, white dots indicate location of individual laser ablation spots).

From the analysis of the model three different regions, where different dominant deposition mechanisms are present, can be distinguished: i) flow penetration region where deposition depends on high concentration and Brownian motion, ii) interception region where high wall-normal velocities cause particle impacts on the walls, and iii) turbulent eddy entrainment region where particle deposition relies on high turbulent kinetic energy and Brownian motions.

The specimen holder from the MMS was not included in the CFD investigation but the results from the LA-ICP-MS investigation also show a Pt distribution in the crevices which can be related to the penetration and movement of the fluid inside the crevices.

To summarise, in the narrowest crevices (0.2 mm width), especially the perpendicular one, large regions are subject to almost stagnant conditions. These conditions were found to be unfavourable for Pt particles to deposit on the surfaces. On the other hand, in the wider crevices, strong recirculation and turbulence are well developed and enhance the dispersion and deposition of particles, so Pt particles can deposit at all locations on the surfaces of the crevices and therefore contribute to SCC mitigation assuming that enough H_2 is present. Due to the faster diffusion of H_2 compared to O_2 and H_2O_2, even a slightly sub-stoichiometric concentration of H_2 is sufficient to achieve a low ECP on an electrocatalytically active surface [10]. It has to be stated that also the narrow crevices/cracks without Pt deposited all the way down to the bottom may be protected, because Pt is only needed as far into a crack/crevice as the oxidizing species will go. However, to determine the penetration depth of the oxidizing species is rather difficult.

3.2.5. Effect of Pt deposition on the performance of simulated fuel rod cladding

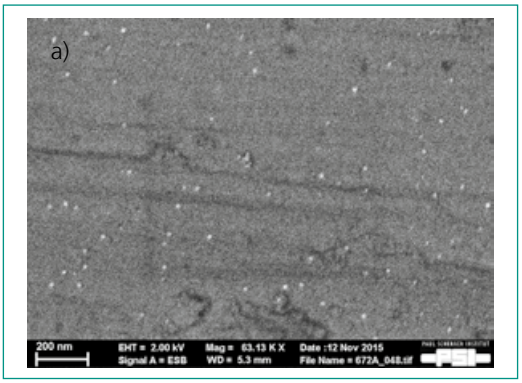
Already during the development of the NMCA technology, there were concerns that the Pt particles may have adverse effects on the Zircaloy cladding of fuel elements, especially on fresh elements with only a minimal oxide layer. Therefore, the recommendation was issued to wait for 90 days from start-up after a refuelling outage to allow passivation of the newly installed elements [11]. This waiting period can potentially be detrimental to the SCC mitigation effort and therefore a better understanding of the interaction of Pt nanoparticles with the fuel cladding may help to shorten the waiting period without compromising the reliability of the fuel elements. That is why it was decided to investigate the deposition of Pt on a boiling Zircaloy surface, simulating a fuel rod.

A series of five tests, three under HWC and two under oxidising normal water chemistry (NWC) conditions have been conducted, which are schematically shown in Figure 3b. During the first and the fourth experiment no Pt was injected (as reference tests). In the second test, Pt was injected after a pre-oxidation period of 12 days and in the third test Pt was injected soon after reaching the target temperature of 280 °C. Another experiment (Test 5) in NWC environment but otherwise similar to Test 2 concluded the test series. The total time the specimens were exposed to high-temperature water was 25 days in all cases.

As a first step after the experiments, all specimens were characterised by high-resolution SEM. The evaluation of the Pt particle size distribution of specimens from Tests 2 and 3 (in Test 1 no Pt was injected) by SEM revealed no major difference in the average Pt particle size. The average particle size (all results are summarised in Table 6) is in the normal range for a Pt injection rate of 2 µg/h (approx. 6 to 14 nm, [3]). The test specimens exposed to oxidising NWC environment (Test 5) revealed much larger average Pt particles sizes (see Figure 7a vs. 7b), which confirm results from the NORA-I project comparing reducing vs. oxidising environments. As expected from screening tests with heated stainless steel tubes [7], clearly more Pt particles could be found on the boiling Zircaloy tubes as compared to the non-boiling ones from the same test.

Specimen / material:	**Average Pt particle size [nm]**		
	Test 2 («late Pt»)	**Test 3** («early Pt»)	**Test 5** («late Pt & NWC»)
AISI 304L (non-boiling)	6.0 ±2	10.2 ±5	28 ±13
Zircaloy-2 tube section (non-boiling)	6.9 ±2	9.2 ±4	49 ±21
Zircaloy-2 tube (boiling)	8.6 ±4	8.3 ±4	62 ±26
Zircaloy-2 tube end (non-boiling)	6.3 ±3	9.8 ±4	n/a

Table 6:
Average Pt particle sizes on the specimens from the three fuel rod tests with Pt injection.



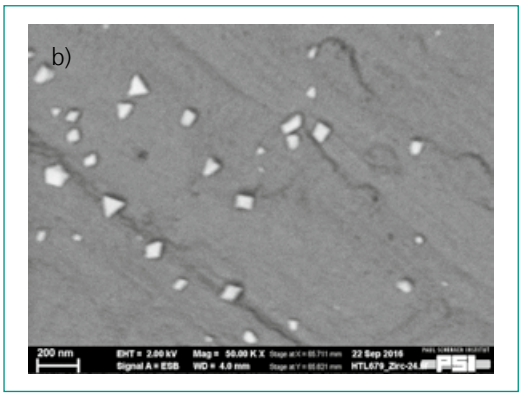


Figure 7:
Back scattered electron micrographs of the boiling Zircaloy-2 tube from a test with Pt injection under reducing (a) and oxidising (b) conditions. The white objects in the SEM micrographs are Pt particles resting on the oxide film.

As a next step, the Pt surface loading and the H_2 uptake into the Zircaloy cladding material were measured by LA-ICP-MS and by hot gas extraction, respectively. The highest Pt surface loadings were found on the boiling tube compared to the non-boiling areas, but no systematic difference between the early and late Pt injection tests could be identified. The H_2 contents in the Zircaloy tubes, measured after the tests, are shown in Figure 8 and also revealed no clear influence of the Pt. The highest H_2 contents were detected on the boiling surfaces compared to the non-boiling surfaces.

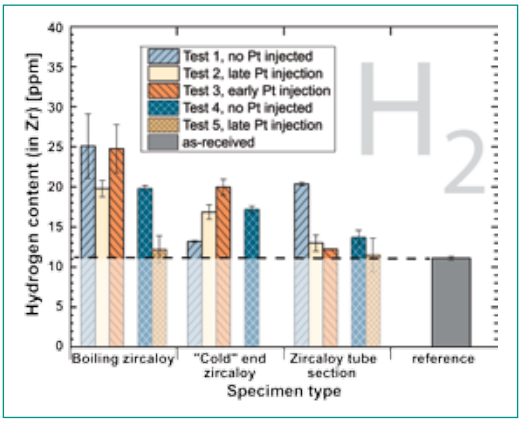


Figure 8:
H_2 contents in the Zircaloy tube specimens, measured by hot gas extraction. The «reference» specimen represents the base level of H_2 present in the material after manufacture.

Finally it can be concluded that no major negative effects related to Pt, on the (rather short) time scale of the tests under HWC or NWC conditions could be identified. However, it has to be stated that those were relatively short tests which do not provide information on the long-term behaviour.

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 (Laboratory for Nuclear Materials and Hot Laboratory Division) at PSI. The ENSI and all Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual ENSI-PSI project presentations. Additionally, semi-annual project steering committee meetings were/are held where ENSI, KKM, KKL and PSI are represented. Close collaboration exists also with the SAFE-II project and some collaborative work is performed together with the Laboratory for Thermal Hydraulics at PSI.

5. International collaborations

The involved groups and scientists at PSI are very well integrated in international research projects, networks and communities [e.g., International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, http://www.icg-eac.org/, S. Ritter is acting as Scientific Secretary here), European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, http://www.ecg-comon.org/, S. Ritter is acting as Past-Chairman here), Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, http://www.efcweb.org/), S. Ritter was elected recently as Chairman of the Working Party 4), etc.]. Our research activities are presented and/or discussed within these groups. PSI also participates as a member in the NUGENIA association (http://www.nugenia.org/) and the Component Safety Group is in close contact with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA). The results of the NORA project(s) are

also well recognised by the US NRC, who currently reviews US OLNC plant guidelines. The project leader was also strongly involved in the implementation of a Horizon 2020 EU project proposal dealing with mitigation of SCC initiation (MEACTOS).

6. Assessment of 2016 and perspectives for 2017

6.1. Assessment of 2016

The project goals and milestones of the final phase of the project have been achieved. The systematic series of Pt deposition experiments in the high-temperature water loop (5 tests) and analysis of specimens from the PSI tests and from KKL (by SEM, TEM and LA-ICP-MS) have been completed. One project steering committee meeting and the annual ENSI-PSI project presentation meeting were held (at PSI). The results of the whole project have been presented during a half-day seminar at ENSI in October 2016. Thereafter the final report of the project has been prepared. At two conferences (Int. LWR Materials Reliability Conference and Exhibition 2016, and Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference 2016) and one workshop (European BWR Forum) results have been presented. Finally, one journal paper has been published (and two submitted).

6.2. Perspectives for 2017

In the framework of NORA-III (September 2016 until August 2019) the systematic test programme in the high-temperature water loop, exposure of specimens at KKL and the detailed analysis of the specimens will be continued. The focus in 2017 will be placed on the investigation of the Zircaloy fuel rod cladding as well as on crack initiation and growth tensile tests to verify the SCC mitigation capabilities of the OLNC technology. New specimens are exposed in the mitigation monitoring system at KKL, which will be transported back to PSI in September 2017 and will be analysed thereafter. Currently the NORA-III project is on track and can proceed as planned and described in the NORA-III project proposal [12]. The final results from NORA-II will be published in journal and conference papers.

7. Publications (in 2016)

- *H.F. Gu, B. Niceno, P.V. Grundler, M. Sharabi, L. Veleva, and S. Ritter*, «Computational Study of Platinum Nanoparticle Deposition on the Surfaces of Crevices», Nuclear Engineering and Design, 2016, 304, pp. 84–99.
- *P.V. Grundler, S. Ritter, L. Veleva, G. Ledergerber, and R.S. Pathania*, «Investigation of the Platinum Deposition Behavior on Stainless Steel Surfaces in a Boiling Water Reactor Plant», in: Int. LWR Materials Reliability Conference and Exhibition 2016, EPRI, Paper No. 51, Chicago, IL, USA, August 1–4, 2016.
- *P.V. Grundler, S. Ritter, L. Veleva, L. Oliver, B. Helmerson, S. Allner, and G. Ledergerber*, «Influence of Pt Deposition on the Behaviour of Zircaloy Cladding under Boiling Conditions in Simulated BWR Environment» , in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, Paper No. 30, Brighton, UK, October 2–7, 2016.
- *S. Ritter, P.V. Grundler, and L. Veleva*, «Update on NORA-II Results», in: European BWR Forum 2016, Erlangen, Germany, April 28, 2016.

8. References

[1] *P.L. Andresen, Y.-J. Kim, T.P. Diaz, and S. Hettiarachchi*, «Online NobleChem Mitigation of SCC», in: 12th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, NACE/TMS/ANS, Snowbird, UT, USA, August 14–18, 2005.

[2] *S. Ritter, V. Karastoyanov, S. Abolhassani-Dadras, I. Guenther-Leopold, and N. Kivel*, «Investigation of Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors - the NORA Project», PowerPlant Chemistry, 2010, 12(11), pp. 628–635.

[3] *P.V. Grundler, L. Veleva, A. Ramar, and S. Ritter*, «A Comprehensive Investigation of the Platinum Application to BWRs to Mitigate Stress Corrosion Cracking», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, Atomic Energy Society of Japan, Paper No. 10128, Sapporo, Japan, October 26–31, 2014.

[4] *P.V. Grundler and S. Ritter*, «Noble Metal Chemical Addition for Mitigation of Stress Corrosion Cracking: Theoretical Insights and Applications», PowerPlant Chemistry, 2014, 16(2), pp. 76–93.

[5] *S. Ritter, P.V. Grundler, A. Ramar, G. Ledergerber, and W. Kaufmann*, «Platinum Deposition on Boiling Water Reactor Components: Qualification of Lab-Scale Tests with Plant Data», in: EUROCORR 2013, EFC, Paper No. 1339 (CD-ROM), Estoril, Portugal, September 1–5, 2013.

[6] *A. Ramar, P.V. Grundler, V. Karastoyanov, I. Günther-Leopold, S. Abolhassani-Dadras, N. Kivel, and S. Ritter*, «Effect of Pt Injection Rate on Corrosion Potential and Pt Distribution on Stainless Steel under Simulated Boiling Water Reactor Conditions», Corrosion Engineering, Science and Technology, 2012, 47(7), pp. 489–497.

[7] *L. Veleva, P.V. Grundler, M. Streit, and S. Ritter*, «Platinum Deposition on a Boiling Stainless Steel Surface (Simulating a Fuel Rod)», in: Top Fuel 2015, Paper No. A0232, Zürich, Switzerland, September 13–17, 2015.

[8] *H.F. Gu, B. Niceno, P.V. Grundler, M. Sharabi, L. Veleva, and S. Ritter*, «Computational Study of Platinum Nanoparticle Deposition on the Surfaces of Crevices», Nuclear Engineering and Design, 2016, 304, pp. 84–99.

[9] *S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, and G. Ledergerber*, «Platinum Deposition Behaviour on Stainless Steel Surfaces in a Boiling Water Reactor Plant», in: EUROCORR 2015, EFC, Paper No. 870 (CD-ROM), Graz, Austria, September 6–10, 2015.

[10] *P.L. Andresen and Y.-J. Kim*, «Developments in SCC Mitigation by Electrocatalysis», in: 15th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, Colorado Springs, CO, USA, August 7–11, 2011.

[11] *S.E. Garcia, J.F. Giannelli, and M.L. Jarvis*, «BWR Chemistry Control Status: A Summary of Industry Chemistry Status Relative to the BWR Water Chemistry Guidelines», in: Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, CNS, Paper No. 9.09, Quebec City, Canada, October 3–7, 2010.

[12] *S. Ritter, P.V. Grundler, and H.P. Seifert*, «Project Proposal: NORA-III (Noble Metal Deposition in Boiling Water Reactors)», Report No. AN-46-16-04, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, July 2016.

PROBAB

(Probabilistic Component Integrity Analyses)

Author und Co-author(s)	M. Niffenegger, G. Qian, R. Mukin, N. Lafferty, M. Sharabi, B. Niceno
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 26 86, Markus.Niffenegger@psi.ch, www.psi.ch
Duration of the Project	1.1.2016–31.12.2018

ABSTRACT

PROBAB is a follow-up research project of PISA and investigates the advantages and shortcomings of probabilistic fracture mechanics (PFM). For this purpose a reference reactor pressure vessel (RPV) of a model pressurized water reactor (PWR) subjected to pressurized thermal shock (PTS) load is studied.

In subproject I (SP I) we calculate the transient thermal-hydraulic system behavior based on different accident scenarios, followed by the simulation of the RPV temperature distribution during cooling water injection with computational fluid dynamics (CFD) method, in order to consider most of the uncertainties. Loss of coolant accidents (LOCAs) due to a 384 cm^2 break in the hot leg (HL) and a 182 cm^2 in the cold leg (CL) of a 2-loop model PWR were assumed and the concerning transient system behavior for different pressurizer stuck open valve (PSOV) scenarios is calculated by *TRACE* models. Both presented LOCA scenarios showed substantial pressure and temperature decrease in the downcomer (DC). Transients with PSOV reclosed showed small pressure reduction, no high pressure injection (HPSI) and a slightly change of the DC temperature. If PSOV remains open, pressure drops only to the pressure levels when HPSI is available and temperature reduction in the DC is observed in this case. PSOV manually recloses at lower pressure showed rising primary pressure and almost no effect on liquid temperature in DC.

The comparison of the thermal hydraulic (TH) behavior due to breaks in the HL and CL calculated with *RELAP5* confirmed that breaks in the CL are less risky with respect to crack initiation than such in the HL. Furthermore, the TH analysis of a large break (LB) LOCA (3832 cm^2) in the HL showed the potential increase of thermal stresses in the RPV in spite of lower pressure. A two phase flow CFD analysis of a LBLOCA showed that after 3 seconds, water reaches the entrance to the DC where it is attached to the RPV wall and close to 6 seconds after injection, the water is detached from the RPV wall and might potentially reach the core barrel.

The results from SP I are used as input for the subsequent detailed structural mechanics and PFM calculations (SP II). Beside PTS-transients, the limiting pressure-temperature curve for a start-up and cool-down transient was calculated based on deterministic and probabilistic assumptions.

Subproject III (SP III) is dedicated to the PFM assessment of nozzles and piping in the primary loop of nuclear power plants (NPPs) by considering active damage/ageing mechanisms as stress corrosion cracking, fatigue, etc. In the frame of the leak before break (LBB) concept, time dependent probabilities for leaks and leak sizes will be calculated.

1 Project goals

The integrity of RPVs of NPPs is one of the most important safety issues. Since RPVs are exposed to fast neutron radiation which is leading to embrittlement of the ferritic RPV steel, material ageing is of utmost importance for the integrity of RPVs during normal operation as well as in case of emergency core cooling of PWRs.

A safety assessment aims to confirm the integrity of the RPV even in presence of cracks in its weakest region, which is achieved by applying deterministic (DFM) and probabilistic (PFM) fracture mechanics (FM) methods. In DFM analysis, all involved parameters are treated as fixed conservative or best estimate values. Stress intensity factor (SIF) K_I of postulated cracks is then compared with the fracture toughness K_{Ic}. A component is regarded as safe if the calculated SIF K_I is less than K_{Ic}.

In PFM the concerning parameters are considered as dispersed, following a certain distribution function. In a Monte Carlo (MC) calculation the random parameters are varied and thousands of DFM analyses are performed, whereas the results are judged either as safe or unsafe ($K_I < K_{Ic}$ or $K_I > K_{Ic}$). The probability for crack initiation is the ratio between the unsafe results and the total number of calculations.

For the integrity assessment of RPVs in European countries and Switzerland, only DFM analyses are required, whereas in the USA additional PFM is accepted. In order to establish the probabilistic approach in Switzerland, the research project PROBAB aims to investigate the advantages and shortcomings of the PFM. For this purpose we study a reference RPV of a model PWR subjected to PTS loads, which may occur in case of a LOCA, when emergency core cooling system (ECCS) injects cold water into the hot RPV in order to ensure the cooling of the reactor core. Since this shock-like cooling, in combination with the remaining pressure, causes high stresses in the RPV wall, the SIF of preexisting cracks could exceed the remaining fracture toughness, resulting in a brittle failure of the irradiated RPV.

The former project PISA has shown that detailed PTS analyses are needed since e.g. nonuniform cooling due to cold plumes may increase the stress intensity of postulated cracks significantly. The main goal of PROBAB is therefore to further develop the numerical tools for analyzing the integrity of RPVs subjected to PTS loading and to complete the transient scenarios and transients analyzed in the PISA project. Part of the focus it put on the development towards more economical but sufficiently precise computational methods for the calculation of thermohydraulic phenoma. In order to consider the main uncertainties in a PTS analysis, a complete integrity analysis involves several integrated numerical methods. Therefore the project is split in three subprojects.

In SP I the system behavior, initiated by a cooling transient, is simulated in order to get the time dependent pressure and temperatures at the inner wall of the RPV for the whole transient. As in the parent project PISA, this was done with the system code *RELAP5*. However, *RELAP5* calculates axisymmetric temperature distribution only and does not consider local cooling caused by the so called cooling plumes, which are developed below the inlet nozzles of the cold leg. To calculate more detailed three dimensional temperature fields by considering the mixing of cold and hot water and local cooling effects, detailed CFD simulations are performed and the resulting temperatures are needed as input for the subsequent structural mechanics and FM calculations with the finite element method (FEM). An alternative approximate approach to consider the local effect of cooling plumes is using the semi-empirical code *GRS-MIX*. This code allows the economic calculation of local heat transfer coefficients (HTC) and temperatures based on antecedent *RELAP5* calculations. However, *GRS-MIX* was validated with a specific experiment only and therefore its range of application is limited to the corresponding specific experimental boundary conditions. As an alternative to the huge computational effort needed for CFD, the system code *TRACE* is upgraded to 3D capabilities.

In SP II structural and FM calculations are performed by means of the FEM. However, if the loading conditions and geometry are very simple, FM calculations are performed with the probabilistic code *FAVOR* [1]. This code is based on analytical formulas for the calculation of SIFs in axisymmetrically loaded cylinders and is designed as a probabilistic tool that allows calculating probabilities for crack initiation and RPV failure by means of MC simulations.

Figure 1 illustrates the interplay between the numerical codes at PSI. Note that *RELAP5* does not consider cooling plumes and only provides axisymmetric results, whereas CFD and *GRS-MIX* consider the local cooling effect of the cold plume.

Subproject III is dedicated to the probabilistic assessment of RPV nozzles and piping by considering active damage mechanisms as stress corrosion crack-

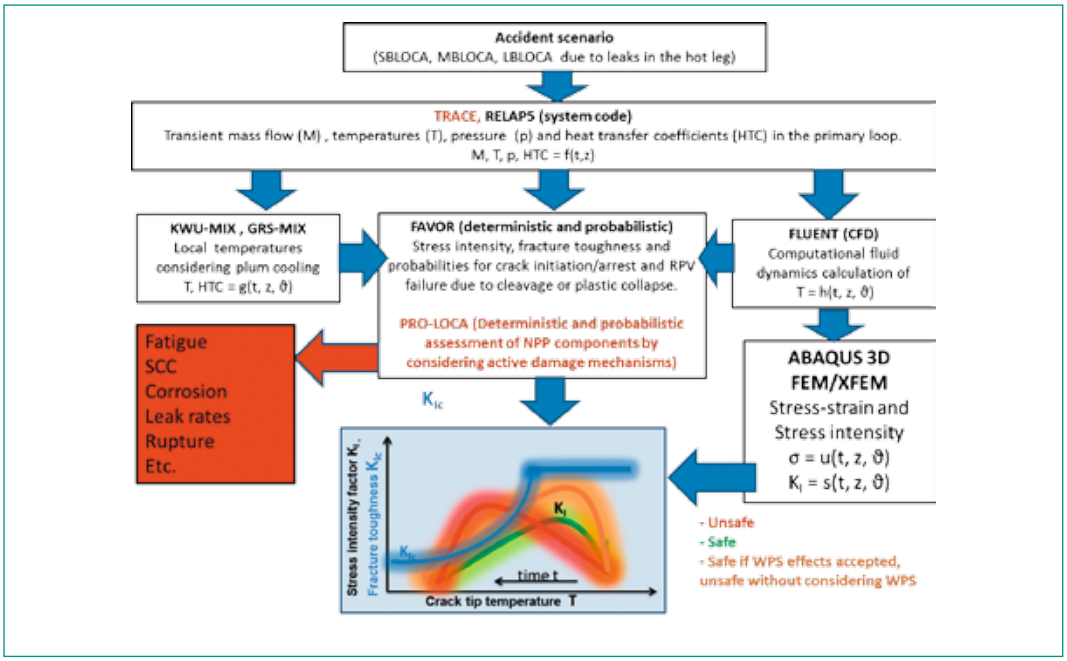


Figure 1:
Interplay of numerical tools for PTS analyses

ing (SCC), thermo-mechanical fatigue caused by flow induced vibration, which may lead to crack initiation or even to leaks. Such active ageing mechanisms are considered in the leak-before-break concept (LBB). The aim of the LBB concept is to avoid breaks of piping by detecting a leak before rupture or break and by taking appropriate countermeasures. Such methods attempt to assess the probabilities for the occurrence of leaks and their size and should help to define adequate inspection intervals.

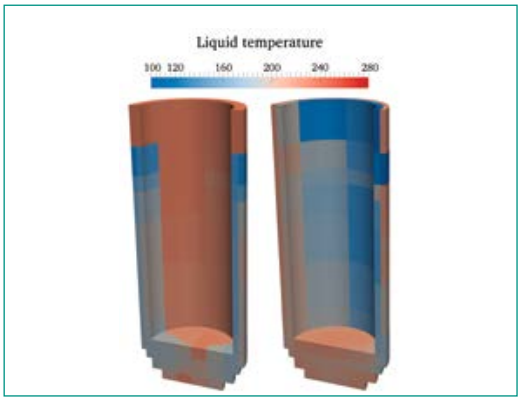


Figure 2:
Liquid temperature distribution in the model RPV in case of HL B (left) and CL-B (right).

2 Work carried out and results obtained

2.1 Thermal-hydraulic analysis of PTS transients with system code TRACE

This section describes the thermal-hydraulic analysis of different transient scenarios which are relevant for PTS. The first year of the PROBAB project was devoted to a review of these transients to identify most conservative scenarios. According to the *NUREG* report [2] on PTS studies, highest impact on the risk of vessel failure results mainly from LOCAs in connection with stuck-open primary safety relief valve that later recloses. Therefore 1D and 3D *TRACE* models are applied in the PROBAB project. 3D TRACE opens the possibility to calculate three dimensional temperature distributions (e.g. plume cooling) and thermal mixing, which was not possible with RELAP5 used in the PISA project (Fig. 2).

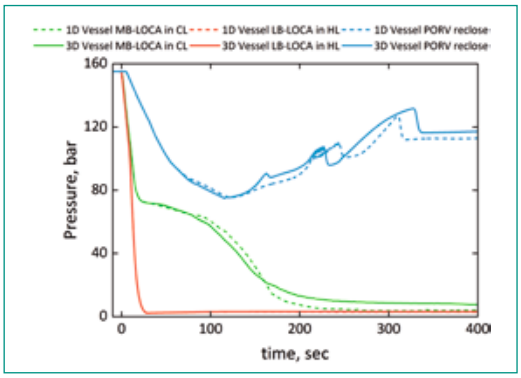


Figure 3a:
Primary pressure evolutions for LBLOCA, MBLOCA and PORV sce-narios.

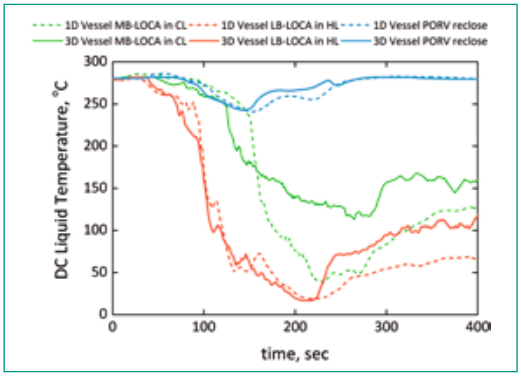


Figure 3b:
Liquid temperature evolutions for LBLOCA, MBLOCA and PORV scenarios.

In general pipe breaks can be subdivided into hot leg breaks and cold leg breaks assuming that the possible locations of a break is in a welding point of compounds to the primary pipe system. Examples of medium break (MB) location in the connection of one of the ECCS piping nozzles and the large break (LB) in the connection of the surge line pipe are considered here. Full injection of the safety injection (SI) systems is assumed in the intact loop. This includes high pressure injection (HPI), low pressure injection (LPI) and accumulators. In addition, a loss of offsite power (LOOP) and total failure of the auxiliary feedwater are assumed. Conservative assumptions include also hot power conditions at 102 % with decay heat 108 % and reactor tripped based on the second SCRAM signal.

During MB- (182 cm^2) and LBLOCA (384 cm^2), pressure in the primary system drops quickly to saturation conditions and it follows a large void formation in the reactor core. In accordance to point kinetics reactor power model, changes in the core coolant affect the core power. The SI system initiates the HPI and LPI pumps allowing injection of cold water. Since in the case of CL-LOCA ECCS system is available only in the intact loop an effect of injection asymmetry is considered in this case. In 1D RPV model injected cold water propagates along DC to lower plenum (LP), on the other hand, 3D RPV model shows spreading of cold water plum in the DC towards opposite CL where pressure is lower. DC cooling rates are different for 1D and 3D model; it shows an advantage of a 3D representation of the modelled RPV. In the case of HL-LOCA ECCS injection is symmetrical and results of 1D and 3D RPV models are consistent with each other.

Time evolution of main TH parameters as pressure, liquid temperature, and heat transfer coefficient in the DC needed as an input for the fracture mechanics analysis are presented in Figs. 3 and 4. For MB- and LBLOCA fast cooling rates and low liquid temperatures are obtained. Therefore these transients are important for performing detailed PTS screening analysis.

Another type of LOCA is stuck-open relief valve scenario which includes failure in pressurizer power operated relief valve (PORV). This scenario is similar to a small hot leg break LOCA before the moment when the valve recloses. PORV valve has to remain open a sufficiently long time to cool enough the reactor coolant system (RCS), and then reclose at a certain time. If a valve recloses before HPI system will be available, then there is no PTS risk. If the valve stays open, then again there is no PTS risk, because of slow depressurization and compensation of inventory losing by HPI system. Therefore conservative assumption in this scenario is valve reclose when refiling of RCS by HPI would be at maximum injection rates. Refiling of RCS increases primary pressure above the saturation pressure re-establishes stable cooling of the primary side. Part of transient where system associated with the repressurization of primary side is of particular interest to PTS risk. As shown in Figs. 3 and 4, cooling rate for this scenario is much slower and minimum liquid temperature is higher in comparison to MB- and LBLOCA. Therefore current stuck-open relief valve scenario does not make high-severity to PTS risk. Less likelihood but apparently more severe scenario of the stuck-open relief valve is when valve reclosure is followed by failure of HPI control. This scenario will be also considered during the follow-up period of the project.

Figure 4a: *HTC evolution for LBLOCA in HL, in the DC at the core level.*

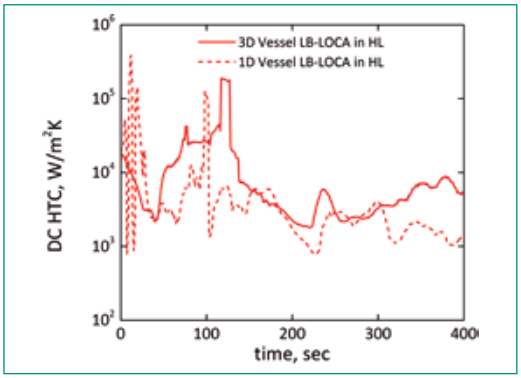


Figure 4b: *HTC evolution for MBLOCA in CL in the DC at the core level.*

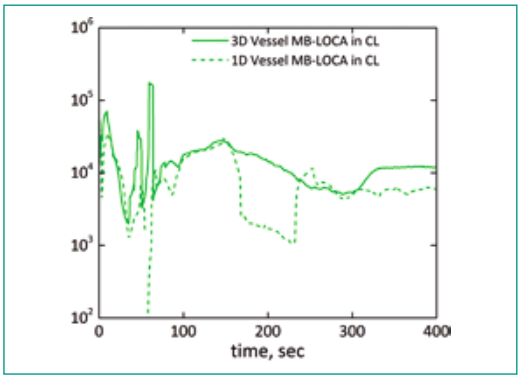
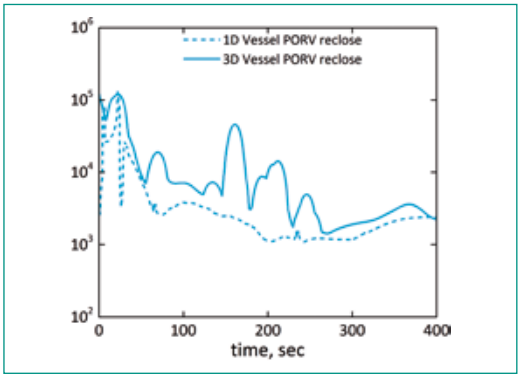


Figure 4c: *HTC evolution for PORV recloser in the DC at the core level.*



2.2 Thermal-hydraulic system analysis code *RELAP5*

The one-dimensional thermal-hydraulic system analysis code *RELAP5* was used to simulate different break scenarios for a reference two-loop PWR. The HL and CL breaks are assumed to occur in loop A, the loop without the pressurizer. Safety injection (SI) pumps A and B inject 30˚C cold water into CL A, CL B, and the upper plenum of the RPV when the reactor pressure is below 10 MPa after the SI signal. SI pump D injects 30˚C cold water into CL A and CL B when the reactor pressure is below 8.4 MPa after the SI signal. Accumulator A injects 10 ˚C exclusively into loop A when reactor pressure is below 5 MPa, and accumulator B exclusively into loop B. The reactor is assumed to SCRAM from full power on a low pressure signal, the main reactor coolant pumps trip off at the start of the transient and coast down over 45 s, and the main steam valves close isolating the steam generators. The RPV is modelled in *RELAP5* with two separate DCs, one connected to each loop, that freely communicate with each other via the upper volume.

To better understand LOCA scenarios that pose risks for PTS the effect of break location was studied with *RELAP5*. Simulations of HL and CL breaks were compared for the 3, 70, and 450 cm² break sizes. The 3 cm² break size could create large stresses at the inlet nozzle due to the formation of a cold plume during ECC injection while at high reactor pressure. A CL break would cause colder ECC water to flow out of the break and more mixing in the vicinity of the break decreasing the likelihood of PTS for the loop with the break and potentially the other loop as well. *RELAP5* is incapable of capturing such details due to its 1D nature. For both the 70 and 450 cm² CL breaks colder ECC water could also be lost through the CL break, there could be mixing in the CL preventing the formation of a cooling plume, and the flow could reverse causing warm water to flow out of the core into the lower plenum and DC toward the break. The *RELAP5* calculation shows in Fig. 5 that the liquid temperature in the DC at core height is less for HL breaks for both 70 and 450 cm² break sizes, likely because less cold water is lost through a HL break. Flow reversal, flow from the core region into the lower plenum, is observed for CL breaks shown by the negative velocities in Fig 6. Therefore the HL break is more relevant for PTS.

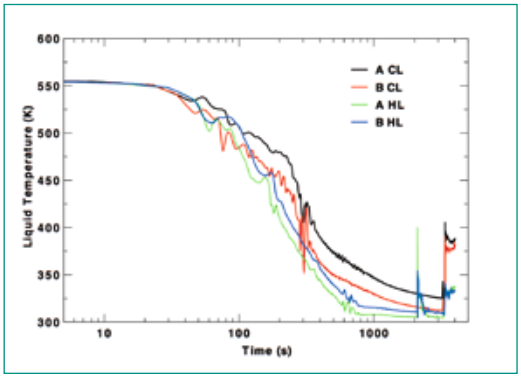


Figure 5a: RELAP5 *fluid temperature at core height in the DC A and B for CL break and HL break for break size 70 cm².*

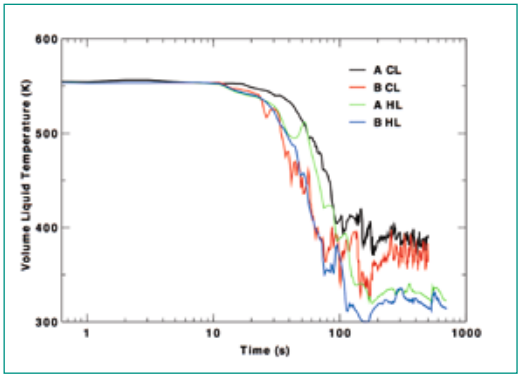


Figure 5b: RELAP5 *fluid temperature at core height in the DC A and B for CL break and HL break for break size 450 cm².*

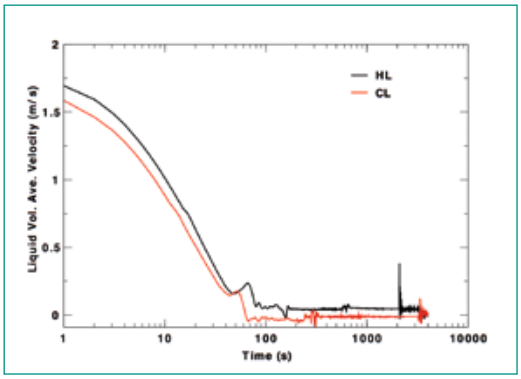


Figure 6a: RELAP5 *velocity of flow into the core from the LP for CL break compared with HL break for break size 70 cm². Negative values demonstrate reverse flow.*

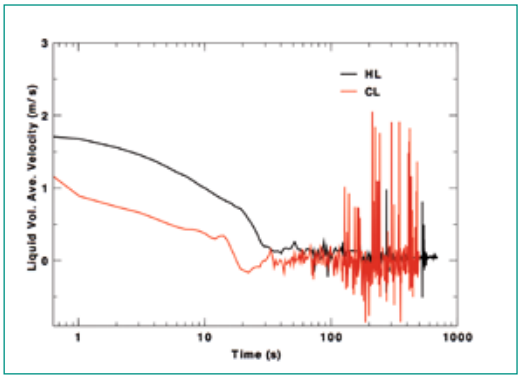


Figure 6b: RELAP5 *velocity of flow into the core from the LP for CL break compared with HL break for break size 450 cm². Negative values demonstrate reverse flow.*

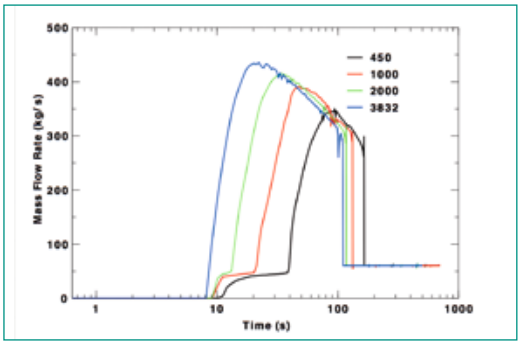


Figure 7a: *Sum of accumulator B and SI pump D mass flow rates into Loop B for different break sizes (cm²).*

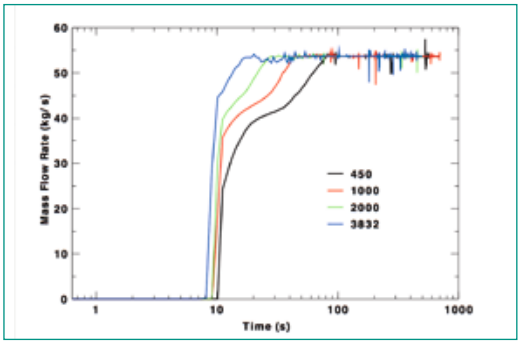


Figure 7b: *Sum of SI pumps A and B mass flow rates into Loop B for different break sizes in (cm²) (b).*

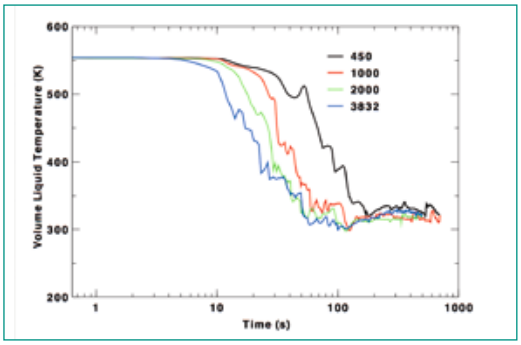


Figure 8: *Fluid temperature in DC at core height for 450, 1000, 2000, 3832 cm² break sizes.*

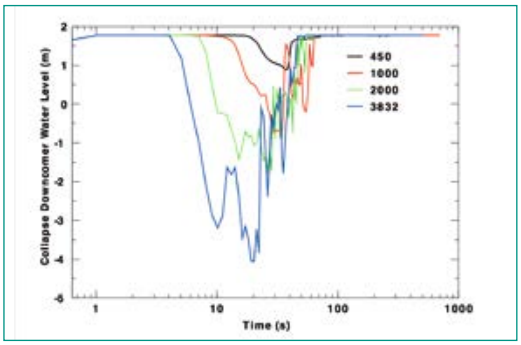


Figure 9: *Liquid water level in DC relative to the bottom of the RPV inlet nozzle for different break sizes (cm²).*

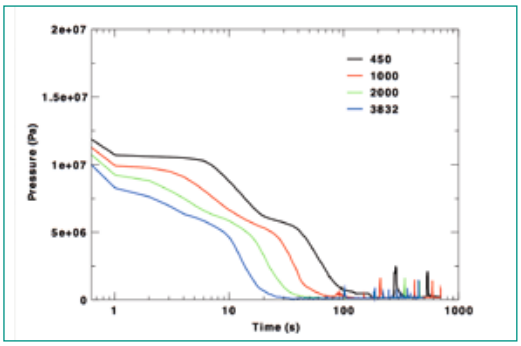


Figure 10: *Reactor system pressure for 450, 1000, 2000, 3832 cm² breaks.*

RELAP5 simulations of HL LOCAs with break sizes of 450, 1000, 2000, and 3832 cm² informed the selection of the accident scenario to simulate with CFD. Larger break sizes result in earlier injection from SI pumps and accumulators as shown in Fig. 7. Also the accumulators inject a larger mass flow rate as break size increases. This results in a lower temperature in the reactor DC shown in Fig. 8. Figure 9 shows the voiding in the reactor during LBLOCAs. For the 3832 cm² break, representing the full cross sectional area of the HL pipe, the most voiding occurs, and the water level momentarily drops four meters below the RPV inlet nozzle height. Although reactor pressures are lower for the larger break sizes, shown in Fig. 10, temperature gradients are much larger, which are the dominating factor in stress calculations. Based on these *RELAP5* calculations the 3832 cm² HL break was selected as a significant PTS transient to be simulated in detail with CFD.

Approximately nine seconds into the *RELAP5* simulation of the 3832 cm² HL break the ECC safety injection occurs. This time serves as the starting time for the CFD simulation. The initial and boundary conditions (time dependent safety injection mass flow rates and temperatures) for the CFD simulation are taken from the *RELAP5* results. As initial conditions the flow in the RPV is assumed stagnant, the RPV water level is four meters below the height of the RPV inlet nozzle, and the steam/liquid temperature is 277 °C.

2.3 Computational Fluid Dynamics simulations

In order to accurately predict the detailed three-dimensional two-phase flow in the RPV during the 3832 cm² HL break LOCA a CFD simulation is performed with ANSYS Fluent. The CFD model considers all details of the RPV relevant to the PTS scenario. The initial conditions of the unsteady-RANS CFD simulation, Fig. 11a, show vapor in the CLs and upper DC section and liquid in the lower DC section and lower plenum at saturation temperature. The volume of fluid with sharp interface formulation is used to model the two-phase interface, and evaporation and condensation are considered. After five seconds from the initial injection of ECC water the cold water flows along the DC at the inner wall of the RPV (Fig. 11b), and at six seconds it detaches from the inlet nozzle and can splash behind the thermal shield (Fig. 11c). Preliminary results indicated a more severe cool-

ing for the LBLOCA scenario considering two-phase flow. However, this CFD simulation is still in progress and will be extended in time.

2.4 P-T limit analysis of a reference RPV

In SP II additional transients, beside the PTS loads, are studied. In order to assess the save operation during cool-down and heat-up conditions, so called P-T limit curves can be used as a potential thermal-hydraulic boundary condition imposed on the inner surface of the RPV wall. For this purpose the pre-scriptive deterministic fracture methodology of the ASME Code [3] Appendix G to Section XI is followed. This ASME procedure to determine the P-T limit of the RPV is based on various conservative assumptions. Especially, the evaluation procedures for RT_{NDT} have been performed in accordance with 10CFR50.61 [2]. However, USNRC recently released alternative fracture toughness requirements as 10CFR50.61a [4]. Therefore, using the PFM method, the risk-informed (RI) parameters of the allowable pressure are used. The RI based P-T curve is derived in accordance with the industry proposed methodology in order that the failure frequency does not exceed $2 \cdot 10^{-7}$ per operating year [5]. Such RI P–T curves provide more operational flexibility, particularly for RPVs with relatively high irradiation levels and radiation sensitive materials. The time-dependent internal pressure $P(\tau)$ according to the RI method is

$$P(\tau) = \{36.5 + 22.78 \exp [0.036 (T(\tau) - RT_{NDT} - \beta)] - K_{IT}(\tau) \} \times (t/R_i) \times (1/\alpha) \times (1/M_m) \quad (1)$$

R_i is the inner radius of the RPV, t the vessel wall thickness, M_m the geometry factor, $K_{IT}(\tau)$ is the SIF due to the thermal loading and $T(\tau)$ the time-dependent crack tip temperature, RT_{NDT} is nil-ductility transition temperature and evaluated at crack tip shown in Fig. 12. The symbols α and β stand for RI parameters, which are discussed in [5]. For cool-down transient, the coolant temperature was reduced at a constant rate from the steady state operating temperature (typically around 280 °C) to an assumed ambient temperature of 21.1 °C. For heat-up, the water temperature was increased from 21.1 °C to the steady state operating temperature, with a constant rate of 55.6 °C /h. Note that $\alpha = 2$ and $\beta = 0$ in Eq. 1 equals to the ASME method.

Pressure and water temperature limit analyses under cool-down and heat-up transients are performed. Three types of P-T curves based on K_{Ia} curve, K_{Ic}

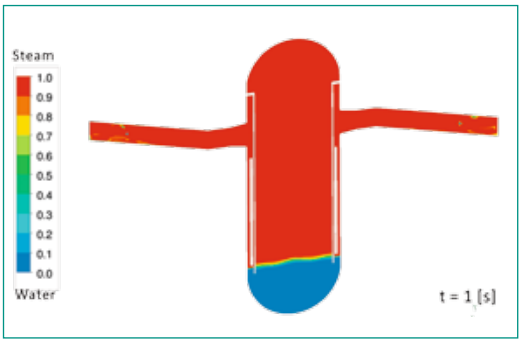


Figure 11a: *Vapor volume fraction at saturation temperature.*

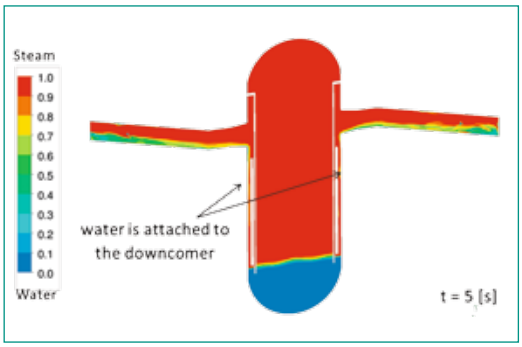


Figure 11b: *Vapor volume fraction after 3 s.*

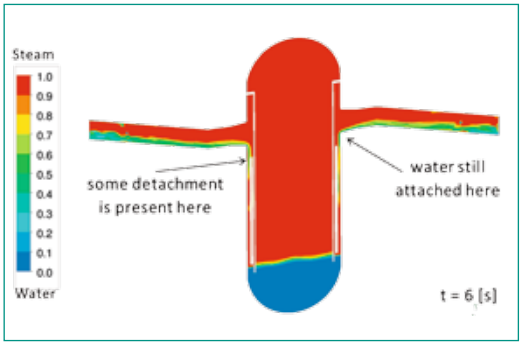


Figure 11c: *Vapor volume fraction after 6 s.*

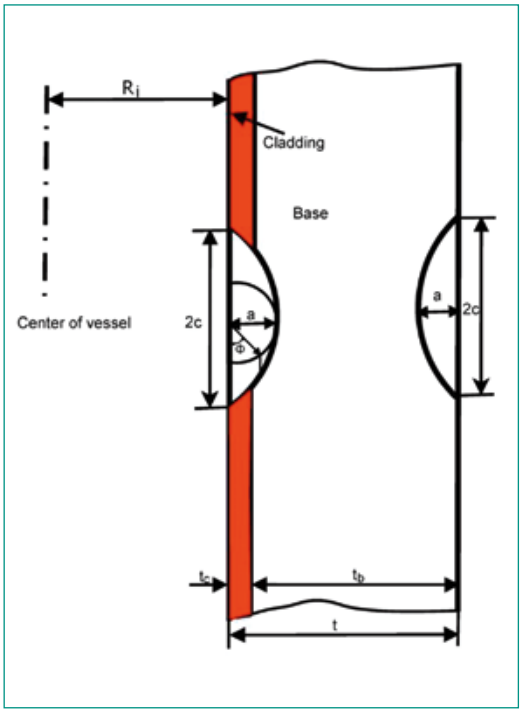


Figure 12: *Postulated crack for cool-down and heat-up transient analysis. Inner surface crack is assumed for cooling-down and outer surface crack is assumed for heat-up transient.*

curve (α = 2, β = 0), as well as based on the MRP-250 RI revision method (α = 1, β = 43.3 and α = 1, β = 15.6) are considered.

FAVOR computer code [1] is used for the calculation of thermal-mechanical and FM analyses, which provide input for the P-T limit analysis. RT_{NDT} are assumed to be 93 °C and 72 °C for 1/4 and 3/4 of the RPV thickness, respectively. The cooling and heating rate of 55.6 °C/h are assumed according to the recommendations [2, 3]. The P-T curves for cool-down and heat-up transients as well as the variation of pressure are shown in Figs. 13 and 14. The P-T curves based on the K_{Ic} of the original unirradiated material, K_{Ic} and K_{Ia} of the irradiated material, and based on the RI method are plotted. Note that the K_{Ia} curve was used for P-T curve analysis due to concerns that fracture could originate from local brittle zones in the RPV as a pop-in and propagate in a dynamic manner to the 1/4t depth (dynamic effect was considered). Therefore, using K_{Ia} in the analysis instead of K_{Ic}, increases the conservatism and applying the RI method produces the least conservative results. This is in agreement with the goal of the RI method.

Figure 13(b) shows the allowable pressure time histories derived by different methods for a cool-down transient. The primary effect of introducing β = 43.3 is to shift the time Δt at which the pressure remain at the operating pressure to an earlier time in the transient, which may reduce the risk of non-ductile fracture during the cool-down transients [7]. The primary impact of reducing α from 2 to 1 is to raise the allowable coolant pressure late in transient, which improves operational flexibility.

For heat-up transients as shown in Fig. 14 (b), the primary impact of introducing β = 43.3 is to shift the time Δt at which the pressure reaches the operating pressure to a later time in the transient. For heat-up transients, the primary impact of reducing α from 2 to 1 is to raise the allowable coolant pressure early in transient, which improves operational flexibility.

2.5 Probabilistic integrity assessment by considering active damage mechanisms

Probabilistic risk assessment of aging nuclear power plants by considering active damage mechanisms is now frequently performed and accepted as an integral part of the decision-making process [8, 9]. For this reason we evaluated an appropriate tool for the PFM assessment of nozzles and piping in the primary loop of NPPs. Among other codes *PRO-LOCA* and *xLPR* [8] showed advantages in modeling probabilities for leakage and rupture,

Figure 13a (left): *P-T limit for the cool-down transient.*

Figure 13b (right): *P-T limit for the cool-down transient.*

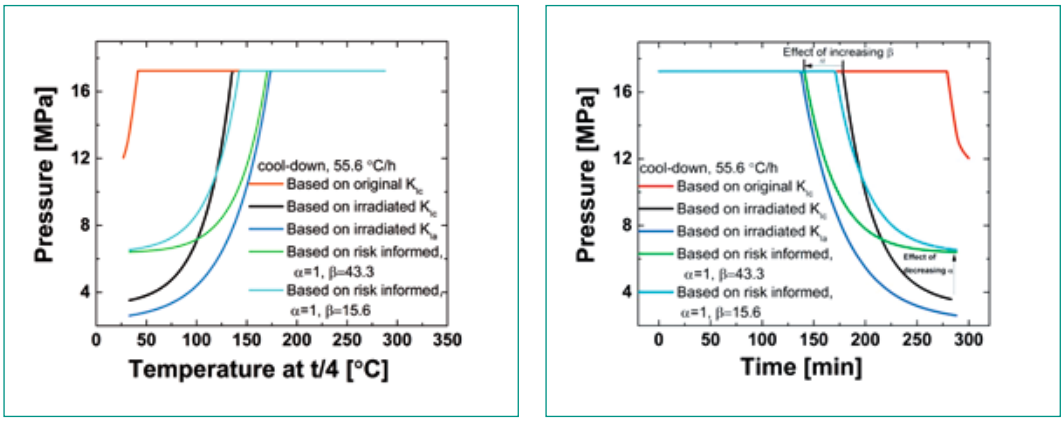
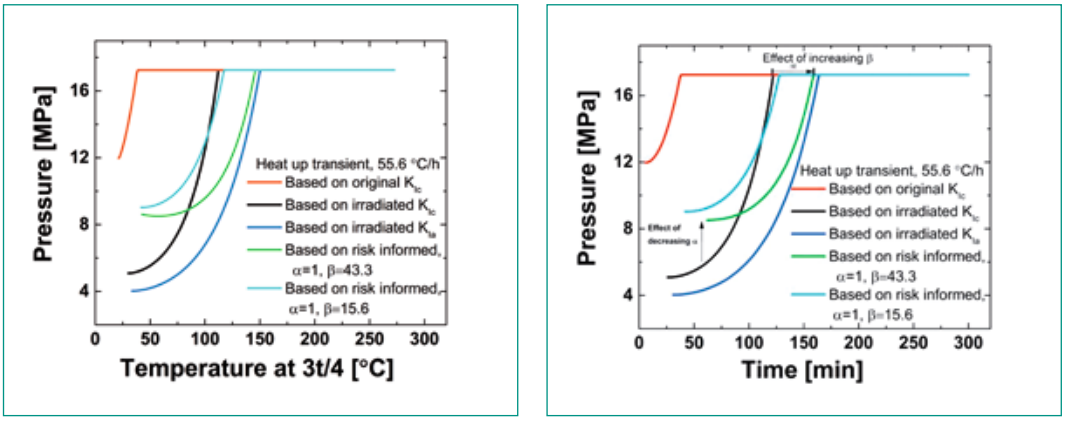


Figure 14a (left): *P-T limit for the heat-up transient.*

Figure 14b (right): *P-T limit for the heat-up transient.*



multiple crack initiations and coalescence. Furthermore, *PRO-LOCA* can be used for probabilistic LBB analysis. Active degradation mechanisms as primary water stress corrosion cracking (PWSCC) for pressurized water reactor, intergranular stress corrosion cracking (IGSCC) for boiling water reactor and fatigue are also considered. PRO-LOCA can simulate the progress of degradation from the initiation of small cracks to their growth to become small through-wall leaking flaws, and finally the probability of leakage and piping ruptures. Consequently, we decided to implement PRO-LOCA, which is developed as a research code by Battelle and partners within the *PARTRIDGE II* (Probabilistic Analysis as a Regulatory Tool for Risk-Informed Decision Guidance E) project. Its use is connected with the participation in the *PARTRIDGE II* consortium, which allows PSI the possibility of contributing to the further code development and to acquiring expertise in a seminal field for the Swiss nuclear community.

3 National Cooperation

On the national level the cooperation and technology transfer takes place in the field of nuclear community. The regulatory authority ENSI and the Swiss utilities are regularly informed about the results of the project.

4 International Cooperation

In the frame of the PROBAB 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). It is planned to be involved in the development process of *PRO-LOCA* as a member of the PARTRIDGE II consortium. This allows acquiring expertise in a seminal field for Swiss nuclear community.

5 Assessment 2016 and Perspectives for 2017

The system code *TRACE* was evaluated and a road map for future analyses was defined. This also includes the preparation of PTS scenarios screening based on a literature research and own investigations. First analyses of different PTS scenarios with *TRACE* showed their influence on the water temperature at the inner RPV wall. In 2017 a reference case will be calculated and the results will be compared with those of former *RELAP5, GRS-MIX* and CFD. Effect of different 3D vessel nodalization on the PTS risk will be studied and most conservative scenarios for the stuck-open relief valve will be identified.

Further TH analyses of PTS due to LOCAs in the HL and CL of a model LWR were performed with *RELAP5*. The comparison of their results showed that greatest cooling transients are found in the LBLOCA due to break in the HL. The result of the LBLOCA is used as initial and boundary condition in the detailed CFD simulation of the plume cooling. For 2017 it is planned to complete the time window of the transient and to use the calculated 3D temperature field from CFD for the evaluation of stress intensities by means of the FEM.

In SP II the RI method was applied to define allowed P-T curves for cool down and heat up transients. Furthermore, constraint, biaxial loading, crack length effect and welding residual stresses were studied in elastic-plastic calculations of surface and underclad cracks for MBLOCA load (not shown in this report). For 2017 it is planned to perform FM analyses based on the inhomogeneous temperatures calculated with CFD for the LBLOCA transient by considering 2-phase flow. Crack growth and arrest due to PTS loading will be studied with the extended FEM.

In SP III a benchmark scenario relevant for Swiss NPPs with considering of active ageing mechanisms will be defined and executes by using the *PRO-LOCA* code. In a LBB analysis, the crack is characterized and the mechanism by which it grows will be identified. The crack propagation analysis will be performed to calculate the length of the through-wall crack. Furthermore, we will estimate the crack opening area, the fluid leak rate, the leakage detection and the crack length at detected leak point. Finally, the probabilities for leakage and rupture are calculated based on the input. The performance of the method will be demonstrated by the assessment of a relevant component of a Swiss NPP.

6 Publications

- *G. Qian, M. Niffenegger*, Probabilistic pressurized thermal shocks analyses for a reactor pressure vessel, Journal of Pressure Vessel Technology, Transactions of the ASME, Volume 137, Issue 6, 1 December 2015, Article number 61206.
- *V.F. Gonzalez-Albuixech, G. Qian, M. Sharabi, M. Niffenegger, B. Niceno, N. Lafferty*, Comparison of PTS analyses of RPVs based on 3D-CFD and *RELAP5*, Nuclear Engineering and Design, Volume 291, 18 June 2015, Pages 168–178.
- *G. Qian, V.F. González-Albuixech, M. Niffenegger, E. Giner*, Comparison of K_I calculation methods, Engineering Fracture Mechanics, Volume 156 (2016), 1. May 2016, 52–67.
- *G. Qian, H.-W. Chou, M. Niffenegger, C.-C. Huang*, Probabilistic ageing and risk analysis tools for nuclear piping, Nuclear Engineering and Design, Volume 300 (2016), 15. April 2016, 541–551.
- *V.F. Gonzalez-Albuixech, G. Qian, M. Sharabi, M. Niffenegger, B. Niceno, N. Lafferty*, Coupled *RELAP5*, 3D CFD and FEM analysis of postulated cracks in RPVs subjected to PTS loading, Nuclear Engineering and Design, 297 (2016), 1 February, 2016, 111–122.
- *M. Sharabi, V.F. González-Albuixech, N. Lafferty, B. Niceno, M. Niffenegger*, Computational Fluid Dynamics Study of Pressurized Thermal Shock Phenomena in the Reactor Pressure Vessel, Nuclear Engineering and Design, Volume 299 (2016), 1. April 2016, 136–145.
- *V.F. González-Albuixech, G. Qian, M. Sharabi, M. Niffenegger, B. Niceno, N. Lafferty*, Integrity analysis of a reactor pressure vessel subjected to a realistic pressurized thermal shock considering the cooling plume and constraint effects, Engineering Fracture Mechanics, Vol. 162, 1. August (2016) 201–217.
- *M. Niffenegger, G. Qian, V.F. Gonzales-Albuixech, M. Sharabi & N. Lafferty*, Analysis of a Reactor Pressure Vessel Subjected to Pressurized Thermal Shocks, Int. J. Comp. Meth. And Exp. Meas., Volume 4, No. 3 (2016) 288–300.

7 References

[1] *T. L. Dickson, P. T. Williams and S. Yin*, Fracture Analysis of Vessels-Oak Ridge FAVOR, v12.1, Computer Code: User's Guide, ORNL/TM-2012/566, Oak Ridge National Laboratory, USA, 2012.

[2] *Erickson Kirk, M., et al.,* «Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS Rule (10 CFR 50.61) – Summary Report», NUREG-1806 Vol.1, U.S. NRC, Washington, 2007.

[3] *ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Appendix G*, Fracture Toughness Criteria for Protection against Failure, New York, 2007.

[4] *U.S. Nuclear Regulatory Commission,.Section 50.61a of the Code of Federal Regulations, 2010*. Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection Against Pressurized Thermal Shock Events 10 CFR 50.61a.

[5] *EPRI MRP-250, Risk-Informed Method to Determine ASME Section XI Appendix G* Limits for Ferritic Re-actor Pressure Vessels – An Optional Approach Proposed for ASME Section XI Appendix G, (MRP-250) and (BWRVIP-215NP), 2009.

[6] 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.

[7] *T. Dickson, E. Focht and M. Kirk*, Review of proposed methodology for a risk-informed relaxation to ASME section XI-Appendix G, Paper number PVP2010-25010, Proceedings of the ASME 2010 Pressure Vessels & Piping Division/K-PVP Conference, Bellevue, Washington, USA.

[8] Battelle, 2015. User's manual for PROLOCA version 4.1.9 and PROLOCA GUI version 4.0.4.8.

[9] *Code of Federal Regulations, 2007*. Acceptance criteria for emergency core cooling systems for light water nuclear power reactors. U.S. NRC, 10 CFR 50.46.

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff, P. Brede, S. Ghadimi, L. Lacoma, F. Riesner, J. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn
Beauftragte Institution	Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH in Zusammenarbeit mit Basler & Hofmann und Principia Ingenieros Consultores
Adresse	Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum, Deutschland
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49 (0)234 96 130 30, spi@stangenberg.de, www.stangenberg.de
Dauer des Projekts	Januar 2012 bis Dezember 2014 (ursprüngliche Planung)

ZUSAMMENFASSUNG

Das Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure») wird vom «VTT Technical Research Centre of Finland» organisiert. Im Mittelpunkt des Projekts IMPACT III steht das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wobei der Schwerpunkt auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter liegt. Neben der experimentellen Untersuchung des mechanischen Widerstandes eines Stahlbetonbauteils sind Versuche zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung von Strukturen durchgeführt worden, die infolge des Projektilaufpralls nichtlineare Verformungen erfahren haben.

Das Projekt wurde in den Erfahrungs- und Forschungsberichten der letzten vier Jahre bereits ausführlich behandelt, weshalb sich der vorliegende Bericht auf die im Jahr 2016 durchgeführten Versuche und ihre rechnerischen Simulationen konzentriert und Modellabbildungen sowie Berechnungsverfahren nur soweit erforderlich erläutert werden. Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI), Basler & Hofmann (B&H) sowie Principia an diesem Projekt.

Im Rahmen von IMPACT III wurden 2016 sieben Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt, und zwar ein Versuch zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung (Induced vibration and damping tests, V-Series), zwei Versuche zur Untersuchung der Auswirkungen von flüssigkeitsgefüllten Projektilen (Liquid effect tests, L-Series) und vier Versuche zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Combined bending and punching tests, X-Series).

Im vorliegenden Bericht werden die 2016 durchgeführten Versuche X5, X6, X7 und X8 zum kombinierten Biege-/Durchstanztragverhalten sowie die zugehörigen rechnerischen Simulationen mit den Programmen SOFiSTiK [1], LS-DYNA [2] und Abaqus [3] vorgestellt. Des Weiteren werden die im Rahmen der Planung der weiteren Versuche X9 und X10 mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten durchgeführten rechnerischen Untersuchungen behandelt.

Projektziele

Das Ziel dieses Projektes besteht darin, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Mit dem Projekt IMPACT wird sichergestellt, dass dem ENSI stets der weltweit aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden in Bezug auf die Einwirkung Flugzeugabsturz zur Verfügung steht. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven.

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

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Durchführung der Tests X5 bis X8

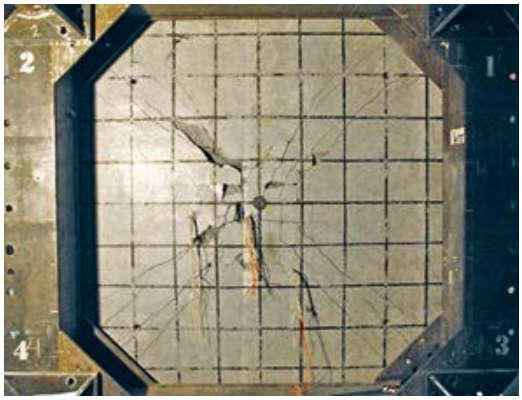
Die Versuche zu den Tests X5 bis X8 an Stahlbetonplatten mit den äusseren Abmessungen 2,087 m x 2,087 m x 0,25 m (Spannweiten 2,0 m) wurden im «VTT Technical Research Centre» in Espoo (Finnland) durchgeführt. Eine genaue Beschreibung der Versuchsanordnung ist bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2013 gegeben worden. Die der rechnerischen Simulation zugrunde gelegten Versuchsdaten sind in Tabelle 1 zusammengestellt. Die Versuchsdurchführung aller Tests erfolgte mit ansonsten gleichen Randbedingungen wie beim Test X4. Um eine weitgehende Vergleichbarkeit der Versuchsergebnisse zu erreichen, wurden alle Versuchsplatten aus der gleichen Betonsorte hergestellt und am selben Tag betoniert. Geringe Unterschiede in den Betonfestigkeiten ergeben sich daraus, dass nicht alle Versuche am selben Tag durchgeführt werden konnten.

Der Test X5 ohne Schubbewehrung in der Versuchsplatte wurde mit der Zielsetzung durchgeführt, genauere Kenntnisse über den Betontraganteil an der Durchstanztragfähigkeit beim Aufprall eines verformbaren Projektils zu erhalten. Der durch die Rohrwandstärke bestimmte plastische Verformungswiderstand des Projektils und die Aufprallgeschwindigkeit wurden auf der Grundlage empirischer Formeln zutreffend festgelegt, so dass im Versuch die angestrebte Ausbildung eines Stanzkegels mit Aktivierung der Verdübelungswirkung der Biegebewehrung erreicht wurde, ohne dass es zu einer Perforation der Platte gekommen ist.

Die Zielsetzung für die drei Tests X6 bis X8 bestand darin, den Einfluss von unterschiedlichen Schubbewehrungsformen auf die Durchstanztragfähigkeit zu untersuchen. Der einheitliche Schubbeweh-

Tabelle 1:
IMPACT III, Daten der Tests X5 bis X8, Quelle: VTT

Test		X5	X6	X7	X8
Plattendicke	[m]	0,25			
Plattenabmessungen	[m]	2,087 x 2,087			
Spannweite	[m]	2,0 x 2,0			
Biegebewehrung	[cm²/m]	Ø 10 mm, c/c 90 mm, oben und unten → 8,7			
Form der Schubbewehrung		—	Geschlossene Bügel	Stäbe mit aufgestauchten Ankerköpfen	Stäbe mit Endhaken
Schubbewehrung	[cm²/m²]	—	Ø 8 mm, c/c 90 mm / 160 mm → 34,9		
Betonierdatum		01.02.2016			
Testdatum		18.3.2016	03.03.2016	09.03.2016	15.03.2016
Betonalter	[d]	46	31	37	43
Betondruckfestigkeit	[Mpa]	≈ 59	≈ 55	≈ 57	≈ 58
Betonzugfestigkeit	[MPa]	≈ 3,6	≈ 3,0	≈ 3,2	≈ 3,5
Aufprallgeschwindigkeit	[m/s]	162,5	166,7	166,5	166,7
Projektilwandstärke	[mm]	3,0	6,35		
Projektilmasse	[kg]	50			



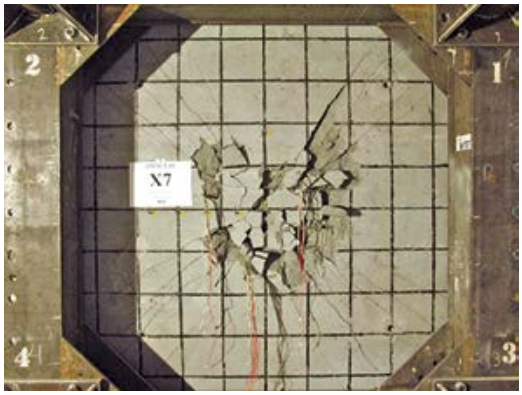


Abbildung 1: *Rissbilder in den Tests X6 bis X8 (von oben nach unten), Quelle: VTT*

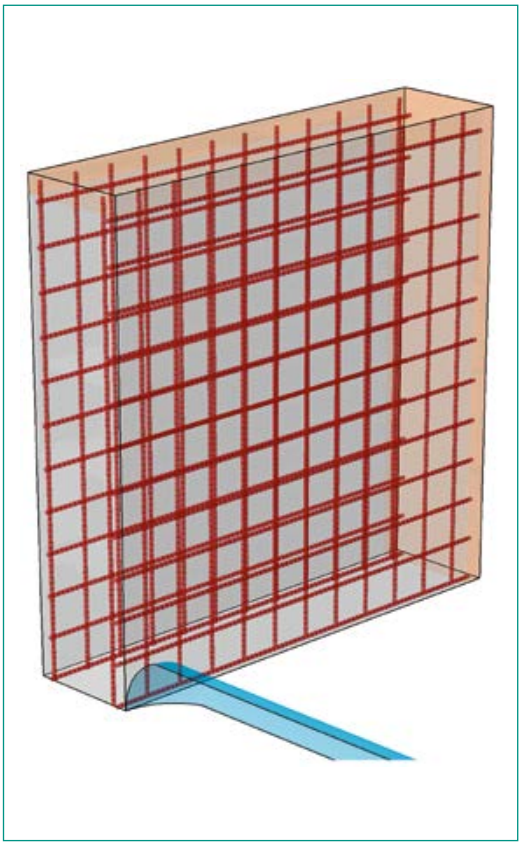


Abbildung 2: *Test X5, gekoppeltes Abaqus-FE-Modell und Bewehrungsnetz, Quelle: Principia*

rungsquerschnitt von 34,9 cm²/m² wurde so gewählt, dass der Grenzzustand der Tragfähigkeit bei allen Tests nahezu erreicht wurde, siehe Abbildung 1. Als Schubbewehrungsformen sind in Test X6 geschlossene Bügel, in Test X7 Stäbe mit aufgestauchten Ankerköpfen und in Test X8 Stäbe mit Endhaken eingesetzt worden.

Rechnerische Simulation des Tests X5

Zu dem im Berichtszeitraum ausgeführten Test X5 sind von Principia mit dem Programm Abaqus [3] rechnerische Analysen mit dem in Abbildung 2 dargestellten gekoppelten Finite-Elemente(FE)-Modell durchgeführt worden, das sich aus Volumenelementen (Betonplatte), Stabelementen (Biegebewehrung) und Schalenelementen (Projektil) zusammensetzt. Als Berechnungsergebnisse sind in den Abbildungen 3 und 4 die plastischen Betonstauchungen an der verformten Modellstruktur und die Dehnungen der Biegebewehrung in der horizontalen Symmetrieachse in Form von Zeitverläufen dargestellt. In Abbildung 3 wird ausserdem ein Horizontalschnitt durch die nach dem Versuch zersägte Betonplatte dargestellt, woraus ein deutliches Durchstanzen ohne vollständige Perforation der Platte im Trefferbereich zu erkennen ist. Die Resultate der durchgeführten Berechnungen bestätigen somit das Versuchsergebnis. Die berechneten Dehnungen der Biegebewehrung werden in der Abaqus-Berechnung in unterschiedlichem Masse überschätzt.

Abbildung 3: *Test X5, berechnete plastische Betonstauchungen im Vergleich zu einem Horizontalschnitt durch die Versuchsplatte mit Durchstanzkegel, Quellen: Principia, VTT*

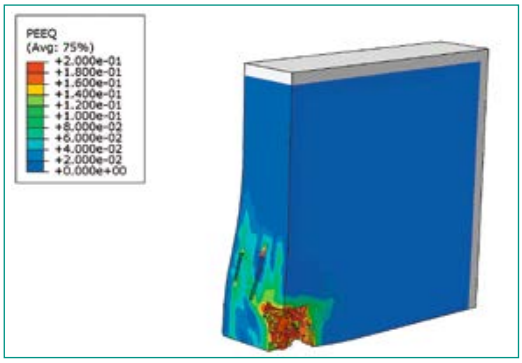
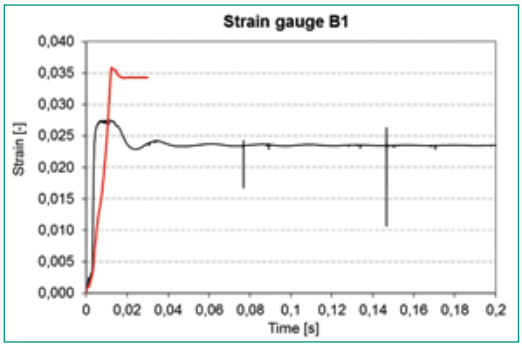
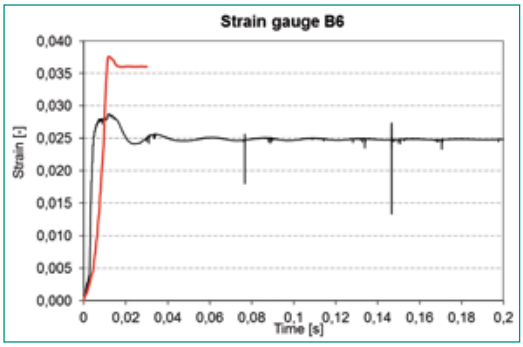
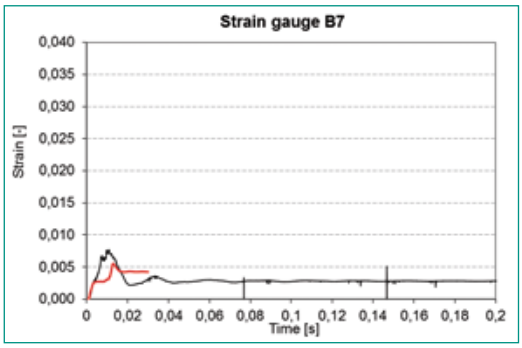
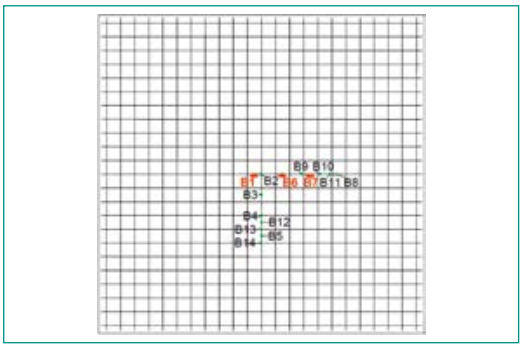


Abbildung 4: *Test X5, berechnete und gemessene Dehnungen der Biegebewehrung in der horizontalen Symmetrieachse, Quellen: Principia, VTT*









Der Betontraganteil an der Durchstanztragfähigkeit, der im Test X5 ohne Schubbewehrung der vollen Durchstanztragfähigkeit entspricht, ergibt sich nach DIN 25449 [4] zu 0,86 MN. Dem steht nach Illustration in Abbildung 5 ein Mittelwert der einwirkenden Last von 0,68 MN gegenüber, weshalb ein Durchstanzen im Test X5 nicht zu erwarten war. Wie aus dem Schnittbild in Abbildung 3 rechts zu ersehen ist, ist der Durchstanzkegel allerdings bereits vollständig ausgebildet, so dass vermutlich aufgrund der starken Oszillationen im Lastzeitverlauf nicht erwartet werden kann, dass allein aufgrund der verbleibenden Verdübelungswirkung der Biegebewehrung eine Steigerung der mittleren Last bis auf den angegebenen Rechenwert der Durchstanztragfähigkeit ohne Perforation ertragen werden kann. Dieses Versuchsergebnis deutet darauf hin, dass die Tragfähigkeit von Platten ohne Schubbewehrung mit der in DIN 25449 [4] angebenen, vorrangig für Platten mit Schubbewehrung entwickelten Formel in geringem Masse überschätzt wird.

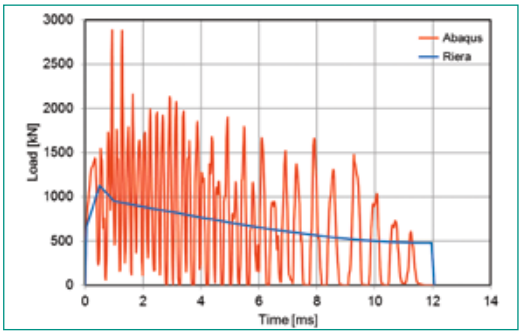


Abbildung 5: *Test X5, Lastzeitfunktionen für v = 162,5 m/s nach FE-Berechnung mit Abaqus und nach dem Verfahren von Riera [5], Quellen: Principia, SPI*

Rechnerische Simulation der Tests X6 bis X8

Zu den im Berichtszeitraum getesteten Versuchsplatten X6 bis X8 sind von den Autoren numerische Analysen unter Verwendung unterschiedlicher räumlicher FE-Modelle durchgeführt worden. Hierfür wurde von SPI das Programm SOFiSTiK [1], von B&H das Programm LS-DYNA [2] und von Principia das Programm Abaqus [3] verwendet.

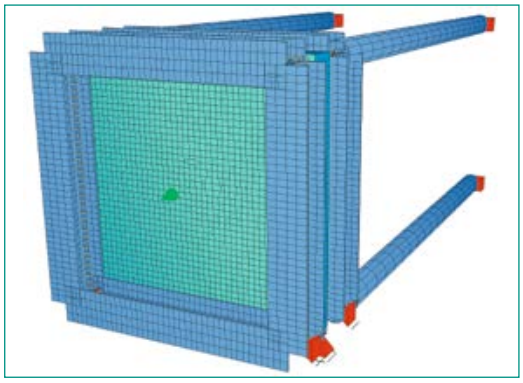
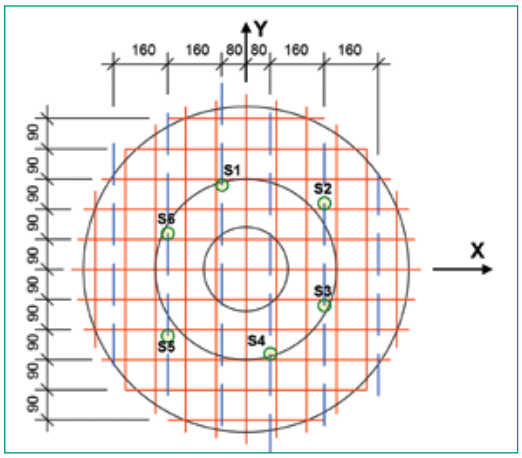


Abbildung 6: *Tests X6 bis X8, SOFiSTiK-FE-Modell, Quelle: SPI*

bewehrungsarten mit Test X6 übereinstimmen und im SOFiSTiK-Schalenmodell keine Abbildung der unterschiedlichen Bewehrungsformen möglich ist, gelten die SPI-Analyseergebnisse des Tests X6 auch für die Tests X7 und X8.

Die Berücksichtigung des nichtlinearen Verhaltens der Schubbewehrung in den SOFiSTiK-Berechnungen erfolgt vereinfacht anhand eines idealplastischen Schubspannungs-Scherdehnungsgesetzes. Zur Festlegung des Querkraftwiderstandes im Durchstanzbereich ist neben dem Schubbewehrungsgrad die Kenntnis des Winkels des Durchstanzkegels erforderlich. Der massgebliche Durchstanzwinkel wurde für die Versuchsnachrechnungen anhand von Fotos der Schnittflächen eines Viertels der Versuchsplatten zu den Tests X6 bis X8 im Mittel zu 48° bestimmt, siehe Abbildung 8.



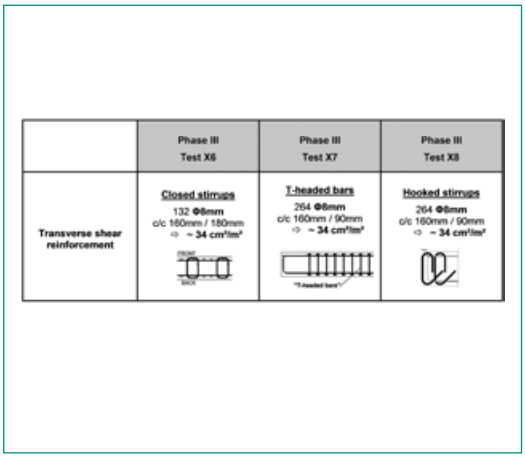


Abbildung 7:
Test X6, Biege- und Schubbewehrung mit Positionen der Dehnungsmessung an den Bügeln (in Tests X7 und X8 entsprechend) und Schubbewehrungsformen, Quelle: SPI

Für die von SPI durchgeführten Berechnungen wurde das in Abbildung 6 dargestellte SOFiSTiK-FE-Modell verwendet, in dem die Versuchsplatte mittels ebener mehrschichtiger Schalenelemente abgebildet ist, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen simuliert wird. Die Anordnung der Längs- und Bügelbewehrung im Plattenzentrum von Test X6 ist in Abbildung 7 zusammen mit den Dehnungsmessstellen an den Bügeln in der Zone des erwarteten Stanzkegels eingezeichnet. Da Anordnung und Querschnitt der in den Tests X7 und X8 verwendeten anderen Schub-

Des Weiteren sind von B&H Berechnungen der Tests X6 und X7 mit dem Programm LS-DYNA und von Principia Berechnungen der Tests X6 bis X8 mit dem Programm Abaqus durchgeführt worden. In beiden Fällen sind gekoppelte FE-Modelle verwendet worden, die aus Volumenelementen für die Betonmatrix der Platte und Schalenelementen zur Diskreti-

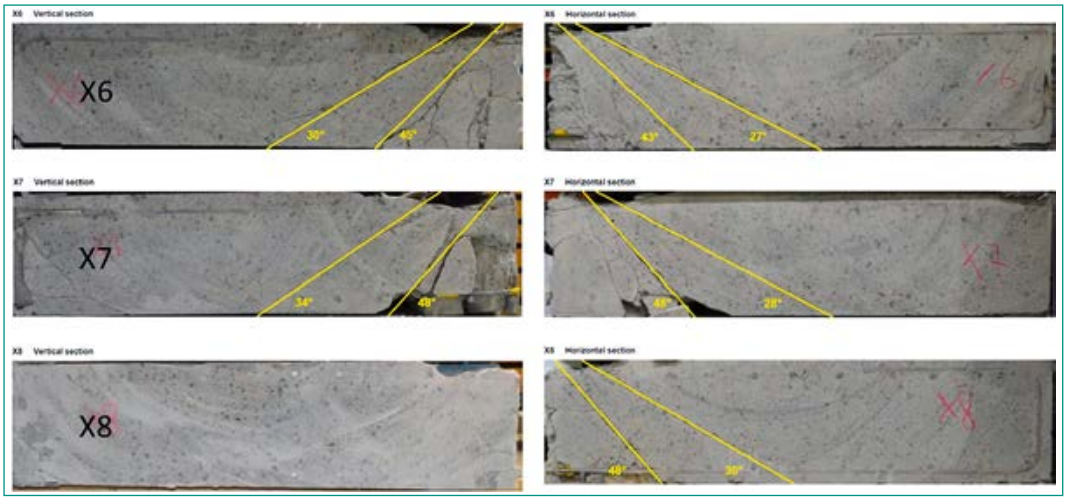


Abbildung 8:
Tests X6 bis X8, Vertikal- (links) und Horizontalschnitte (rechts) mit Stanzrissbildung und Winkelangabe, Quellen: VTT, SPI

Abbildung 9:
Tests X6 und X7, LS-DYNA-FE-Modell mit Bewehrungsanordnung, Quelle: B&H

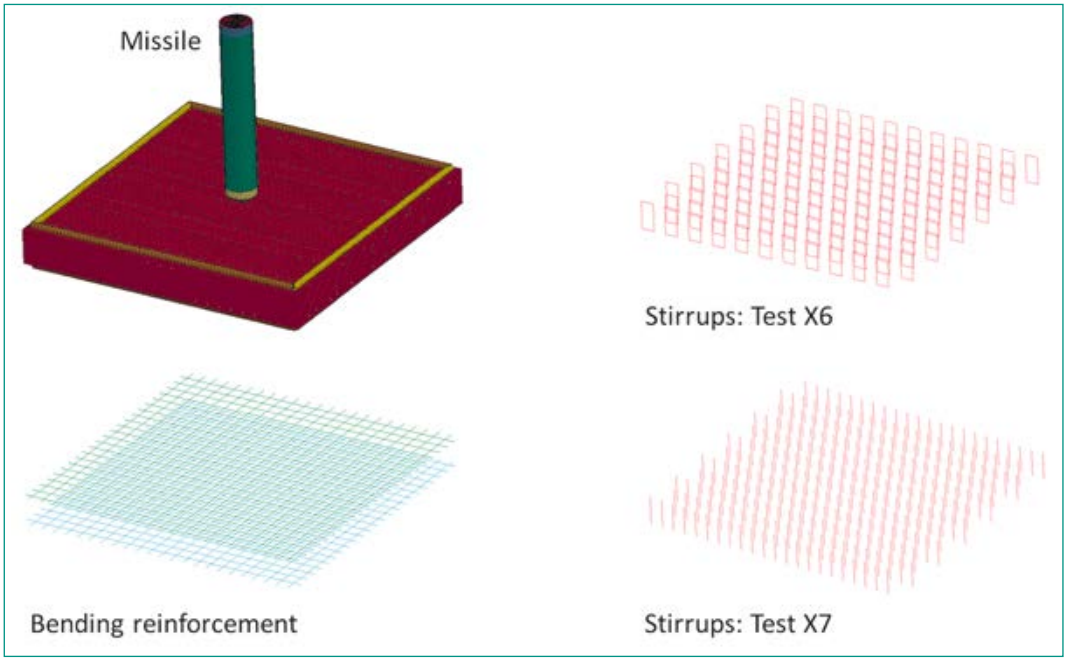
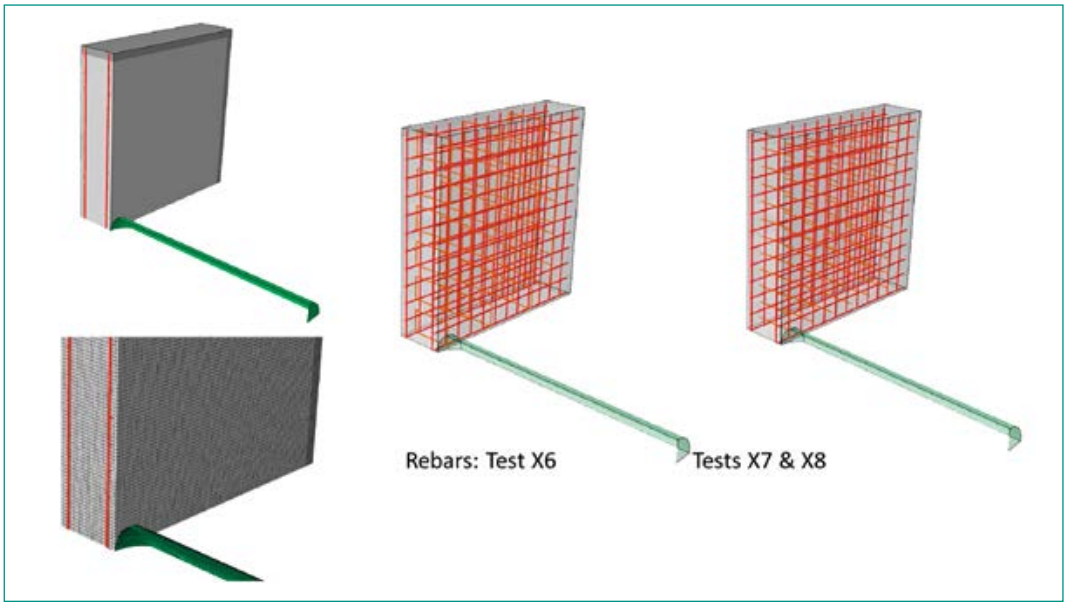


Abbildung 10:
Tests X6 bis X8, Abaqus-FE-Modell mit Bewehrungsanordnung, Quelle: Principia



sierung des Projektils bestehen. In den dreidimensionalen Berechnungsmodellen werden die Biegebewehrung und die unterschiedlichen Schubbewehrungstypen explizit als Stabelemente erfasst, siehe Abbildungen 9 und 10. Eine Unterscheidung in der Diskretisierung von Stäben mit aufgestauchten Ankerköpfen und Stäben mit Endhaken konnte auch in diesen FE-Modellen nicht vorgenommen werden.

In den gekoppelten LS-DYNA- und Abaqus-FE-Modellen ergibt sich die Einwirkung unmittelbar aus den Kontaktkräften zwischen Projektil und Platte. Der aus der gekoppelten LS-DYNA-Berechnung hervorgehende zeitliche Kraftverlauf des Tests X6 ist in Abbildung 11 beispielhaft dargestellt. Zum Vergleich beinhaltet das Diagramm einen Lastzeitverlauf, der aus einer Abaqus-Berechnung für den Aufprall des Projektils auf ein starres Hindernis stammt. Diese Lastzeitfunktion wird in der SOFiSTiK-FE-Analyse als Einwirkung verwendet. Beide in Abbildung 11 dokumentierten Berechnungen sind ohne Ansatz einer zusätzlichen hysteretischen Dämpfung durchgeführt worden. Die deutlichen Unterschiede in den Ausschlägen der Lastamplituden sind auf die unterschiedliche Nachgiebigkeit des Ziels zurückzuführen (Abaqus: keine Nachgiebigkeit, LS-DYNA: Flexibilität der mit nichtlinearen Verformungen reagierenden Versuchsplatte).

Als Berechnungsergebnisse sind in den Abbildungen 12 bis 17 Zeitverläufe der Verschiebungen, Stahldehnungen von Biege- und Schubbewehrung sowie Betondehnungen im Vergleich zu den Mess-

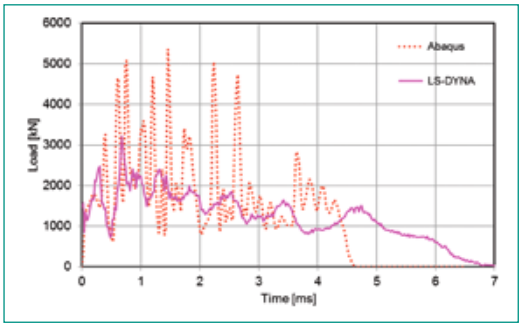
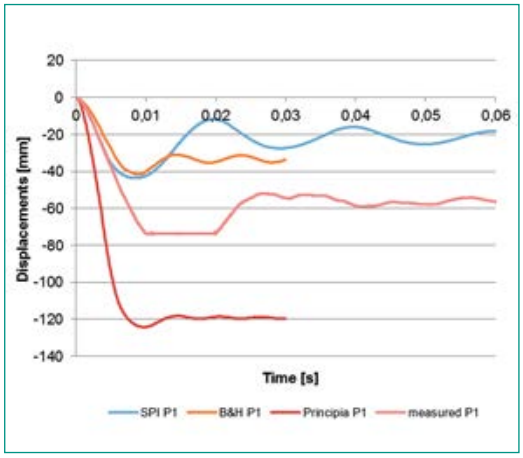


Abbildung 11: *Tests X6 bis X8, Lastzeitfunktionen für v = 167 m/s, Quellen: Principia, B&H*

werten dargestellt. Die rechnerische Simulation der Versuchsresultate mit den drei verschiedenen FE-Modellen weist unterschiedliche Genauigkeitsgrade auf. Die in Abbildung 12 dargestellten Verschiebungen werden im Stanzbereich vom Abaqus-Modell überschätzt und von den SOFiSTiK- und LS-DYNA-Modellen gleichermassen unterschätzt. Ausserhalb des Stanzbereiches sind nur geringe Abweichungen zu verzeichnen.

Aus Abbildung 13 geht hervor, dass die Dehnungen in der Biegebewehrung von SOFiSTiK und LS-DYNA mit angemessener Genauigkeit wiedergegeben werden.



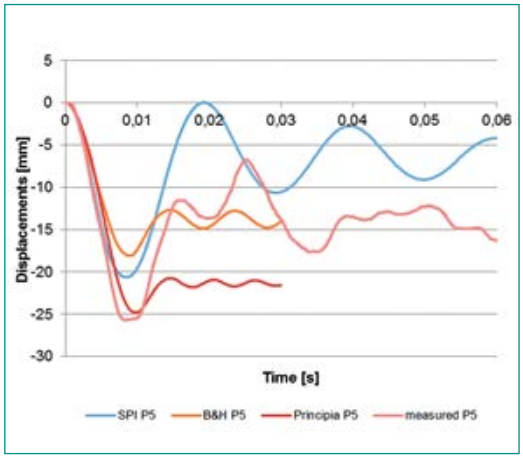
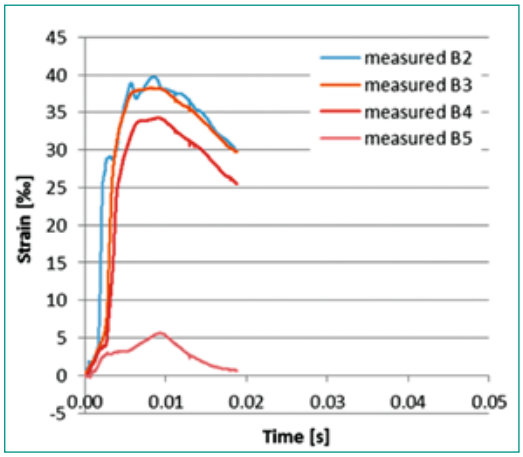


Abbildung 12: *Test X6, berechnete und gemessene Verschiebungen in Plattenmitte (P1) und 540 mm seitlich davon (P5), Quellen: SPI, B&H, Principia, VTT*



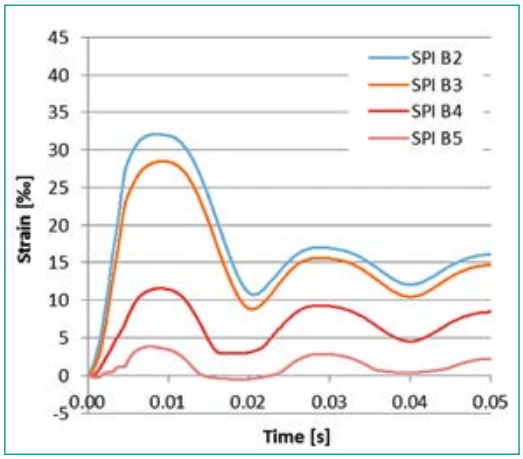
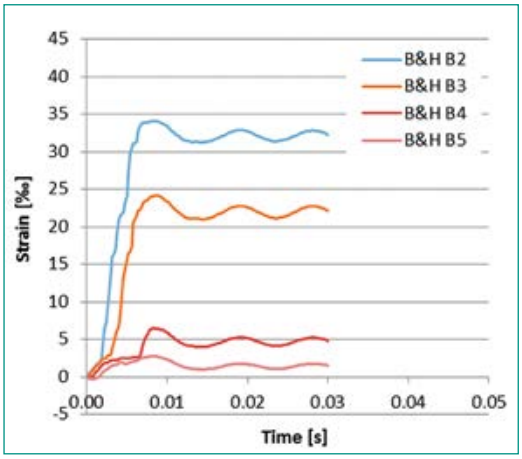
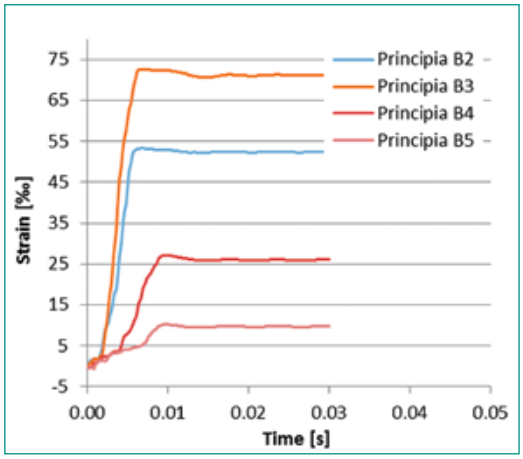
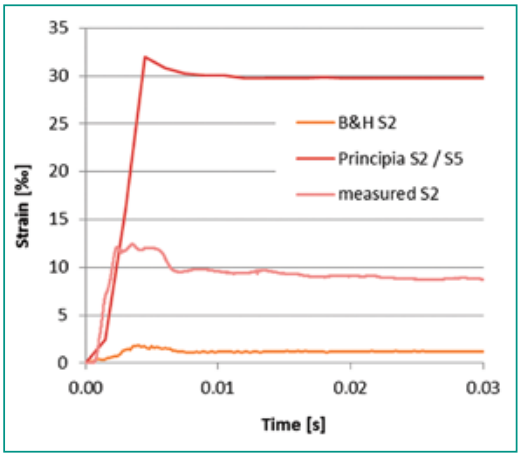


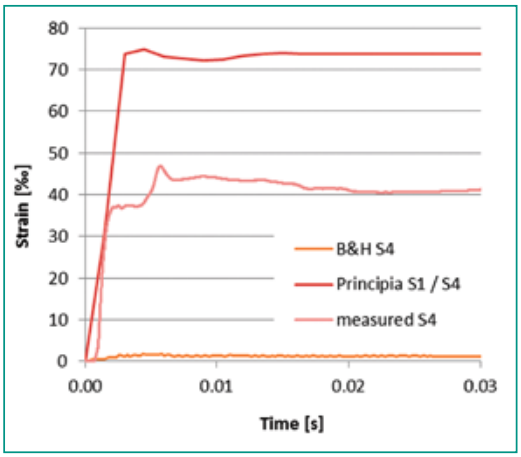
Abbildung 13: *Test X6, berechnete und gemessene Dehnungen der Biegebewehrung in der vertikalen Symmetrieachse (B2 im Plattenzentrum, B3 bis B5 in Abständen von 135 mm darunter), Quellen: SPI, B&H, Principia, VTT*





Die Dehnungen in der Schubbewehrung werden in den Abbildungen 14 bis 16 für die drei unterschiedlichen Ausführungsarten ausgewertet. Grosse Abweichungen der berechneten von den gemessenen Werten ergeben sich nahezu bei allen Nachrechnungen, wobei sowohl auf Seiten der Messwerte als auch bei den Berechnungsergebnissen grosse Schwankungen auftreten. Die beobachteten Unterschiede in den Messwerten lassen sich nicht allein durch die unterschiedlichen Bewehrungsformen erklären, sondern sind ausserdem durch die lokale Inhomogenität der Stahlbetonstruktur bedingt. Auch bei den Berechnungen rufen die kleinen Abweichungen der Bewehrungspositionen von der Plattensymmetrie wie auch die geringen Differenzen zwischen den Betonfestigkeiten der einzelnen Versuche grosse Unterschiede in den plastischen Deformationen der Schubbewehrung hervor. Diese Feststellungen führen zu dem Fazit, dass die numerische Simulation des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens zwar verlässliche Aussagen über die integrale Grenztragfähigkeit erlaubt, die Dehnungen der in die Betonmatrix eingebetteten Schubübertragungselemente im Stanzbereich jedoch kaum im Detail nachvollzogen werden können.





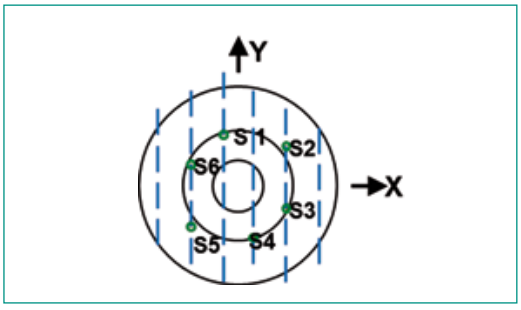
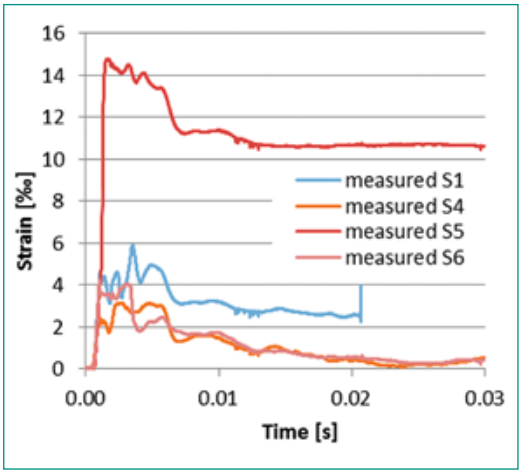
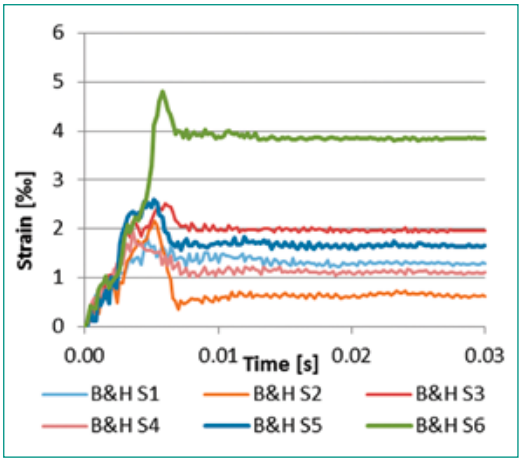


Abbildung 14: *Test X6 (geschlossene Bügel), berechnete und gemessene Dehnungen der Schubbewehrung für verschiedene Positionen, Quellen: SPI, B&H, Principia, VTT*





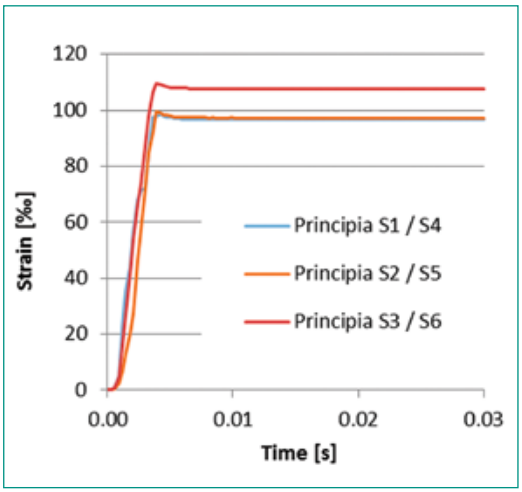
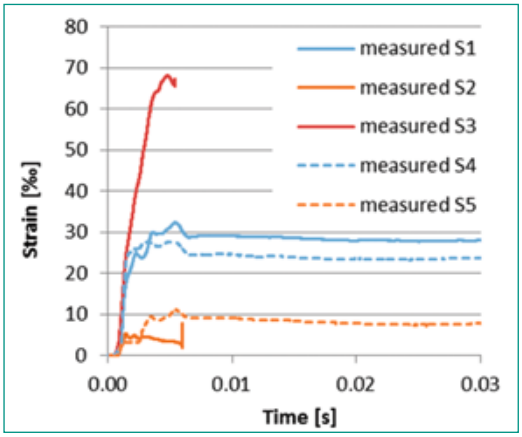


Abbildung 15: *Test X7 (aufgestauchte Ankerköpfe), berechnete und gemessene Dehnungen der Schubbewehrung für verschiedene Positionen, Quellen: SPI, B&H, Principia, VTT*



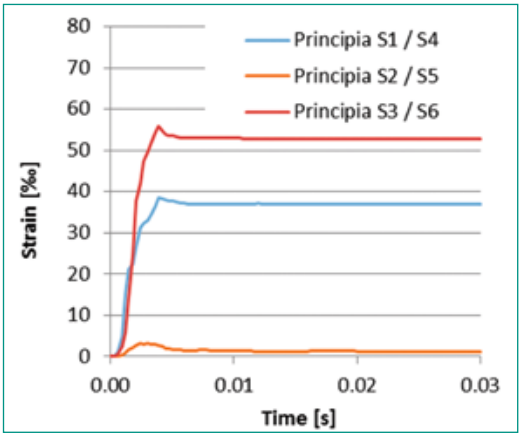
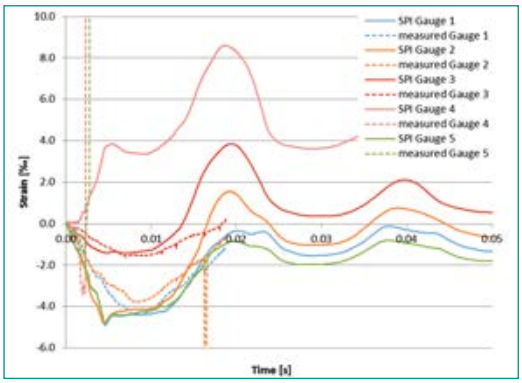
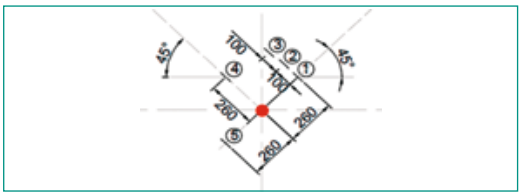


Abbildung 16: *Test X8 (Endhaken), berechnete und gemessene Dehnungen der Schubbewehrung für verschiedene Positionen, Quellen: SPI, Principia, VTT*

Die in Abbildung 17 wiedergegebenen Zeitverläufe der Betondehnungen an der Plattenvorderseite zeigen eine gute Übereinstimmung der mit dem SOFiSTiK-FE-Modell berechneten Werte mit den Versuchsergebnissen des Test X6.





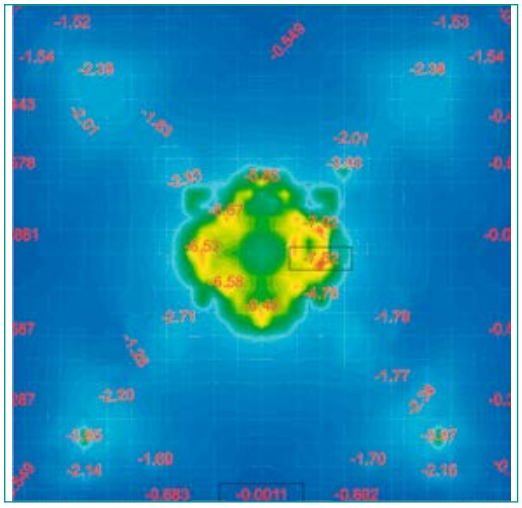


Abbildung 17: *Test X6, berechnete und gemessene Betondehnungen an der Plattenvorderseite, Quellen: SPI, VTT*

Zwecks Beurteilung des Einflusses der unterschiedlichen Schubbewehrungstypen sind in Abbildung 18 die in den drei Tests gemessenen Verschiebungen in Plattenmitte und an zwei weiteren äquidistanten Stellen seitlich davon über der Zeit aufgetragen. Die Aufzeichnungen im Test X6 (durchgezogene Linien) sind offensichtlich fehlerhaft, da die Messwerte deutlich grösser sind als die nach dem Versuch aufgenommenen bleibenden Verformungen, die in allen drei Tests weitgehend übereinstimmen, vgl. auch Abbildung 1. Die Zeitverläufe der Tests X7 und X8 sind demgegenüber weitgehend kongruent und von daher als plausibel anzusehen. Die Versuche X6 bis X8 lassen somit insgesamt darauf schliessen, dass die verwendeten Formen der Schubbewehrung keinen signifikanten Einfluss auf das Durchstanztragverhalten der Versuchsplatten ausgeübt haben.

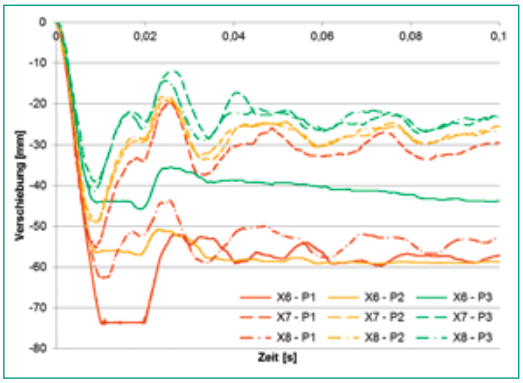


Abbildung 18: *Tests X6 bis X8, Vergleich der gemessenen Verschiebungen in Plattenmitte (P1) sowie 135 mm (P2) und 270 mm (P3) seitlich davon, Quellen: SPI, VTT*

Entwurf der Tests X9 und X10

Die Zielsetzung der für die Durchführung im Jahr 2017 vorgesehenen zwei weiteren Versuche X9 und X10 besteht in der Untersuchung des Einflusses des Biegebewehrungsgrads auf die Durchstanztragfähigkeit der Platte. Als Referenzversuch für diese Untersuchung ist der Test X8 vorgesehen. Dessen Biegebewehrung von 8,7 cm²/m wird im

Tabelle 2:
IMPACT III, Daten der Tests X9 und X10, Quelle: SPI

Test		X9	X10
Biegebewehrung	[cm²/m]	Ø 8mm c/c 90 mm, oben und unten → 5,6	Ø 12mm c/c 90 mm, oben und unten → 12,6
Form der Schubbewehrung		Stäbe mit Endhaken	
Schubbewehrung	[cm²/m²]	Ø 8 mm, c/c 90 mm / 160 mm → 34,9	
Betonfestigkeiten	[Mpa]	$f_c \approx 58$ MPa, $f_{ct} \approx 3{,}5$ MPa	
Aufprallgeschwindigkeit	[m/s]	≈ 165 m/s	

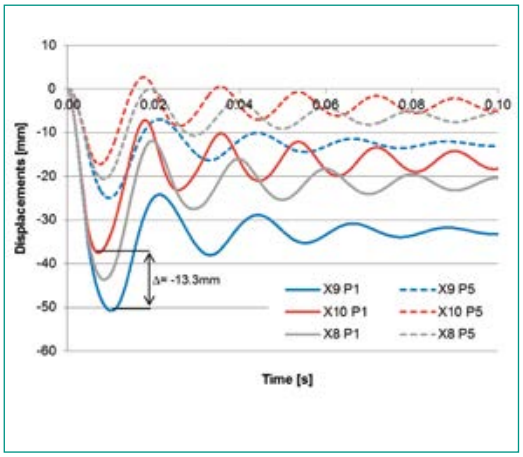
Test X9 auf 5,6 cm²/m (64 %) reduziert und im Test X10 auf 12,6 cm²/m erhöht. Ansonsten werden Versuchsbedingungen angestrebt, die mit dem Test X8 möglichst gut übereinstimmen, siehe Tabelle 2.

Rechnerische Simulation der Tests X9 und X10

Vorausberechnungen der Tests X9 und X10 sind von SPI mit dem für die Nachrechnung des Tests X8 verwendeten SOFiSTiK-FE-Modell nach Abbildung 6 durchgeführt worden. Hierbei ist die Abaqus-Lastzeitfunktion nach Abbildung 11 für eine Aufprallgeschwindigkeit von 167 m/s verwendet worden. In den Abbildungen 19 und 20 werden die berechneten Verschiebungen und Dehnungen der Biegebewehrung mit den Ergebnissen des Tests X8 verglichen. Die bleibenden Verschiebungen unterscheiden sich von den Werten des Tests X8 etwa um den Faktor 1,5 nach oben (X9) und unten (X10). Bei den plastischen Dehnungen der Biegebewehrung beträgt dieser Faktor ungefähr 2,0.

Im Test X9 sind zusätzlich zu grossen Betonstauchungen im Aufprallbereich auch auf der Plattenrückseite in den Ecken grosse Betonstauchungen zu erwarten, in denen Abplatzungen möglich sind. Die vorausberechneten plastischen Dehnungen der Biegebewehrung bleiben unterhalb der Gleichmassdehnung des Betonstahls. Ein Durchstanzen mit Perforation des Projektils ist im Test X9 demzufolge nicht zu erwarten.

Abbildung 19:
Tests X9 und X10, berechnete Verschiebungen für verschiedene Positionen im Vergleich mit Test X8, Quelle: SPI



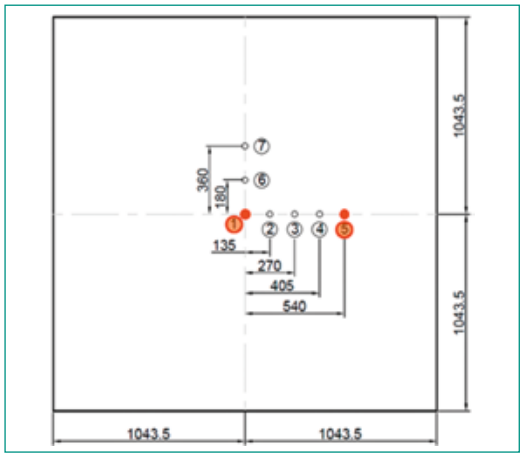
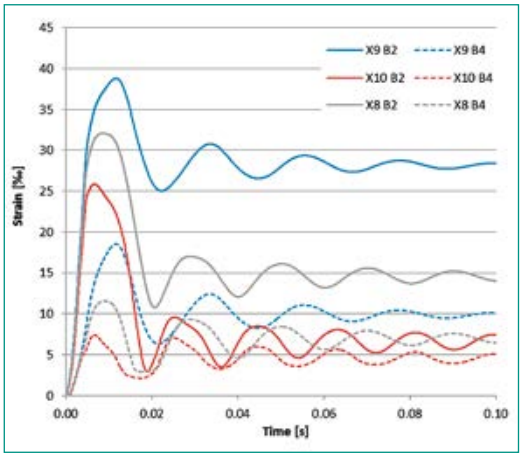
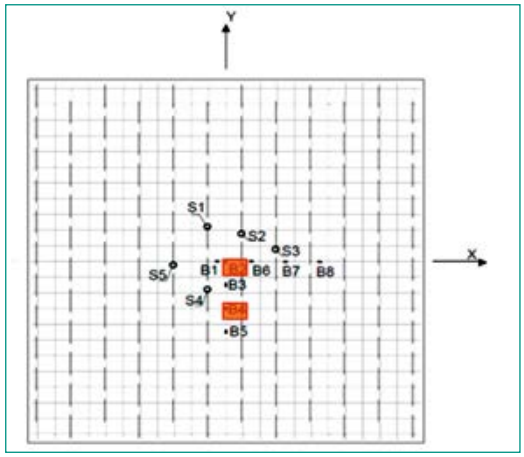


Abbildung 20:
Tests X9 und X10, berechnete Dehnungen der Biegebewehrung für verschiedene Positionen im Vergleich mit Test X8, Quelle: SPI





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 2016 und Ausblick 2017

Die vom Team ENSI geleisteten Arbeiten führten auch 2016 zu sehr zufriedenstellenden Resultaten. Bei der rechnerischen Simulation der im Jahr 2016 durchgeführten Versuche mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten, die die Untersuchung des Einflusses unterschiedlicher Schubbewehrungstypen zum Inhalt hatte, sind von den im Team ENSI beteiligten Bauexperten drei verschiedene Analyseprogramme eingesetzt worden. Hierbei konnten die bestehenden Erkenntnisse bei der Simulation von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen vertieft werden. Die Teilnahme am Projekt IMPACT III trägt dazu bei, dass das ENSI bei der Beurteilung der Sicherheit der Kernanlagen weiterhin den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik anwendet.

Im Jahr 2017 werden weitere Versuche zum kombinierten Biege-/Durchstanzverhalten, unter anderem die genannten Versuche X9 und X10, geplant und durchgeführt werden. Über die Realisierung des vom ENSI vorgeschlagenen möglichen letzten Versuchs V3 zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung wird ebenfalls 2017 entschieden.

Publikationen

- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2013):* Conclusions from Combined Bending and Punching Tests for Aircraft Impact Design, Transactions, SMiRT-22, San Francisco, USA
- *R. Zinn, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, C. Schneeberger, J. Rodriguez, L. Lacoma, F. Martinez, J. Marti (2014):* Analysis of Combined Bending and Punching Tests of Reinforced Concrete Slabs within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal
- *C. Schneeberger, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, R. Zinn (2014):* Analysis of Vibration Propagation and Damping Tests of Reinforced Concrete Structures within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal
- *M. Borgerhoff, J. Rodríguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015):* Knowledge from Further IMPACT III Tests of Reinforced Concrete Slabs in Combined Bending and Punching, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom
- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015):* Vibration Propagation and Damping Behaviour of Reinforced Concrete Structures Tested within IMPACT III Project, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom

Referenzen

[1] *SOFiSTiK AG:* SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim, 2014.

[2] *Livermore Software Technology Corporation (LSTC):* LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R8.0, 2015.

[3] *SIMULIA:* Abaqus Analysis User's Manual, Version 6.13, Dassault Systèmes Simulia Corp., Rhode Island, USA, 2013.

[4] *DIN 25449:* Bauteile aus Stahl- und Spannbeton in kerntechnischen Anlagen – Sicherheitskonzept, Einwirkungen, Bemessung und Konstruktion, Ausgabe 2016-04.

[5] *Riera, J. D.:* On the Stress Analysis of Structures subjected to Aircraft Impact Forces, Nuclear Engineering & Design 8, 1968, 415 – 426.

SED-Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen

Author and Co-author(s)	D. Fäh, S. Wiemer, M. Pilz, W. Imperatori, A. Rinaldi, L. Urpi
Institution	Swiss Seismological Service
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Telephone, E-mail, Internet	+41-44-633 3857, d.faeh@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project	July 2014 to June 2018

ABSTRACT

The goal of this project is to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The project is split into three sub-tasks. Subproject 1 focuses on the investigation and improvement of ground-motion attenuation models and earthquake source scaling for Switzerland. Based on data of the Swiss borehole sites, we recognize a clear dependency of the attenuation on the local shallow subsoil conditions. Rather homogeneous hard rock sites are characterized by almost no scattering attenuation whereas, on the contrary, for unconsolidated soft soils the motion tends to be significantly more scattered. This means that, despite considering the local attenuation parameter κ_0 as a modeling variable, it can be seen as a real physical variable and should be treated as such.

Within subproject 2, we have studied the effects of source and wave propagation phenomena on the observed ground motions. We have shown the consequences of inaccurate validation of 3D velocity models in scenario simulations for moderate to large earthquakes reaching the Earth surface. Mach waves, which may have a relevant role in observed large-amplitude ground motions, are heavily affected by multi-scale source and medium heterogeneities. A popular hybrid technique to calculate synthetics has been further improved.

Within subproject 3, we have studied the potential for inducing seismicity in deep geological disposal. After improving the current physical and statistical modelling tools for induced seismicity, we have started the application of such tools for the study of possible seismicity induced during the deep geological repository site construction and post closure operations.

Project goals

This science project is split into three subtasks with the main goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The subprojects are:

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland;
2. Modelling wave propagation in complex, nonlinear media and limits of ground motion;
3. Induced seismicity and application for deep geological disposal.

Subproject 1 focuses on the development and improvement of earthquake ground-motion attenuation and source-scaling models for Switzerland. We target ground-motion estimates for sites at depth and at the surface, in the near field, for damaging events as well as for smaller induced earthquakes. The work is based on observations in Switzerland and Japan. Studying the near-surface attenuation constitutes a key point in our research during this year.

The scope of subproject 2 is to improve deterministic predictions of ground motion, especially with respect to near field, to nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils, and to new trends in modelling complex source processes. This includes the calibration of material parameters via field measurements and the development of numerical codes to simulate ground motion in three-dimensional complex media. In the end, results of subproject 1 will be linked to deterministic simulations from subproject 2, and the results will be tested and compared to observed data.

In subproject 3, we move towards a more realistic characterization of seismogenic sources for induced earthquakes. The goal is to adapt existing geomechanical models to a situation of a deep geological disposal (e.g. nuclear waste repositories), develop and validate new modelling methods, and integrate them in a probabilistic framework for seismic hazard assessment.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

Subproject 1 has focused on improving ground-motion prediction in Switzerland. Building on ground-motion prediction equations (GMPEs) and site amplification models developed for Switzerland during this project [1], [2], [3], we have focused on providing further analyses and refinements. Recently, the attenuation at Swiss hard-rock sites has been studied [4]. Hard rock sites are important because they are mostly free of amplification effects and therefore form the basis of hazard maps, such as the Swiss National Seismic Hazard. They found that the epistemic uncertainty in assigning attenuation measurements at hard rock sites was significant – with different methods leading to very different results. Besides the absence of standardized measurement technique, this is generally due to the model simplifications that are made when measuring attenuation. Despite the known relevance of the local attenuation parameter (κ_0) in a wide range of seismological applications, standard methods for its calculation capture mostly the intrinsic part, therefore neglecting the possibility that κ_0 might also comprise a scattering component. However, sites at which scattering attenuation will dominate intrinsic attenuation suffer a robust and reliable estimate of κ_0. As a consequence, such scattering effects will cause an overestimation of the actual attenuation effects.

Using surface and downhole stations of the Swiss seismic networks, Pilz & Fäh (2016) computed the path-corrected attenuation parameter κ_0 at six locations in Switzerland. The intrinsic properties of the wavefield show a clear dependency on the local shallow subsoil conditions with differences in the structural heterogeneity of the shallow subsoil layers producing different scattering regimes (Figure 1). Such deviations from the ballistic behavior are indicative for local structural heterogeneities and the associated level of scatter. A small level of scattering, as observed for most of the very hard rock sites, allows the level of attenuation largely to be seen as representative for the regional and mainly intrinsic attenuation. As additional weathered rock or low-velocity soft layers are added to the hard rock base, the apparent κ_0 increases due to the combined intrinsic and scattering attenuation effects. The joint

contribution of both effects, which significantly affects κ_0 estimates, is particularly strong if the dimension of the scattering layers is in the order of the wavelength and might lead to an actual overestimation of κ_0 if scattering attenuation dominates over intrinsic attenuation. In the seismic hazard context, such values can be useful for providing one of the most significant site-effect parameters for ground-motion prediction equations in the high-frequency part of the ground motion.

As it is well known that the uppermost soil layers might strongly modify the amplitude and duration of ground motion measured at the surface during an earthquake, it is of particular interest to quantify these effects. Vertical arrays of seismometers, with the downhole sensor serving as the reference, can, in principle, overcome this difficulty. In fact, downhole measurements can provide critical constraints for both the interpretation methods for surface observations as well as information on the real material behavior and overall site response over a wide range of loading conditions. Moreover, current empirical amplification models still suffer the incorporation of strong ground-motions propagating in surficial soil layers. In this case, large shear strains are often predicted within the soil columns and these may reduce soil stiffness and increase nonlinear effects. Such nonlinear behavior of the soil may have beneficial or detrimental effects on the dynamic response at the surface, depending on the energy dissipation process. Based on Japanese (KiKNet) and Swiss seismic networks, our approach is to observe in a statistical way relationships between soil parameters, site response and input ground motion parameters with particular focus on the observed nonlinear soil behavior and ground motion at depth.

We also finalized a study (Edwards and Fäh, 2016) investigating the prediction of strong ground-motion at rock sites in Japan, where a wide range of recording-site types are available for analysis. We employ two approaches: empirical ground motion prediction equations (GMPEs) and stochastic simulations. Comparisons of empirical GMPE's predictions with the hard-rock data showed that all investigated empirical models lead to overestimation of median ground-motions at hard-rock sites in Japan. The stochastic simulation is based on the adjustment of the Swiss stochastic model [1] in terms of geometrical attenuation and a reference rock model valid for Japan. The median simulation prediction at rock sites was found to be comparable due to including site-specific information in the simulations. The results of this study support the use of finite or pseudo-finite fault stochastic simulation methods in estimating strong ground motions in regions of weak and moderate seismicity. Furthermore, it indicates that weak-motion data has the potential to allow estimation of between- and within-site variability in ground motion, which is a critical issue in site-specific seismic hazard analysis, particularly for safety critical structures.

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

Research in subproject 2 has focussed on ground-motion modelling in complex 3D media, improvement of hybrid techniques to compute synthetic seismograms and nonlinear behaviour of soft soils near the surface.

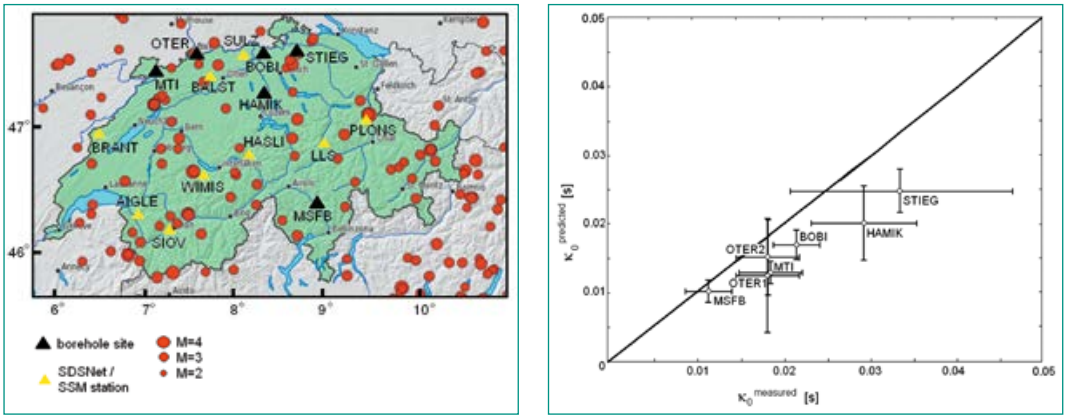


Figure 1:
Left: Map of Switzerland and border regions showing events included in the dataset. The black triangles represent tunnel and borehole sites. Right: Predicted and measured $\kappa_0^{surface}$ values for each station. For all sites, the measured $\kappa_0^{surface}$ becomes larger than theoretically predicted based on the available site information (seismic quality factor, S-wave velocity and distance between surface and downhole sensor).

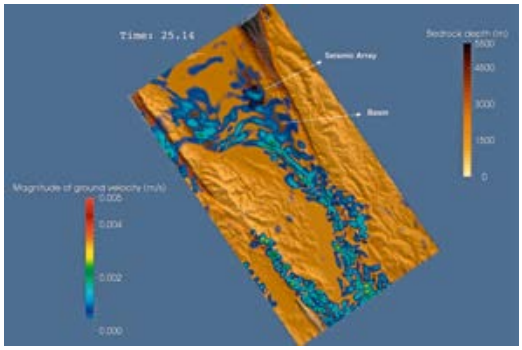


Figure 2:
Snapshot of the simulated peak ground motion velocity for the Ml4.9 Gilroy earthquake (Hobiger et al., 2016). The wave field arriving at the array is affected by scattering from a geological formation south of the basin and by diffraction along the basin edge.

It is now widely accepted that deterministic ground-motion simulations may represent a fundamental tool in seismic hazard studies, since they could help decrease the epistemic uncertainty. Three-dimensional velocity models constitute a key element in strong ground-motion modelling and must be therefore accurately validated. In the current practice, these velocity models are typically validated by waveform modelling of many weak earthquakes with foci limited to depths greater than 5 km [5]. However, rupture during moderate and large earthquakes can propagate to shallower depths and eventually reach the surface. For such shallow sources, velocity models may not be validated with sufficient accuracy. We have investigated this aspect by conducting a series of tests based on the Mw 6.0 Napa earthquake, which was characterized by a very shallow slip asperity, and the high-resolution USGS 3D Bay Area velocity model within 30 km from the fault (Imperatori & Gallovic, 2016). We found that all the existing slip models for the Napa earthquake (based on 1D velocity structures) systematically excite large surface waves in many parts of the model. These waves are much larger than observed, develop inside basins or along basin edges and are likely due to exaggerated velocity contrasts and/or inaccurate basin geometries. Imaging the rupture process using the 3D velocity model could reduce such strong yet artificial ground shaking; however, in this case we also observed unrealistic features in the rupture model likely due to inaccuracies of the 3D velocity model. Therefore accurate velocity models are also fundamental for reliable source imaging. Our investigation has shown that modelling moderate to strong earthquakes reaching the Earth surface may represent a valuable tool for velocity model validation in the near-source region, provided the finite-extent source models are carefully investigated. The importance of 3D propagation effects (e.g. basin resonance, channelling of seismic waves) has been evidenced also in another study (Hobiger et al., 2016), where we showed that rock formations can eventually act as wave scatterers, deviating the propagation path of long period surface waves (Figure 2). These scattered waves, along with basin-edge diffracted waves, could be detected by local seismic arrays.

To improve our understanding of ground motion complexity in the near-source region, we have analysed the propagation of Mach waves generated by super-shear fault rupture in 3D highly heterogeneous media. Mach waves are extremely important for studying the limits of ground motion, as they may result in high amplitude, high frequency pulses [6]. Although largely reproduced in numerical simulations and laboratory experiments, shear and Rayleigh Mach waves are not widely observed [7]. In our study (Vyas et al., 2016) we have considered realistic source models and investigated how heterogeneities of medium and rupture parameters affect the coherence of such waves. We demonstrated that the coherence of Mach waves is significantly diminished by heterogeneities in the rupture process up to 10–15 km from the source and by small-scale heterogeneities in the Earth crust beyond that.

In the framework of earthquake engineering, hybrid techniques to compute broadband synthetic seismograms are of particular interest because they can reproduce fundamental features of the ground motion over a wide range of frequencies without sacrificing computational efficiency. In virtue of their relevance, these techniques are subject to frequent improvements. We have focussed on a widely used technique [8], included in the SCEC broadband platform. We exploited a ray-theory approach [9] to allow the code to efficiently compute high-frequency synthetics for large extended faults, and included a recently developed kinematic source model [10] to reproduce the frequency-dependent loss of directivity normally observed during seismic events.

The non-linear behaviour of soft soils has been another objective of our research. Observation of strong ground motion recordings suggests that water-rich, sandy soil could experience high-frequency amplitude bursts and possibly liquefaction as a result of pore-water pressure build-up during strong earthquakes. In this context, we have developed a new procedure to assess the non-linear soil response and liquefaction based on collected CPT data and ground motion prediction equations (GMPEs). This procedure takes into account the uncertainty in the empirical liquefaction curves

used in engineering practice and the peak ground acceleration (PGA) variability for different magnitude ranges at a given distance. This method can complement existing procedures (e.g. [11]) based on numerical modelling and tri-axial testing on soil samples.

3. Induced seismicity and application for a deep geological repository

The overall objective of subtask 3 is to analyze the possible occurrence of induced seismicity due to the repository short and long-term activities. The updates to numerical models as requested by task 1 of the subproject 3 were concluded. A paper presenting a study on induced seismicity accounting for velocity-dependent friction has been published (Urpi et al., 2016). We also updated the so-called seed model to account for a more complete description of fluid flow and geomechanics with a stochastic model. The model called TOUGH2-SEED is presented in a paper that was submitted to an international journal for publication (Rinaldi and Nespoli, 2016).

The application of these models to the nuclear waste disposal is an on-going activity. This also involved an extensive review of publications and reports about experiments performed to mimic repository environment and operations, ranging from the characterization (stress conditions, rock type, size and engineering solutions) of a possible future Swiss repository to the investigation of temperature, pressure and stress changes induced by the emplacement of canisters.

The results available in literature show that the potential for creation of new fractures (i.e. bringing intact rock to failure) is non-existent [12] or negligible, and possibly occurring only for very specific and very unlikely rock parameters [13]. Nevertheless, shear failure on pre-existing and undetectable small features may occur during both deep geological-repository site excavation and operation. Such small fault/fracture reactivation, while not necessarily critical for the operation of the repository, may be important for understanding signals from monitoring tools and the underlying processes.

With regard to the possible seismic activity induced during the construction of the repository, we have continued our study on excavation-induced fault reactivation. We have focused on a simulation specific for a nuclear waste repository in clay material. By assuming typical clay rock properties [12], we have modeled the excavation of three tunnels with diameter 2 m and with an inter-tunnel distance of 40 m. We assume that a fault zone underwent

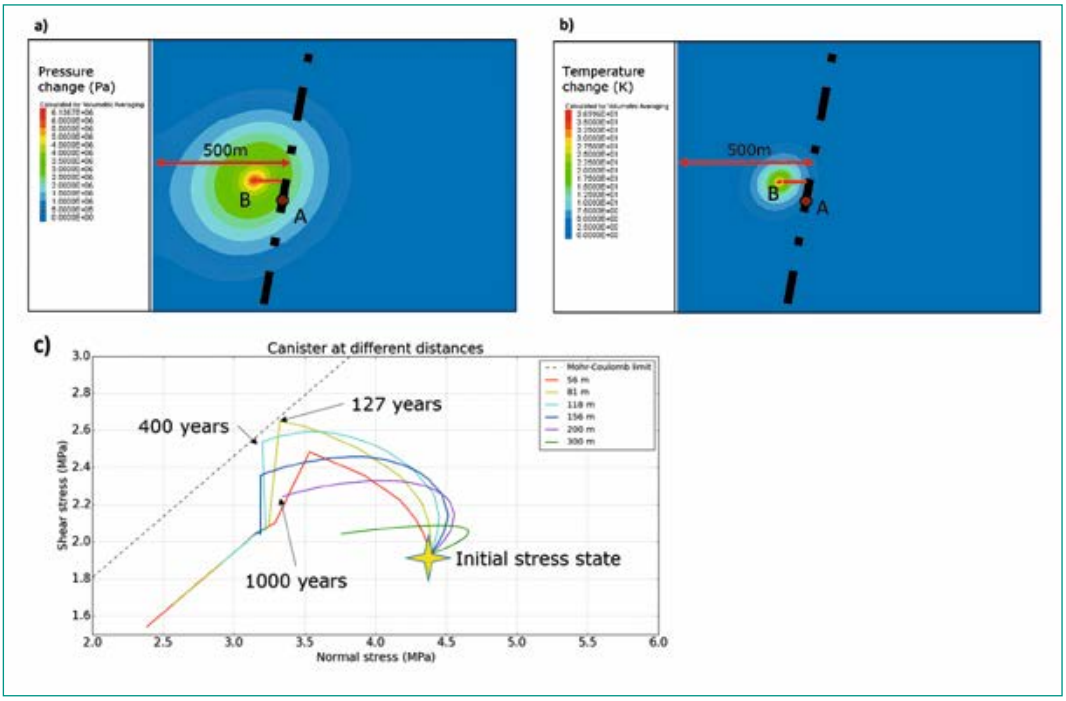


Figure 3:
(a) Snapshot of the changes in pressure distribution 300 years after canister emplacement; (b) Snapshot of changes in temperature distribution 300 years after canister emplacement. (c) Shear and normal stress evolution. Curves represent evolution over 1000 years. Point A in panel (a) and (b) is the observation point for shear and normal stresses plotted in panel (c). Point A is located on the fault at an elevation of -97.5 m below the canister. Point B represents the canister location whose distance from fault varies according the case (in the example point B is at a distance of 81 m from the fault).

undetected during site characterization, and such fault zone is placed at a distance of 10 m from the wall of tunnel. During excavation of the three tunnels we calculated the stress evolution at two point placed on the fault plane. We use a Mohr-Coulomb criterion and a strain-softening friction evolution to simulate a sudden slip on the fault if conditions are reached. Assuming an average friction coefficient of 0.6 and a stress ratio of 0.67 between minimum and principal stress (i.e. similar to Mont Terri conditions [12]), results show that the stress changes due to the small tunnels are not critical and the fault is not reactivated. Most of the stress changes occurring on the fault plane are due to the excavation of the tunnel closest to the fault itself, while little stress changes occurred for excavation of the other tunnels. For completeness, simulations were performed also in the case of extreme and unlikely conditions. For example, the fault can theoretically be reactivated if the ratio between the principal stresses is as low as 0.635 and if the frictional coefficient is unrealistically low (0.35). In such conditions, the fault is reactivated as soon as the excavation begins, resulting in a seismic event whose magnitude is only limited by the size of the fault itself.

With regard to the operational phase of a repository, we account for stresses induced by the canister emplacement (i.e. temperature and fluid pressure). In order to determine the influence of a single emplacement tunnel on fault stability, we used an approach similar to the excavation. Previous results by [13] have shown that a canister emplacement is expected to induce a temperature increase peaking after 50 years and an increase of pore pressure peaking after 100–1000 years (in the immediate surroundings of the emplacement tunnel). Figure 3a and 3b show a snapshot of pressure and temperature distribution 300 years after the canister emplacement.

Such temperature and pressure changes act in synergy to change conditions on a nearby weakness plane, possibly reducing its stability. We assumed unfavorable stress conditions in units lying directly above the Opalinus Clay (normal fault, horizontal minimum tectonic stress 0.61 times the vertical tectonic stress) for a low-cohesion fault (0.5 MPa) [14]. The fault can be reactivated if the canister is emplaced sufficiently close to the fault. As in the case of the excavation study, we assume that a small fault (e.g. with an offset of less than 10 m) underwent undetected during site characterization.

As shown in stress path in Figure 3c, preliminary results suggest that in unfavorable conditions a fault is unstable (i.e. it reactivates seismically or aseismically) if it is located nearby the emplacement tunnel. A magnitude of the possible induced events can be evaluated as function of the dynamic friction and rock properties at the fault. A proper characterization of the seismic vs. aseismic behavior would be possible in the future by the analysis of the faultslip experiment performed in Mont Terri. For the current model, a bound on the magnitude is imposed by the fault size.

National Cooperation

We initiated collaborations with the Mont Terri Underground Lab and Swisstopo, to model the ongoing Fault Slip experiment at Mont Terri. We cooperated with Engineering Geology group at ETHZ to discuss issues related to deep geological disposals.

International Cooperation

We have established successful cooperation with the University of Liverpool, UK, and the Disaster Prevention Research Institute, University of Kyoto, Japan. Our work on ground-motion simulations in heterogeneous media was conducted in collaboration with the Charles University of Prague and the King Abdullah University of Science and Technology in Jeddah. The improvement of the hybrid broadband technique has started an active collaboration with the San Diego State University and the University of Canterbury in Christchurch, New Zealand. Research on induced seismicity during operational phase is currently carried out in collaboration with the Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) in Berkeley.

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

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.

We particularly aim at proposing an empirical site-amplification model based on the physical properties of the site (e.g., the measured velocity profile) and to define the parameters characterizing the

effects of frequency-dependent amplification, intrinsic attenuation, scattering and nonlinear soil behavior. Given such information, we facilitate a uniquely referenced site-specific GMPE that could easily be adapted to an arbitrary target site at surface and at depth for hazard analysis.

By adjustment of the Swiss stochastic model to Japanese conditions, we showed that weak-motion data has the potential to allow estimation of strong ground motion, and between- and within-site variability in ground motion. These are critical issues in site-specific seismic hazard analysis, particularly for safety critical structures.

Our research has evidenced that both source and wave propagation phenomena play a key role in seismic hazard analysis at different scales. We plan to further extend our research by investigating the effects of soil nonlinearity on high amplitude Mach waves, which may have a relevant role in generating very large ground motions.

Exploring a large set of scenario is fundamental in earthquake ground motion simulations. For this reason we have improved an existing hybrid broadband simulation technique. We expect to further include more features, also specific to the Swiss region. In particular, we aim to calculate synthetics at depth (e.g. in underground repositories) and to integrate the code with the Swiss stochastic model [1]. We believe that subproject 1 and 3 will greatly benefit from these developments.

After improving the existing model for induced seismicity, we have deepened our understanding of the seismicity that can be induced during repository construction. We have started the analysis of seismicity that could be associated with postclosure behaviour of rocks. We plan to further improve our modelling by accounting for more realistic scenarios for geological disposal as well as realistic frictional laws and 3D geological models.

Publications in the project 2015-2016

- *Edwards, B. and D. Fäh* (2016). Prediction of Earthquake Ground Motion at Rock Sites: Evaluation of Empirical and Stochastic Approaches. Submitted to Geophys. J. Int.
- *Hobiger, M., Cornou, C., Bard, P.Y., Le Bihan, N., Imperatori, W.* (2016). Analysis of seismic waves crossing the Santa Clara Valley using the three-component MUSIQUE array algorithm. Geophys. J. Int. 207(1), 439-456.
- *Imperatori, W., Gallovic, F.* (2016). Validation of 3D velocity models using earthquakes with shallow slip: case study of the Mw6.0 2014 South Napa, California, event, accepted in Bulletin of the Seismological Society of America.
- *Imperatori, W., Mai, M.* (2015). The role of topography and lateral velocity heterogeneities on near-source scattering and groundmotion variability, Geophys. J. Int. 202, doi: 10.1093/gji/ggv281
- *Pilz, M., Fäh, D.* (2016). The contribution of scattering to near-surface attenuation. Manuscript under review in Journal of Seismology.
- *Rinaldi, A. P., Nespoli, M.* (2016). TOUGH2-SEED: a coupled fluid flow and mechanical-stochastic approach to model injection-induced seismicity. Computers & Geoscience, in press.
- *Urpi, L., Rinaldi, A. P., Rutqvist, J., Cappa, F., Spiers, C. J.* (2016). Dynamic simulation of CO_2 injection-induced fault rupture with slip-rate dependent friction coefficient. Geomech. Energy Env., 7, 47–65. doi: 10.1016/j.gete.2016.04.003
- *Vyas, J., Mai, M., Galis, M., Dunham, E., Imperatori, W.* (2016). Mach-wave coherence in 3D media with random heterogeneities, EGU General Assembly, Vienna, Austria, 17–22 April, 2016.

References

[1] *Edwards, B. and D. Fäh:* A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland, Bull.Seism. Soc. Am.,103(1), 78–98, doi: 10.1785/0120110331, 2013.

[2] *Michel, C., Edwards, B., Poggi, V., Burjánek, J., Roten, D., Cauzzi, C., and D. Fäh:* Assessment of site effects in Alpine regions through systematic site characterization of seismic stations, Bull.Seism.Soc. Am., 104(6), 2809–2826, 2014.

[3] *Cauzzi, C., Edwards, B., Fäh, D., Clinton, J., Wiemer, S., Kästli, P. and D. Giardini:* New predictive equations and site amplification estimates for the next-generation Swiss ShakeMaps, Geophys. J. Int., 200(1), 421–438, 2015.

[4] *Edwards, B., Ktenidou, O. J., Cotton, F., Abrahamson, N., Van Houtte, C. and D. Fäh:* Epistemic uncertainty and limitations of the κ_0 model for nearsurface attenuation at hard rock sites, Geophys. J. Int., 202(3), 1627–1645, 2015

[5] *Kim, A., Dreger, D. and D. Larsen:* Moderate Earthquake Ground-Motion Validation in the San Francisco Bay Area, Bull.Seism. Soc. Am., 100(2), doi: 10.1785/0120090076, 2010.

[6] *Dunham, E. and H. Bhat:* Attenuation of Radiated Ground Motion and Stresses from Three-Dimensional Supershear Ruptures, J. Geophys. Res., 113(B8), doi: 10.1029/2007JB005182, 2008.

[7] *Bizzarri, A., Dunham, E. and P. Spudich:* Coherence of Mach fronts during heterogeneous supershear earthquake rupture propagation: Simulations and comparison with observations, J. Geophys. Res., 115, doi: 10.1029/2009JB006819, 2010.

[8] *Mai, M., Imperatori, W. and K.B. Olsen:* Hybrid Broadband Ground-Motion Simulations: Combining Long-Period Deterministic Synthetics with High-Frequency Multiple S-to-S Backscattering, Bull. Seism. Soc. Am., 100(5A), doi: 10.1785/0120080194, 2010.

[9] *Spudich, P. and N. Frazer:* Use of ray theory to calculate highfrequency radiation from earthquake sources having spatially variable rupture velocity and stress drop, Bull. Seism. Soc. Am., 74(6), 2061–2082, 1984.

[10] *Gallovic, F.:* Modeling Velocity Recordings of the Mw 6.0 South Napa, California, Earthquake: Unilateral Event with Weak High-Frequency Directivity, Seism. Res. Lett., 87(1), doi: 10.1785/0220150042, 2015.

[11] *Roten, D., Fäh, D., Bonilla, L.F., Alvarez-Rubio, S., Weber, T.M. and J. Laue:* Estimation of nonlinear site response in a deep Alpine valley, Geophys. J. Int., 178, doi: 10.1111/j.1365-246X.2009.04246.x, 2009.

[12] *NAGRA ARBEITSBERICHT NAB 09-25:* Numerical Modelling of the Thermo – Hydro – Mechanical Loading in a geological repository for HLW and SF2, 2009.

[13] *Rutqvist, J., Zheng, L., Chen, F., Liu., H.-H. and J. Birkholzer:* Modeling of coupled thermo-hydro-mechanical processes with links to geochemistry associated with bentonite-backfilled repository tunnels in clay formations, Rock Mech. Rock Eng., 47, 167–186, 2014.

[14] *NAGRA TECHNISCHER BERICHT 02-03:* Synthese der geowissenschaftlichen Untersuchungsergebnisse, 2002.

CASH Phase 1B – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung

Autor und Koautoren	M. Billmaier[1)], M. Borgerhoff[2)], C. van Exel[2)], Y. Mondet[1)], H. Stangenberg[2)], U. Bumann (ENSI), T. Szczesiak (ENSI)
Beauftragte Institution	1) Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich 2) Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland
Adresse	1) Forchstrasse 395, CH-8032 Zürich 2) Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum
Telefon, E-mail, Internetadresse	1) +41 (0)44 387 14 82, maximilian.billmaier@baslerhofmann.ch 2) +49 (0)234 96 130 30, borgerhoff@stangenberg.de
Dauer des Projekts	Januar 2015 bis November 2017

ZUSAMMENFASSUNG

Das internationale Benchmark-Projekt CASH (Benchmark on the Beyond Design Seismic **CA**pacity of Reinforced Concrete **SH**ear Walls) wird von der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) unter Beteiligung von EDF (Electricité de France) und NECS (als Organisator) durchgeführt. Das Projekt hat das Ziel, die Verlässlichkeit von Berechnungsverfahren und Methoden im Hinblick auf das Tragvermögen von Stahlbetonschubwänden, wie sie in Kernkraftwerken typisch sind, unter Erdbebeneinwirkungen, die über die der Bemessung zugrunde liegende Beanspruchung hinausgehen, zu bewerten. In der Projektplanung war zum Projektstart im Januar 2015 die Unterteilung in zwei Bearbeitungsphasen vorgesehen, wobei die erste Phase [1] im Dezember 2015 abgeschlossen wurde und die Bearbeitung der zweiten Phase ab Januar 2016 vorgesehen war. In der Phase 1 wurden von den 14 teilnehmenden internationalen Teams Finite-Elemente-Berechnungsmodelle erstellt, die die Versuchseinrichtung zu den in den Jahren 1997 bis 1998 am European Laboratory for Structural Assessment (ELSA) in Ispra (Italien) im Rahmen des Versuchsprogramms *SAFE* (Structures Armées Faiblement Elancées) [3] durchgeführten Versuchen an Stahlbetonschubwänden abbilden. Anhand von Pushover-Berechnungen, statischen zyklischen Berechnungen und Nachrechnungen von vier im Rahmen des *SAFE*-Programms durchgeführten pseudodynamischen Versuchen erfolgte eine Kalibrierung der nichtlinearen Modelle. Im Rahmen des ersten CASH-Workshops im Dezember 2015 haben die CASH-Organisatoren und die teilnehmenden Teams aufgrund der grossen Streuweite der Ergebnisse beschlossen, die erste Phase um eine zusätzliche Zwischenphase (Phase 1B) zu erweitern.

Mit der Zwischenphase (Phase 1B) wurde einerseits die Anzahl der Berechnungen aus der Phase 1 reduziert, andererseits wurden, um die Vergleichbarkeit der Ergebnisse der Teilnehmer zu erhöhen, in Phase 1 nicht eindeutig definierte Materialparameter festgelegt. Darauf basierend haben die Teilnehmer ihre Modelle verbessert. Die Phase 2 mit Start Anfang des Jahres 2017 sieht Berechnungen für mehrstöckige Schubwände mit unregelmässig verteilten Öffnungen vor, die für Kernkraftwerksgebäude repräsentativ sind.

Das ENSI beteiligt sich mit zwei Teams zusammen mit den Experten von Basler & Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI) an dem Benchmarkprojekt CASH. Die Ergebnisse der Phase 1 wurden bereits im Rahmen des internationalen Workshops in Paris im Dezember 2015 präsentiert und diskutiert. Die Erkenntnisse aus der Phase 1B sind noch nicht von allen teilnehmenden Teams verfügbar.

Projektziele

Die Ziele dieses Projektes bestehen darin, das dynamische Verhalten von Stahlbetonschubwänden bei auslegungsüberschreitenden Erdbebenbeanspruchungen unter Verwendung von Berechnungsprogrammen realistisch und zuverlässig zu modellieren. Dabei werden zuerst die Berechnungsparameter anhand der Messdaten aus pseudodynamischen Versuchen an einfachen Stahlbetonschubwänden kalibriert. Dadurch sollte auch die Aussagegenauigkeit komplexerer Modelle verbessert werden, damit mögliche Tragreserven beliebiger Stahlbetonschubwände zuverlässiger abgeschätzt werden können.

Das ENSI beteiligt sich mit zwei Teams gemeinsam mit den Experten für Strukturdynamik und Erdbebeningenieurwesen von *B&H* und *SPI* an dem Benchmark-Projekt *CASH*. In der Phase 1B im aktuellen Berichtsjahr 2016 wurden mit der beschriebenen Zielsetzung statische und dynamische Berechnungen nach Vorgabe der Projektorganisatoren in Bezug auf Modellierung, Berechnungsannahmen und Lastvorgaben durchgeführt. Auf Basis der umfangreichen Untersuchungen in der Phase 1 des *CASH*-Benchmarks konnten die zwei Teams *B&H* und *SPI* qualitativ besser an den Versuchen kalibrierte Berechnungen durchführen. Damit können die Bauexperten des *ENSI* das mechanische Verhalten in den FE-Modellen bewerten. Die Teams haben die Ergebnisse im August 2016 bei den *CASH*-Organisatoren eingereicht.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Die in 2016 durchgeführten Arbeiten der Projektphase 1B gliedern sich in drei Teilaufgaben (Task 1: Statische Pushover-Kurven, Task 2: Quasistatische Berechnungen für zyklische Verschiebungen am Wandkopf, Task 3: Dynamische Zeitverlaufsberechnungen mit realistischen Erdbeben-Bodenbeschleunigungen). Alle Berechnungen erfolgen an zwei Berechnungsmodellen, die die Versuchseinrichtung des Labors *ELSA* abbilden, wo im Rahmen des *SAFE*-Programms insgesamt 10 (T3 bis T12) pseudodynamische Versuche stattfanden, vgl. Abb. 1. Im Rahmen der Phase 1B des Projektes *CASH* wurden aus den 10 Versuchen die zwei Varianten T6 und T7 für die Vergleichsberechnungen ausgewählt. Die Versuchskörper haben mit 2,68 m Breite, 1,2 m Höhe und 0,2 m Wanddicke übereinstimmende Abmessungen. Die zwei Versuchskörper unterscheiden sich nur in der horizontal wirksamen Masse für die dynamischen Zeitverlaufsberechnungen. Diese vir-

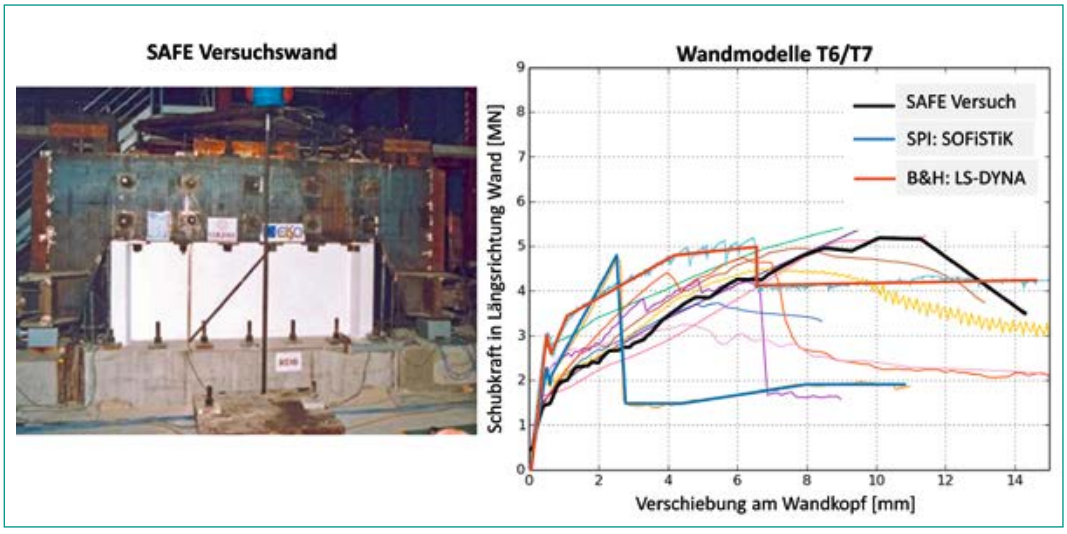


Abbildung 1: *Versuchseinrichtung (links),* ELSA, *Quelle:* NECS*; statische Push-over-Kurven aus der Phase 1 zur Kalibrierung der Materialparameter der Phase 1B (rechts), Quelle:* [2].

tuelle Masse wirkt bei den durchgeführten pseudodynamischen Tests nur numerisch in horizontaler Richtung, was zu unterschiedlichen Eigenfrequenzen führt.

In der Phase 1B sind als einflussreiche Parameter die Betondruckfestigkeit (Phase 1: f_c = 40 MPa, Phase 1B: f_c = 35 MPa), die Betonzugfestigkeit (Phase 1: f_t = 4.5 MPa, Phase 1B: f_t = 2 MPa) und die Fliessgrenze des Bewehrungsstahls (Phase 1: f_y = 585 MPa, Phase 1B: f_y = 500 MPa) verbindlich für alle Teilnehmenden in reduzierter Grösse vorgegeben worden (in Phase 1 konnten die Teilnehmer diese Parameter nach ihrer Interpretation wählen). Die Festlegung der Materialwerte haben die *CASH*-Organisatoren auf Basis der Diskussion mit den Teilnehmern am Ende der Phase 1 getroffen [2], wobei insbesondere die statisch berechneten Pushover-Kurven zur Kalibrierung der Modellparameter herangezogen wurden. In der Abb.1, rechts, sind die Pushover-Kurven der Teilnehmer der Phase 1 dargestellt. Es zeigte sich, dass die Berechnungsergebnisse insbesondere im Bereich der ersten Rissbildung in den Wandmodellen im unteren Verschiebungsbereich (ca. 0,3 – 3 mm Verschiebung am Wandkopf) die Versuchsergebnisse deutlich überschreiten. Aufgrund dieser Erkenntnis aus der Phase 1 wurde in Phase 1B eine reduzierte Betonzugfestigkeit vorgegeben.

Für die Modellabbildung (Gesamtmodell vgl. Abb. 2) wurden von den Organisatoren in der Phase 1B zwei Finite-Elemente(FE)-Netze vorgegeben. Somit wurde die Anzahl der Netz-Teilungen von 3 in Phase 1 auf 2 in Phase 1B reduziert. Neben den bereits angesprochenen einheitlichen Werkstoffkennwerten sollten auch diese Vorgaben zur einheitlichen Modellierung durch die verschiedenen Teilnehmer dazu dienen, eine bessere Interpretation und Vergleichbarkeit der berechneten Resultate zu ermöglichen.

Für die nichtlinearen FE-Berechnungen ist auch in der Phase 1B von den Experten SPI das Rechenprogramm *SOFiSTiK* [4] und von den Experten B&H das Rechenprogramm *LS-DYNA* [5] verwendet worden. Das *SOFiSTiK*-Modell besteht aus mehrschichtigen Schalenelementen, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen abgebildet wird. Gegenüber der Phase 1 wurde das *SOFiSTiK*-Modell hinsichtlich der Abbildung der an die eigentliche Schubwand angrenzenden Querwände modifiziert (vgl. Abb. 2). Das *LS-DYNA*-Modell setzt sich aus Volumenelementen für den Beton und Stabelementen für die Bewehrung zusammen.

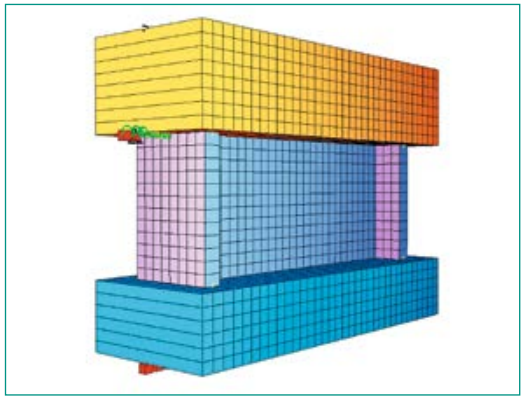


Abbildung 2: *Modifiziertes Schalenmodell* SOFiSTiK, *Quelle* SPI

Task 1: Als erste Teilaufgabe waren analog zur Phase 1 Pushover-Berechnungen durchzuführen, deren Ergebnisdarstellung in einem Last-Verformungsdiagramm erfolgt. Rechnerisch war nur ein Wandmodell zu untersuchen, da die Wände T6 und T7 gleich bewehrt und aufgebaut sind. Zum Studium der Sensitivität der berechneten Ergebnisse auf die Netzgrössen bei FE-Berechnungen wurden die Pushover-Berechnungen an zwei Berechnungsmodellen mit Elementgrössen von 100 mm (336 FE-Elemente) und 50 mm (1344 FE-Elemente) durchgeführt.

Die in der Abb. 3 dargestellten Ergebnisse bis 14 mm Verschiebung für die Versuchswand T6 zeigen für beide Rechenprogramme eine deutliche Abhängigkeit von der Netzfeinheit bezogen auf die Grenzverschiebungen, bei denen es zum Abfallen der maximalen Schubkraft kommt. Das Versagen der Wandmodelle tritt im Fall des 50-mm-FE-Netzes bei ca. 4,2 mm (*LS-DYNA*) bzw. ca. 7,2 mm (*SOFiSTiK*) und im Fall des 100-mm-FE-Netzes bei ca. 10 mm (*LS-DYNA* und *SOFiSTiK*) ein. Das maximale Lastniveau im Versuch wird für die zwei Kombinationen von Mesh-Grössen und Berechnungen mit *SOFiSTiK* etwas mehr als mit *LS-DYNA* unterschätzt. Die in Abb. 3 dargestellten *LS-DYNA*-Ergebnisse sind in der Phase 1B von *B&H* im expliziten Rechenmodus durchgeführt worden. Diese Änderung der numerischen Zeitintegration hat gegenüber der Phase 1 zu einer wesentlichen Verbesserung der Berechnungsergebnisse geführt. Es zeigt sich, dass Berechnungen mit *LS-DYNA* für sehr tieffrequente Modelle im expliziten Modus durchgeführt werden können. Die Ursachen für den grossen Unterschied zwischen den Verschiebungswerten beim Lastabfall infolge der Netzfeinheit bei *LS-DYNA* konnten mit den Untersuchungen in der Phase 1B geklärt werden: Die Elemente in der obersten Reihe der Schubwandmodelle versagen mit abnehmender Mesh-Grösse früher, da die verhältnismässig grossen

Schubverzerrungen in diesen Elementen, die zum Erreichen der Versagensoberfläche im Materialmodell für Beton führen, bei kleineren Verschiebungen erreicht werden als bei gröberer Elementierung. Der FE-Solver *LS-DYNA* hat die FE-Funktion «Regularization» nicht implementiert, von welcher sich die Experten *B&H* eine verstärkte «Verschmierung» der Akkumulation der Verzerrungen erwarten würden. Dieses Verschmieren der Verzerrungen kann indirekt auch durch grössere FE-Meshes erzielt werden, wobei sich die Mesh-Grösse neben der erreichten maximalen Verschiebung insbesondere bei den Berechnungen mit *LS-DYNA* auch etwas auf das maximale Kraftniveau auswirkt. Aus Abb. 3 geht hervor, dass es nach anfänglich linearelastischem Verhalten bis zu einer Verschiebung von ca. 0,3 mm am Wandkopf zur Rissbildung im Beton kommt.

Bei den *SOFiSTiK*-Berechnungen liess sich folgender Zusammenhang zwischen den Verläufen der Pushover-Kurven und dem Verhalten der Schubwand herleiten. Der erste lineare Abschnitt der Pushover-Kurve wird durch die Grösse der Betonzugspannung bestimmt. Der folgende geringere Anstieg ist abhängig von der Steifigkeit der angrenzenden Querwände. Daraufhin flacht die Kurve mit dem Übergang zum plastischen Verhalten der Bewehrung ab. Der dann folgende starke Abfall des Lastniveaus setzt ein, wenn die Betondruckspannung überschritten wird. Hierbei treten die eklatanten Unterschiede zwischen den gewählten Mesh-Grössen auf. Denn der Lastabfall setzt unmittelbar ein, wenn die Betondruckspannung in einem einzigen Element überschritten wird. Bei feinerer Elementierung tritt dieses Versagen wie bereits festgestellt früher ein. In der Abb. 4 sind die um 10 mm verschobenen Wandmodelle der beiden Experten 20-fach überhöht dargestellt.

Der Vergleich mit den Versuchsergebnissen und den Ergebnissen von *SPI* und *B&H* in der Abb. 3 zeigt, dass der elastische Widerstand der Schubwand bis zu den ersten Rissen im Beton von den FE-Berechnungen in der Phase 1B sehr gut angenähert wird. Es ist jedoch anzumerken, dass die Pushover-Kurve aus den Versuchen eine Umhüllende der quasistatisch durchgeführten zyklischen Versuchen darstellt. In der Phase 1B sind die Materialparameter so gewählt, dass die berechneten Pushover-Kurven verstärkt den Versuchsergebnisse entsprechen.

In der Abb. 5 sind als Berechnungsergebnisse des Experten *B&H* das Rissbild (links) und die zugehörigen Stahlspannungen (rechts) bei einer Verschiebung am Wandkopf von 0,27 mm dargestellt. Die Ergebnisse spiegeln die Rissverteilung beim Erreichen der Betonzugfestigkeit gut wider und weisen keine Widersprüche auf.

In der Abb. 6 ist die vollständig ausgebildete Druckdiagonale bei 5 mm Verschiebung am Wandkopf mit den über das gesamte *LS-DYNA*-Modell verteil-

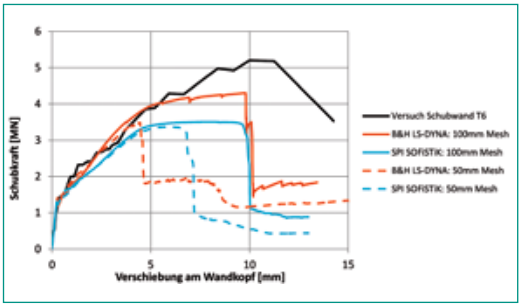


Abbildung 3: *Pushover-Kurven zu Versuchswänden T6/T7,* LS-DYNA *(Quelle: B&H) und* SOFiSTiK *(Quelle:* SPI*); Schwarz dargestellt: Pushover-Kurve aus* SAFE*-Versuch (Umhüllende aus zyklischer Belastung) [3]*

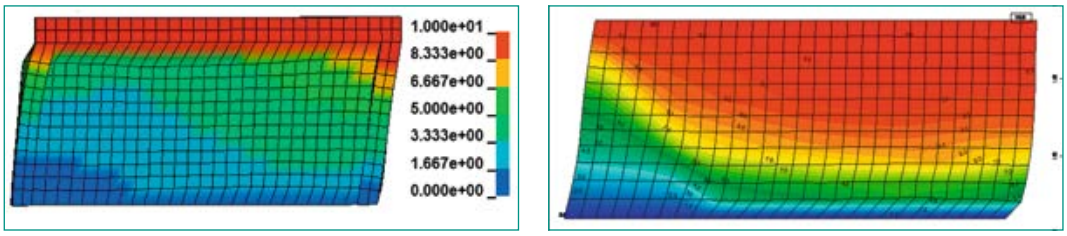


Abbildung 4: *Finite-Elemente-Modelle, maximale Verschiebung: 10 mm; in* LS-DYNA *(links), Quelle:* B&H *und in* SOFiSTiK *(rechts), Quelle:* SPI .

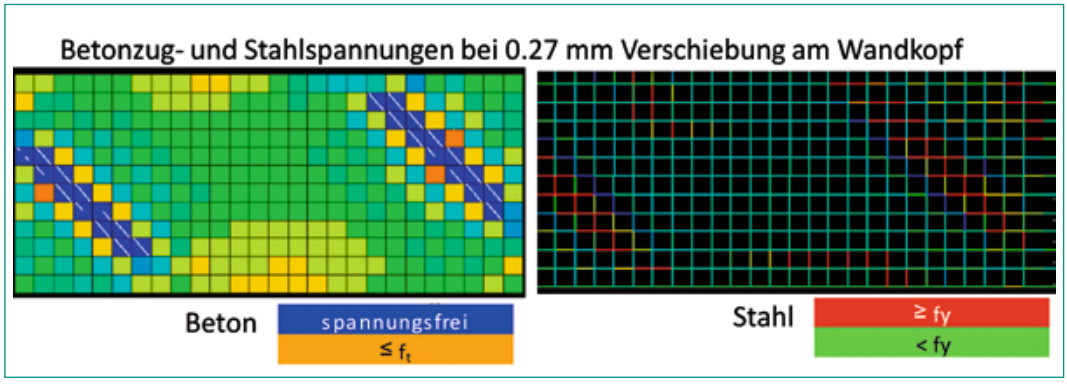


Abbildung 5: *Pushover-Berechnung mit* LS-DYNA*: Zugspannungen im Beton mit den ersten Rissen und Spannungen in den Bewehrungseinlagen bei 0.27 mm Verschiebung am Wandkopf.*

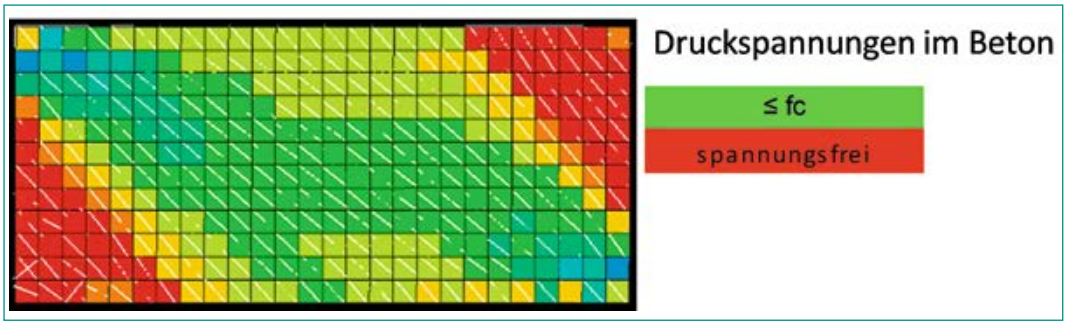


Abbildung 6:
Pushover-Berechnung mit LS-DYNA*: Druckspannungen und Rissrichtungen bei 5 mm Verschiebung am Wandkopf.*

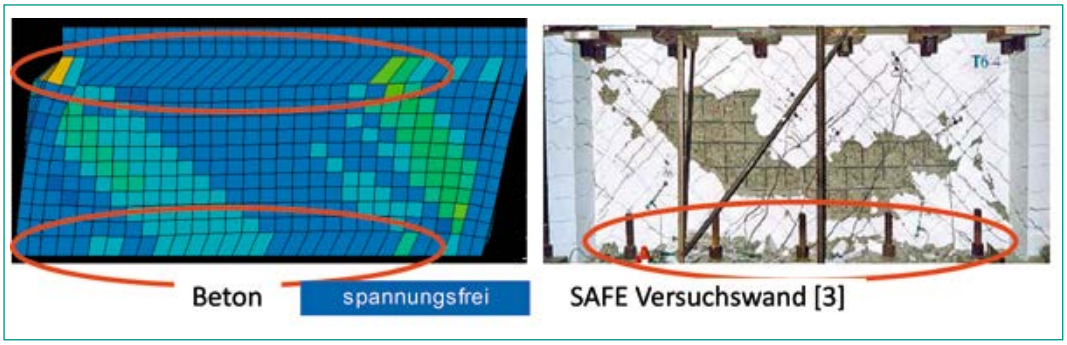


Abbildung 7:
Pushover-Berechnung mit LS-DYNA*: Versagen des Wandmodelles durch Abscheren am Wandkopf und Wandfuss.*

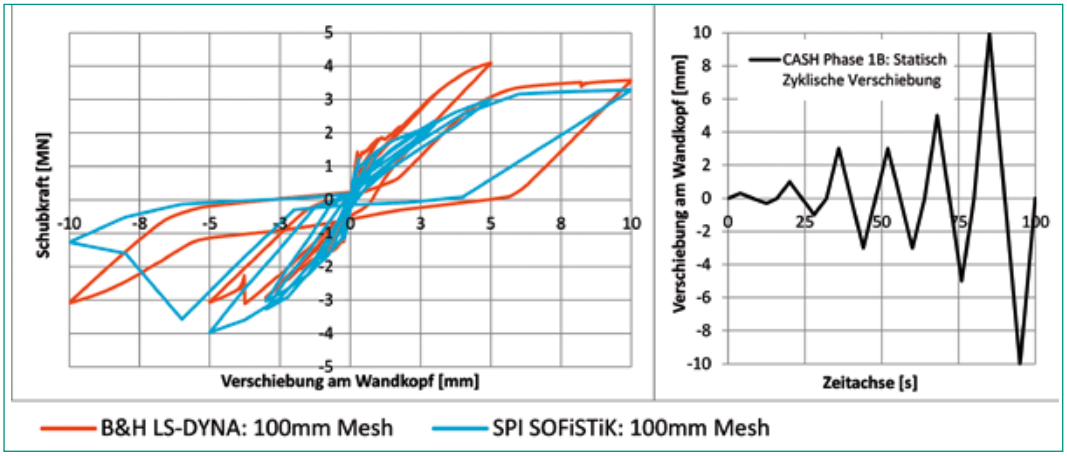


Abbildung 8:
Kraft-Verformungskurven zu Versuchswand T6, Task2, Quelle: SPI *und* B&H

ten Rissen (weisse Linien) dargestellt. Die roten Modellbereiche sind praktisch spannungsfrei, während die blaugrünen Bereiche gedrückt sind.

In der Abb. 7, links, ist das Versagen des Wandmodelles in *LS-DYNA* dargestellt. Dieses ist vergleichbar mit dem Foto (rechts). Im Foto ist das Versagen einer Versuchswand dargestellt. Wie auch das *LS-DYNA*-Modell von *B&H*, versagt die im Versuch zerstörte Wand durch das Abscheren am Wandkopf und am Wandfuss.

Task 2: Die 2. Teilaufgabe bestand darin, eine statisch-zyklische Berechnung für das Berechnungsmodell der Versuchswand T6 (identisch mit T7) durchzuführen. Im Gegensatz zur Phase1 basiert der aufzubringende Verschiebungsverlauf in der Phase 1B nicht auf Versuchsdaten, sondern wurde von den *CASH*-Organisatoren neu als ideeller Verschiebungsverlauf (Abb. 8, rechts) definiert, so dass die Berechnungsergebnisse nicht mit Versuchsergebnissen verglichen werden können. Die mit dem Programm *SOFiSTiK* und dem Programm *LS-DYNA* ermittelten Kraft-Verformungskurven sind in der Abb. 8, links, dargestellt. Auch diese quasistatischen Berechnungen hat B&H in der Phase 1B im expliziten Modus von *LS-DYNA* durchgeführt. Die Berechnungen mit den zwei FE-Programmen resultieren in vergleichbaren Amplituden des maximalen Schubwiderstandes. Es zeigt sich, dass die mit *LS-DYNA* berechnete Kraft-Verformungskurve eine schwächer ausgeprägte Einschnürung als die *SOFiSTiK*-Berechnungen aufweisen. Der Abfall des Schubwiderstands wird im *SOFiSTiK*-Modell im letzten Belastungszyklus (negative Verschiebung) plausibel abgebildet. Dieses Verhalten haben auch in vergleichbarer Ausprägung die Versuche an den *SAFE*-Versuchswänden gezeigt. Die Rissbildung wird mit den gewählten Materialmodellen für Stahl und Beton realitätsnah simuliert. Die verschie-

bungsgesteuerten Berechnungen sind trotz der häufigen Lastwechsel numerisch stabil.

Task 3: Als 3. Teilaufgabe waren für die zwei Versuchswände T6 und T7 aus dem *SAFE*-Programm [3] Nachrechnungen der pseudodynamischen Tests mittels dynamischer Analysen durchzuführen. Die *SAFE*-Tests wurden so konzipiert, dass einer Versuchswand verschiedene Eigenfrequenzen durch unterschiedliche virtuelle horizontale Massen zugeordnet werden konnten. Die Wand T6 hat mit ca. 10 Hz eine höhere Eigenfrequenz als die Wand T7 mit ca. 4 Hz. Konkret war in Task 3 eine Folge von vier dynamischen Beschleunigungszeitverläufen zu berechnen, wobei als Belastung ein Verschiebungsverlauf aus den zugehörigen Messungen der pseudodynamischen Versuche am oberen Rand der Versuchswand aufgebracht wurde. Das pseudodynamische Verfahren kombiniert statische Versuche, bei denen die Reaktionskräfte gemessen werden, mit numerischen Methoden zur Lösung der Bewegungsgleichung, woraus sich die neu aufzubringende Verschiebung ergibt. Die Verschiebungen werden über hydraulische Aktuatoren auf die Wand aufgebracht. Ziel der Nachrechnungen war die Untersuchung der Simulation des nichtlinearen Stahlbeton-Materialverhaltens bei Lastwechseln mit den verwendeten Berechnungsprogrammen.

Ausgehend von einem vorgegebenen Beschleunigungszeitverlauf über ca. 18 s mit Zeitschrittweiten von 0,01 s wurden je Versuchswand vier aneinander anschliessende Rechenläufe (hier als Run1 bis Run4 bezeichnet) mit unterschiedlichen Steigerungsfaktoren für die einzelnen Beschleunigungsverläufe durchgeführt. Zwischen den einzelnen Läufen gab es jeweils eine Phase von ca. 2 s ohne Belastung. Die Belastungshöhe des Run1 wurde so gewählt, dass das Bemessungsniveau erreicht wurde. Anschliessend wurde die Beanspruchung von Lauf zu Lauf bis zur Versagensgrenze gesteigert. Die Ergebnisse (Kraft-Verformungskurven dargestellt aus den Zeitverläufen der Verschiebungen des oberen Wandrandes und der horizontalen Gesamtreaktionskraft) der für die zwei Versuchswände durchgeführten Nachrechnungen mit den Programmen *SOFiSTiK* und *LS-DYNA* sind den Versuchsergebnissen gegenübergestellt, vgl. Abb. 9.

Für beide FE-Programme zeigt sich, dass die Ergebnisse der dynamischen Zeitverlaufs-Berechnungen vom Wandmodell T6 hinsichtlich der maximalen Verschiebungen nicht mit den Berechnungsergebnissen übereinstimmen; die berechneten Maximalverschiebungen sind etwa um den Faktor 2 grösser als die gemessenen Verschiebungen [3]. Das maximale Kraftniveau für die Schubwand T6 wird hingegen von beiden Programmen gut abgebildet, liegt aber wie bereits in den vorhergehenden Untersuchungen etwas unter dem Niveau des Versuchsmodells.

Auffallend ist, dass sowohl die Resultate mit *SOFiSTiK* als auch *LS-DYNA* für das Wandmodell T7 hinsichtlich der maximalen berechneten Verschiebungen deutlich besser mit den Versuchsergebnissen übereinstimmen als die Berechnungen vom Wandmodell T6. Beide FE-Programme resultieren in guten Übereinstimmungen auch hinsichtlich der Kraftamplituden. Es zeigt sich, dass sich die Berechnungen der beiden Experten zu Task 3 gegenüber der Phase 1 in der Phase 1B stark verbessert haben. In der Phase 1 waren numerische Probleme und Instabilitäten für die geringe Belastbarkeit der Berechnungen verantwortlich. In der Phase 1B konnten auf Basis der vertiefenden Untersuchungen qualitativ hochwertigere Analysen durchgeführt werden. Die dynamischen Berechnungen mit *LS-DYNA* sind wie in der Phase 1 im expliziten Rechenmodus durchgeführt.

Fraglich ist, ob die für die Phase 1B neu definierten Materialparameter mechanisch begründbar sind und mit den Versuchsergebnissen in ausreichendem Masse korrespondieren. Die Berechnungen

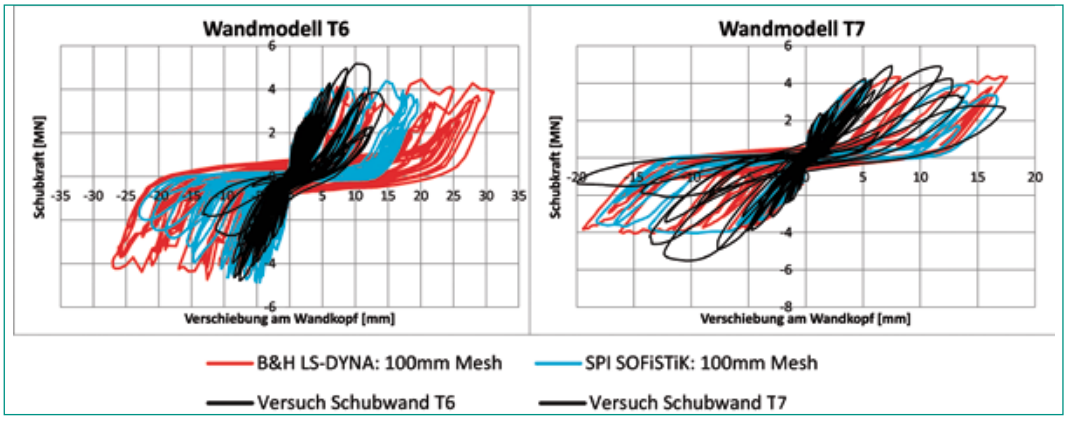


Abbildung 9: *Kraft-Verformungskurven von Versuchswänden T6 (links) und T7 (rechts) mit* SOFiSTiK, *Quelle:* SPI, *und mit* LS-DYNA, *Quelle:* B&H, *als Vergleich zu den Versuchsergebnissen [3].*

mit *SOFiSTiK* und *LS-DYNA* ergeben für beide Schubwände ähnliche Ergebnisse, gleichzeitig weichen sie von den Versuchsresultaten bei der Schubwand T6 ab.

Materialmodelle:
Schliesslich gehörten zu den geforderten Aufgaben der Phase 1B Berechnungen an einem aus einem einzelnen Element bestehenden FE-Modell (alle drei Seitenlängen 1 m). Es wurde die Simulation des einaxialen Verhaltens des Betons und des Betonverhaltens unter Schubbeanspruchung infolge wechselnder zyklischer Beanspruchungen analog zu den Berechnungen in Phase 1 untersucht. Wegen der unterschiedlichen Materialparameter unterscheiden sich die Berechnungsergebnisse quantitativ, zeigen aber qualitativ dasselbe Verhalten wie in Phase 1 (vgl. Erfahrungs- und Forschungsbericht 2015).

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist in einem der beiden ENSI-Teams die Firma Basler & Hofmann AG (Zürich) beteiligt.

Internationale Zusammenarbeit

Das Projekt CASH ist ein internationales Benchmark-Projekt, an dem in der Phase 1 14 Teams vorwiegend aus dem europäischen Raum, insgesamt aber aus 4 Kontinenten beteiligt sind. Die Ergebnisse der Phase 1B werden Ende 2016 von den CASH Organisatoren veröffentlicht.

Bewertung 2016 und Ausblick 2017

Wie die gezeigten Vergleiche von Versuchs- und Berechnungsergebnissen zeigen, konnten in der Phase 1B im Vergleich zu der vorgängigen Phase 1 aufgrund von Anpassungen des Berechnungsmodells und der Materialmodelle durchweg Verbesserungen der Berechnungsergebnisse erzielt werden. Die Expertenteams SPI und B&H sind sich der weiterhin bestehenden Abweichungen von Versuchsergebnissen bewusst, können diese aber aufgrund der tiefgehenden Untersuchungen in der Phase 1B erklären. Die neuen Erkenntnisse ermöglichen eine bessere Interpretation und das kritische Hinterfragen von FE-Berechnungen. Die Diskussion der Resultate im Vergleich zwischen den weiteren teilnehmenden Teams ist noch offen.
Bereits am Workshop im Dezember 2015 haben Diskussionen zu der Phase 2 des Projektes stattgefunden, deren Bearbeitung schliesslich 2017 erfolgen soll. Die Phase 2 des Benchmarks wird mit einem Workshop zum Jahresende 2017 abgeschlossen. Für die Phase 2 ist eine Untersuchung der seismischen Belastbarkeit einer mehrgeschossigen Schubwand geplant, die für ein Kernkraftwerksgebäude repräsentativ ist.

Publikationen

M. Billmaier, S. Villiger, Y. Mondet, Peter Zwicky, T. Szczesiak und U. Bumann: Benchmark CASH, Phase 1 & Phase 1B: Modellierung gedrungener Stahlbetonschubwände mit LS-DYNA: Materialmodelle, Anwendung und Resultate, Projektbericht, Basler & Hofmann AG, 17.11.2016.
Borgerhoff, C. van Exel, H. Stangenberg, U. Bumann, C. Schneeberger: Team ENSI SPI: Presentation of modeling, static and dynamic analysis of shear walls with SOFiSTiK using nonlinear layered shell elements, CASH-Workshop, Paris, 3–4 12.15
M. Billmaier, Y. Mondet, S. Villiger, T. Szczesiak und U. Bumann: Team ENSI B&H: Benchmark CASH: Workshop #1, Presentation of Phase 1, CASH-Workshop, Paris, 3–4 12.15

Referenzen

[1] Internetseite des internationalen Benchmark-Projekts CASH www.benchmark-cash.org. Downloads: Phase1 Specifications in Document N001_A469_2014_EDF_A.pdf, Database, SAFE Program Shear Wall T6, T7, T8, T9.

[2] *E. Lambert, E. Gallitre, P. Labbé:* CASH Benchmark on the beyond design seismic Capacity of Reinforced Concrete Shear Walls, Phase 1, SAFE shear walls experiments, Results and Workshop conclusions, NEA/CSNI/R(2015)x, www.benchmark-cash.org

[3] *P. Labbé, P. Pegon, F. J. Molina Ruiz, C. Gallois, D. Chauvel:* The SAFE Experimental Research on the Frequency Dependence of Shear Wall Seismic Design Margins, Journal of Earthquake Engineering, 08/2015.

[4] *SOFiSTiK AG:* SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim, 2014.

[5] *Livermore Software Technology Corporation (LSTC):* LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R8.

MECOS – Metallic Component Margins under High Seismic Loads

Autor und Koautoren	Dr. Amin Karbassi, Dr. R. Döring, Peter Zwicky
Beauftragte Institution	Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
Adresse	Forchstrasse 395, CH-8032 Zürich
Telefon, E-mail, Internetadresse	044 387 1122, amin.karbassi@baslerhofmann.ch, www.baslerhofmann.ch
Dauer des Projekts	2015–2016

ZUSAMMENFASSUNG

Basierend auf Versuchen an Rohrleitungssystemen, wie sie in Kernanlagen verwendet werden, hat die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD mit ihrer Untergruppe «Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures» (WGIAGE) das internationale Benchmarkprojekt MECOS (Metallic Component Margins under High Seismic Loads) initiiert. Die statischen und dynamischen Versuche wurden am Bhabha Atomic Research Centre (BARC) in Mumbai und am Central Power Research Institute (CPRI) in Bangalore (Indien) durchgeführt. Dabei wurde insbesondere beobachtet, dass unter seismischer Beanspruchung Rohrleitungsschäden aufgrund von Akkumulation von plastischen Dehnungen (fatigue ratcheting) auftreten. Als Teilnehmer am Benchmarkprojekt haben sich 18 Organisationen aus Frankreich, Deutschland, Belgien, Spanien, Griechenland, Russland, USA, Kanada, Indien und der Schweiz registriert. Das ENSI hat auch aktiv am Projekt MECOS teilgenommen und wurde von Basler & Hofmann AG Zürich (B & H) unterstützt.

Projektziele

Das Hauptziel des Projekts hat in der Bestimmung und dem verbesserten Verständnis der Sicherheitsmargen für Rohrleitungssysteme unter hoher seismischer Beanspruchung bestanden. Das Benchmarkprojekt wurde in die Teilprojekte MECOS#1 und MECOS#2 gegliedert. MECOS#1 wurde wiederum in zwei Phasen unterteilt. In der ersten Phase wurden die statisch-zyklischen Beanspruchungen eines Bogens (6") in austenitischem Stahl (304LN) unter Innendruck modelliert und untersucht. In der zweiten Phase wurden andernteils die Antwort eines Rohrleitungssystems (6") in austenitischem Stahl (304L) unter Innendruck und unterschiedlicher Beschleunigungszeitverläufe untersucht. Im zweiten Teilprojekt, MECOS#2, wurde ein Rohrleitungssystem in Kohlenstoffstahl untersucht (blind Berechnungen).

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Die Bearbeitung des Benchmarkprojekts MECOS#1 wurde Mitte September 2015 mit der Übergabe der gewünschten Ergebnisse an die Organisatoren abgeschlossen. Die Bearbeitung des Benchmarkprojekts MECOS#2 wurde Ende November 2016 mit dem zweiten Workshop in Paris abgeschlossen. Die FE-Modelle für den Bogen wurden mit Volumenelementen («solid elements») mit dem Programmsystem ANSYS (ENSI) und LS-DYNA (B&H) erstellt (siehe Abb. 1). Das Modell des Rohrleitungssystems in MECOS#1 und MECOS#2 wurde mit Schalenelementen in LS-DYNA (B&H) erstellt (siehe Abb. 2).

Die in Abbildung 3 dargestellten Ergebnisse sind Beispiele für die Axial- und Umfangdehnung im Bogen beim 50. Lastzyklus und für die Umfangdehnung im Rohrleitungssystem. Die interessantesten Positionen sind die Krone und die Intrados-Positionen, die eine signifikante Ratcheting-Dehnung in Umfangrichtung zeigen.

Die berechneten Axial- und Umfangdehnungen an der Krone (Abb. 4) haben gute Übereinstimmungen mit den experimentellen Ergebnissen. Umfangdehnungen an der Intrados-Position (Abb. 5) werden um einen Faktor von etwa 2 überschätzt. Ratcheting-Dehnungen an der Extrados-Position (Abb. 6) wurden von allen Modellvarianten mit positiven Werten berechnet. Die Streuung ist relativ hoch und die experimentellen Ergebnisse zeigen keine Ratcheting. Eine signifikante Diskrepanz wurde für die Axialdehnungen an der Intrados-Position nachgewiesen. Obwohl die experimentellen Ergebnisse positive Axial-Ratcheting-Dehnungen zeigen, prognostizieren alle Berechnungen mit dem Chaboche-Modell (siehe [1] und [2]) negative Werte. Es kann angenommen werden, dass dieses Verhalten mit den asymmetrischen axialen Reaktionskräften zusammenhängt; jedoch ist der genaue Grund für diese Diskrepanz zwischen numerischen und experimentellen Ergebnissen nicht wirklich verstanden.

Abbildung 1: *Versuchsaufbau Bogen (links), Berechnungsmodell ENSI mit ANSYS (Mitte) und B&H mit LS-DYNA (rechts)*

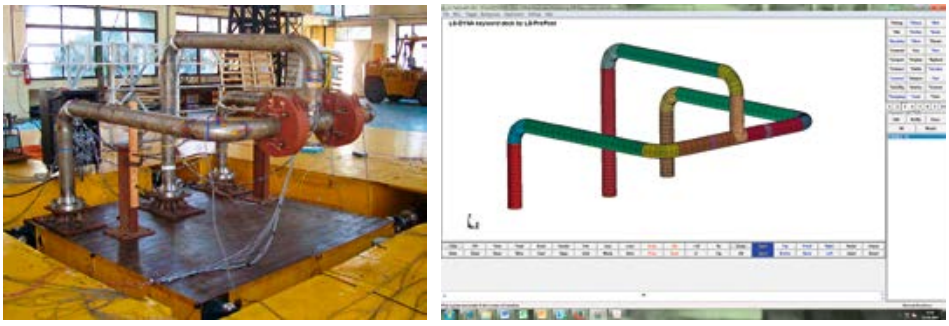


Abbildung 2: *Versuchsaufbau Rohrleitungssystem (links), Berechnungsmodell B&H mit LS-DYNA (rechts)*

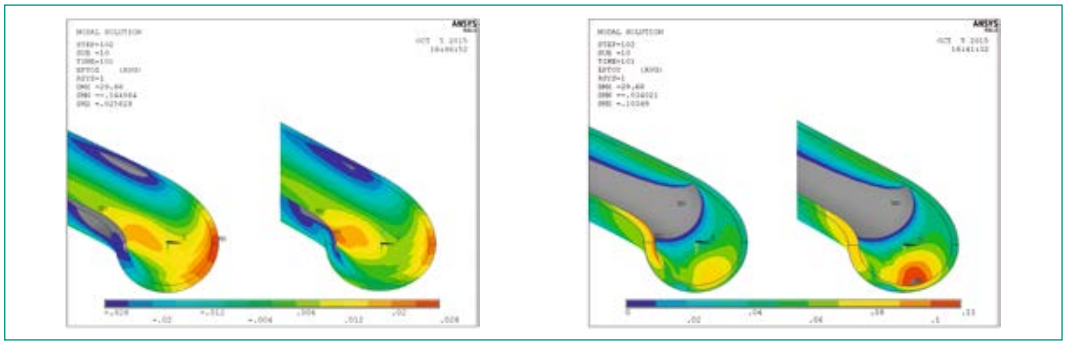


Abbildung 3:
Axial- (links) und Umfangdehnung (rechts) im Bogen beim 50. Lastzyklus

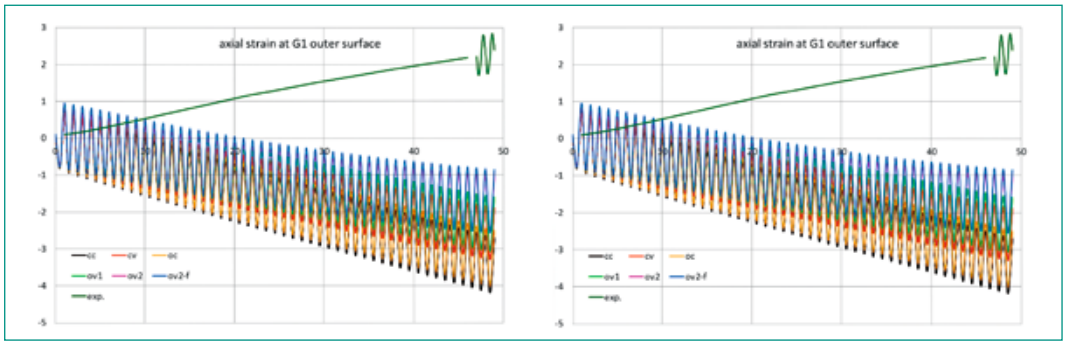


Abbildung 4:
Axial- (links) und Umfangdehnung (rechts) im Bogen an der Intrados-Position

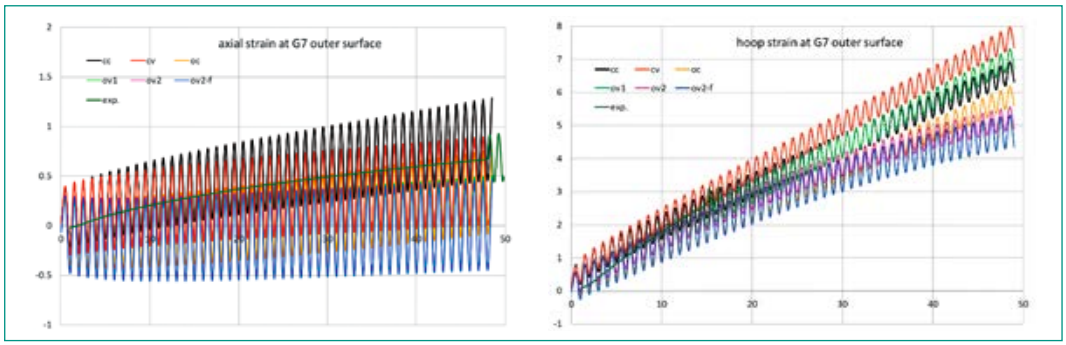


Abbildung 5:
Axial- (links) und Umfangdehnung (rechts) im Bogen an der Krone-Position

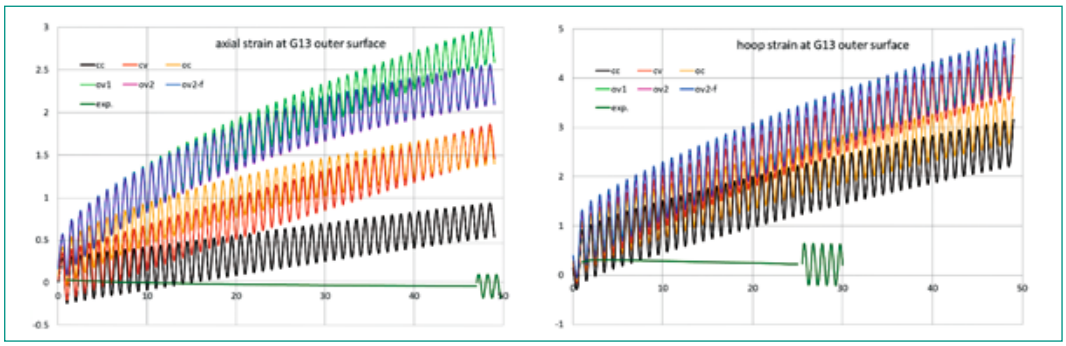


Abbildung 6:
Axial- (links) und Umfangdehnung (rechts) im Bogen an der Extrados-Position

Internationale Zusammenarbeit

MECOS hat eine internationale Plattform für einen Erfahrungsaustausch gebildet, welcher über die engere Zielsetzung der Versuche und Berechnungen hinausreicht. Über 18 Organisationen aus führenden Nationen der Kerntechnik haben ihre Erfahrungen eingebracht und haben sie weiterentwickelt.

Bewertung 2016 und Ausblick 2017

Die Teilprojekte MECOS#1 und MECOS#2 wurden mit der Ergebnispräsentation der Benchmark-Teilnehmer in zwei Workshops im November 2015 und 2016 in Paris ausführlich diskutiert. Die Workshops in Paris haben gezeigt, dass noch Herausforderungen bestehen, um die Akkumulation von plastischen Dehnungen (fatigue ratcheting) unter seismischer Beanspruchung in den Rohrleitungs-

systemen zu modellieren. Die Experten von ENSI und B&H werden die aus MECOS gewonnen Erkenntnisse nutzen, um die Rohrleitungssysteme für die Kernkraftwerke in der Schweiz realitätsnah untersuchen zu können.

Publikationen

Nach dem Teilprojekt MECOS#1 wurde ein Bericht [3] über die Ergebnisse an die Organisatoren abgegeben. Weiter ist geplant, dass in 2017 die Ergebnisse des Teams ENSI/B&H an der Konferenz SMiRT in Südkorea vorgelegt werden.

Referenzen

[1] *P.J. Armstrong and C.O. Frederick*: A mathematical representation of the multiaxial bauschinger effect. Technical Report RD/B/N 731, Central Electricity Generating Board, 1966.

[2] *L. Chaboche*: On some modifications of kinematic hardening to improve the description of ratchetting effects. International journal of plasticity, 7: 661–678, 1991. ISSN 0749–6419

[3] *R. Döring, A. Karbassi, P. Zwicky*: MECOS Benchmark, MECOS#1 Elbow Computation/Piping System, NEA/OECD, 2016.

EXAR

Grundlagen Extremhochwasser Aare-Rhein

Autor und Koautoren	WSL, Norina Andres TBF AG, Natalie Zurbriggen BAFU, Division Gefahrenprävention, Carlo Scapozza
Beauftragte Institution	WSL, Uni ZH, Geotest AG, HZP, IUB Engineering AG, Uni Bern, EPFL, IAC ETH Zürich, Grenoble INP, PSI
Adresse Telefon, E-mail, Internetadresse	
Dauer des Projekts	3 Jahre

ZUSAMMENFASSUNG

BAFU, ENSI, BFE, BABS und MeteoSchweiz haben gemeinsam das Projekt EXAR in Auftrag gegeben, das zum Ziel hat, einheitliche Grundlagen für extreme Hochwasserereignisse an Aare und Rhein zu erstellen. Dabei sollen neben den Abflüssen auch mögliche Versagensprozesse an den Wasserbauten in die Gefährdungsabschätzung einbezogen werden. Das Projekt befasst sich in vier Arbeitspaketen mit der Entwicklung von hydrometeorologischen Szenarien, Untersuchungen der wasserbaulichen Einrichtungen auf mögliche Versagensprozesse, Simulationen der Grossraumhydraulik, hydraulische Detailberechnungen und der Berücksichtigung der Wahrscheinlichkeiten und Unsicherheiten mithilfe von Ereignisbaumanalysen.

Im Jahr 2016 wurden die meisten Vorbereitungsarbeiten abgeschlossen und Phase A der Hauptstudie begonnen. Im Verlauf des Jahres konnten die Auftragnehmer unter Anleitung der Projektleitung BAFU, des Expertenbeirats und in Koordination mit einer Begleitgruppe der Verantwortungsträger einen grossen Teil der methodischen Fragen zum Vorgehen in Phase B klären. Der Abschluss der Phase A wird im Frühjahr 2017 erfolgen. In Phase B erfolgen bis Ende 2018 die eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen. Das Gesamtsystem der Aare wird unter Berücksichtigung von Interaktionen zwischen verschiedenen Bauwerken und deren Auswirkungen bei Versagen untersucht. Dazu werden in iterativen Schritten Schlüsselstellen und Subsysteme untersucht, und deren Auswirkungen auf das Gesamtsystem beurteilt. Anschliessend werden für ausgewählte Punkte in Beurteilungsperimetern verschiedene meteorologische und versagenstechnische Szenarien berechnet. Zielgrössen sind unter anderem Spitzenabfluss, Abflusshöhe und -dauer, Fliessgeschwindigkeit, und Volumen.

Projektziele

Meteorologische Extremereignisse, welche extrem selten (z.B. nur alle 1000 oder 10 000 Jahre) auftreten, können zu grossen Hochwasser-Ereignissen und demzufolge zu grossen Schäden führen. Bislang fehlt eine einheitliche Darstellung der Grundlagen für die Gefahren- und Risikobeurteilung von Bauten, Anlagen und Infrastrukturen während solchen Extremereignissen.

Aus diesem Grund hat das Bundesamt für Umwelt (BAFU) zusammen mit dem Eidg. Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) und den Bundesämtern für Energie (BFE), für Bevölkerungsschutz (BABS) und für Meteorologie und Klimatologie (MeteoSchweiz) das Projekt EXAR gestartet.

Ziel des Projekts «**EXAR** – Grundlagen **Ex**tremhochwasser **A**are-**R**hein» ist es, die bisher verwendeten Grundlagen für die Beurteilung der Gefährdung durch extreme Hochwasserereignisse an der Aare und, in einer zweiten Etappe, am Rhein unterhalb des Zusammenflusses der beiden Flüsse, zu überprüfen, allfällige Lücken zu identifizieren, sie zu schliessen und die Gefährdungsbeurteilung zu harmonisieren. Dabei sollen neben den Abflüssen auch mögliche Versagensprozesse an den Wasserbauten in die Gefährdungsabschätzung mit einbezogen werden.

Das Gesamtprojekt EXAR ist in Vorstudien und eine Hauptstudie unterteilt. Von 2013 bis 2015 wurden in diversen Vorstudien Grundlagen für die Hauptstudie erarbeitet und zusammengetragen. Es wurden u.a. die Grundzüge der Methodologie erarbeitet, Daten und Untersuchungen zu extremen Hochwasserabflüssen an Aare und Rhein zusammengetragen, historische Hochwasser untersucht und ein digitales Höhenmodell für die Aare erstellt.

Die Hauptstudie wurde im Januar 2016 initiiert und ist in eine Phase (A) und Phase (B) unterteilt. In der ersten Phase (A), welche im Frühjahr 2017 abgeschlossen wird, werden unter anderem Niederschlag/Abfluss-Szenarien vorbereitet sowie die Methodik verfeinert und an einer Pilotstrecke angewendet und getestet. In der zweiten Phase (B) erfolgen die eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen. Die Betrachtung der Rheinstrecke ist nicht Bestandteil von Phase A und B der Hauptstudie und wird zu einem späteren Zeitpunkt erfolgen.

Die Arbeiten in EXAR wurden inhaltlich resp. methodisch auf einzelne Arbeitspakete aufgeteilt (siehe Abbildung 1). Es werden die folgenden Themen bearbeitet: Entwicklung der hydrometeorologischen Szenarien, Untersuchung der wasserbaulichen Einrichtungen auf mögliche Versagensprozesse, Simulation der Grossraumhydraulik und hydraulischer Detailberechnungen und Quantifizierung und Fortpflanzung der Wahrscheinlichkeiten mithilfe der Ereignisbaumanalyse. Da die Bearbeitung der Studie interdisziplinärer und iterativer Natur ist, wurden die Koordination der verschiedenen Arbeitspakete und die Erarbeitung der Synthese als eigenständiges Arbeitspaket ausgelegt.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Das Projekt befindet sich momentan am Ende der Phase A, in welcher vor allem die Methodik verfeinert wurde. Erst in der zweiten Phase (B) erfolgen die eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen. Somit sind zum momentanen Zeitpunkt keine konkreten Resultate vorhanden. Im Folgenden wird jedoch die in Phase A erarbeitete Methodik beschrieben.

Methodik

Das Einzugsgebiet eines Flusses ist grundsätzlich ein zusammenhängendes System, bei dem sich Geschehnisse an einer bestimmten Stelle auf unterliegende (und in gewissen Fällen auch auf oberliegende) Stellen auswirken können. Allerdings kann zwischen Ereignissen unterschieden werden, welche das ganze Flussgebiet beeinflussen, und solchen, welche nur lokale bzw. keine massgeblichen Auswirkungen haben. Bei der Abschätzung der Gefährdung für Siedlungen und Infrastrukturanlagen in der Nähe des Flusslaufes sind beide Betrachtungsebenen notwendig. Für das Verständnis des ganzen Systems können allerdings die Geschehnisse mit nur lokalen Auswirkungen ausgeblendet werden.

Aufgrund der beträchtlichen Grösse des Einzugsgebietes der Aare wurde das gesamte Gebiet in verschiedene Subsysteme eingeteilt, welche über sog. *Transferpunkte* verbunden sind (Abbildung 2). Stellen im System (v.a. Bauwerke), welche auf Versagensmechanismen und ihr Verhalten im System untersucht werden, werden als *Analysestandorte* bezeichnet. Eine besondere Bedeutung kommt dabei jenen Analysestandorten zu, welche infolge von Versagensprozessen das Verhalten des Gesamtsystems der Aare massgeblich beeinflussen können.

Jene Punkte werden deshalb als *Schlüsselstellen* bezeichnet.

Da das Aare-System sehr gross ist (17 675 km², 43 % der Fläche der Schweiz), gibt es eine beträchtliche Anzahl an potentiell gefährdeten Gebieten und Infrastrukturanlagen. Deshalb wird der Auftraggeber eine Auswahl und Priorisierung von sog. *Beurteilungsperimetern* vornehmen, die im Verlaufe der Phase B auf die lokale Gefährdung hin untersucht und dokumentiert werden sollen. Die lokale Gefährdung ist je nach untersuchtem Objekt gekennzeichnet durch die Wassertiefe, Fliessgeschwindigkeit, Geschiebefracht und den Schwemmgutanfall an einer bestimmten Stelle im System.

An den Analysestandorten können Ereignisse wie z.B. extreme Hochwasserabflüsse sowie externe Einwirkungen wie technische oder operative Fehler zu einem Versagen eines Wasserbauwerkes führen. Das Verhalten an den Analysestandorten ist nicht deterministisch, d.h. ein bestimmter Input (Abfluss) führt nicht zwingend immer zum selben Ergebnis (z.B. Wehr bricht). Jeder der auftretenden Prozesse ist stochastischer Natur, d.h. für eine bestimmte Wassertiefe ist das Ergebnis mit einer Wahrscheinlichkeit behaftet. Die Abfolge mehrerer dieser stochastischen Zufallsergebnisse wird in sog. *Versagensszenarien* definiert. Mithilfe der Ereignisbaumanalyse können Prozessabfolgen abgebildet und Wahrscheinlichkeiten fortgepflanzt werden.

Die Grundlage der gemeinsamen Methodik bilden die Entwicklung von Meteoszenarien und die daraus resultierenden Niederschlagsereignisse, welche in einem hydrologischen Niederschlag-Abfluss-Modell für die ganze Aare und über mehrere hunderttausend Jahre hinweg kontinuierlich simuliert werden. Aus den Simulationsläufen werden rund 10–20 Szenarien mit typischen Ganglinien gutachterlich ausgewählt, welche als Input in die Gesamtsystemanalyse dienen.

Die weitergehende Verarbeitung erfolgt in drei Stufen: Bestimmung von Schlüsselstellen (Stufe 1), Simulation des Abflusses entlang der Aare für verschiedene Szenarien (Stufe 2) und Beurteilung der Gefährdung (Stufe 3). Aufgrund der parallelen Arbeitsweise der vier Arbeitspakete (AP1-4), welche aus der Vergabe der Mandate resultiert, erfolgt die Ausscheidung von Schlüsselstellen (Stufe 1) zeitgleich wie die Ermittlung von hydrometeorologischen Szenarien für die Untersuchung der Gesamtsystemszenarien. In Stufe 1 kann somit noch nicht auf diese Szenarien zurückgegriffen werden, weshalb die Ausscheidung der Schlüsselstellen anhand von *synthetischen Ganglinien* erfolgt. Diese sollen die mögliche Bandbreite der zu erwartenden Abflüsse abdecken und so eine Kalibrierung der Modelle ermöglichen.

Im Folgenden werden die drei Stufen des Vorgehens zur Beurteilung der Gefährdung in den Beurteilungsperimetern und aufbauend auf den erläuterten hydrometeorologischen Arbeiten noch detaillierter beschrieben:

Stufe 1: Bestimmung von Schlüsselstellen

Entlang der Aare befinden sich zahlreiche Bauwerke (Wehre, Brücken, Dämme, Geschiebesammler) und Rutschgebiete, welche im Hochwasserfall versagen und die Abflussganglinie in der Aare verändern können. Diejenigen Bauwerke, bei welchen ein Versagen in eine wesentliche Veränderung der Ganglinie im gesamten unterliegenden Aarelauf resultiert, werden als Schlüsselstellen bezeichnet. Um die effektiven aus der Vielzahl von potentiellen Schlüsselstellen herauszufinden, erfolgt auf der Ebene Subsystem an jedem Analysestandort eine Bauwerksanalyse und eine Beurteilung der möglichen Versagensszenarien. Hierfür werden verschiedene *Überflutungsgrössen* wie Abflusshöhe, -dauer, Fliessgeschwindigkeit etc. aus der hydraulischen Modellierung benötigt. Mögliche Versagensszenarien sowie deren abgeschätzte Wahrscheinlichkeiten werden in einem Funktionschema aufgelistet und in einem Ereignisbaum abgebildet und analysiert. Dieses iterative Verfahren zwischen den Arbeitspaketen dauert so lange, bis die relevanten Szenarien definiert werden können. Diese werden dann mit dem hydraulischen 2D-Modell nochmals simuliert und ihr Einfluss auf die Abflussganglinie am nächsten Transferpunkt untersucht. Falls sich die Abflussganglinie massgeblich ändert (Spitzenabfluss, Volumen, zeitliche Veränderung), handelt es sich um eine Schlüsselstelle und das Versagensszenario muss bei der Analyse des Gesamtsystems berücksichtigt werden.

Stufe 2: Analyse des Gesamtsystems

Die ca. 10–20 ausgewählten hydrometeorologischen Szenarien werden mit den relevanten Versagensszenarien an den Schlüsselstellen (aus Stufe 1) zu Gesamtsystemszenarien kombiniert und mit einem hydraulischen 2D-Modell simuliert. Gleichzeitig wird eine Ereignisbaumanalyse durchgeführt, mit welcher die Wahrscheinlichkeit der verschiedenen Gesamtsystemszenarien bestimmt wird.

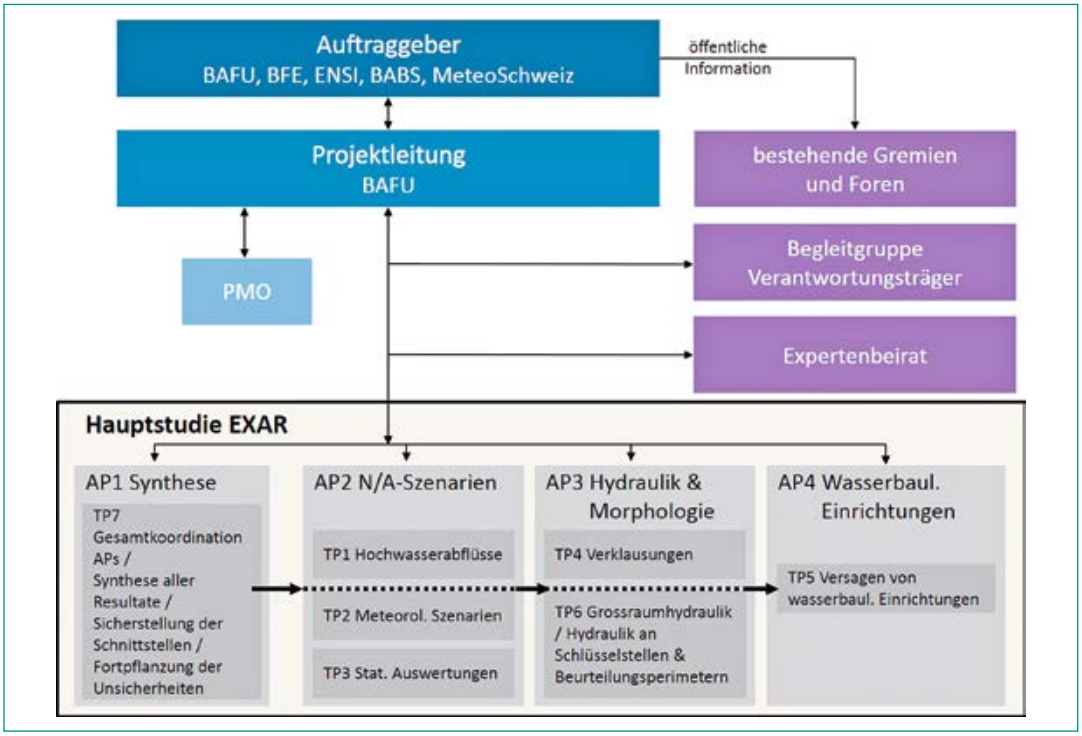


Abbildung 1: *Projektorganisation der Hauptstudie, mit beteiligten Gremien, Arbeitspaketen (AP) und Teilprojekten (TP1-7).*

Stufe 3: Gefährdungsbeurteilung

Die resultierenden Ganglinien aus Stufe 2 sowie weitere ausgewählte Ganglinien aus den Langzeitsimulationen aus dem hydrologischen Niederschlag-Abfluss-Modell dienen als Input für die Analyse der Gefährdung in den Beurteilungsperimetern. Hierfür werden die bereits in Stufe 1 erstellten Bauwerksanalysen und die Funktionsschemen für das Subsystem, in welchem sich der Beurteilungsperimeter befindet, überarbeitet und angepasst, sowie allenfalls Analysestandorte, welche (nur) lokale Auswirkungen auf den Beurteilungsperimeter haben, im Detail untersucht. Durch die Kombination von ausgewählten Ganglinien und für den Beurteilungsperimeter relevanten Versagensprozessen werden Subsystemszenarien gebildet, anhand welcher die Gefährdung des Beurteilungsperimeters bestimmt wird. Durch die Kombination von Simulationsresultaten aus dem hydraulischen Modell (Wassertiefe, Fliessgeschwindigkeit, etc.) und den dazugehörigen Wahrscheinlichkeiten aus der Ereignisbaumanalyse können die Gefährdungen an den ausgewählten Beurteilungsperimetern und für ausgewählte Subsystemszenarien abgeschätzt und dokumentiert werden.

Umgang mit Unsicherheiten

Unsicherheiten begleiten das Projekt bei jedem Arbeitsschritt. Während der Phase A wurden bereits einige Unsicherheiten identifiziert, welche in der Phase B dann vertieft betrachtet werden. Unsicherheiten bestehen z.B. bei den abgeschätzten Wahrscheinlichkeiten für die stochastischen Ereignisse, z.B. für den Kollaps einer Brücke oder ein operationelles Versagen bei einem Wehr. Eine weitere Unsicherheitsquelle bezieht sich auf die zugrundeliegenden hydraulischen Simulationen, welche verwendet werden, um die Szenarien zu definieren. Die Parameter der hydraulischen Simulationsmodelle sind selbst mit Unsicherheiten behaftet, die folglich eine Unsicherheit in den geschätzten Wasserpegeln implizieren und somit auch in der Entwicklung des Szenarios in einem Ereignisbaum. Die Behandlung der Unsicherheiten der Häufigkeits- und Wahrscheinlichkeitsparameter ist ein fester Bestandteil der Ereignisbaumanalyse. Wie die Auswirkung von Unsicherheiten der hydraulischen Modelle auf die Gesamtergebnisse miteinbezogen wird, wird in Phase B ermittelt.

Nationale Zusammenarbeit

Die Projektleitung liegt beim BAFU. Auftraggeber sind BAFU, BFE, ENSI, BABS und MeteoSchweiz (Abbildung 1). Die Zwischenergebnisse werden mit einer Begleitgruppe von Verantwortungsträgern

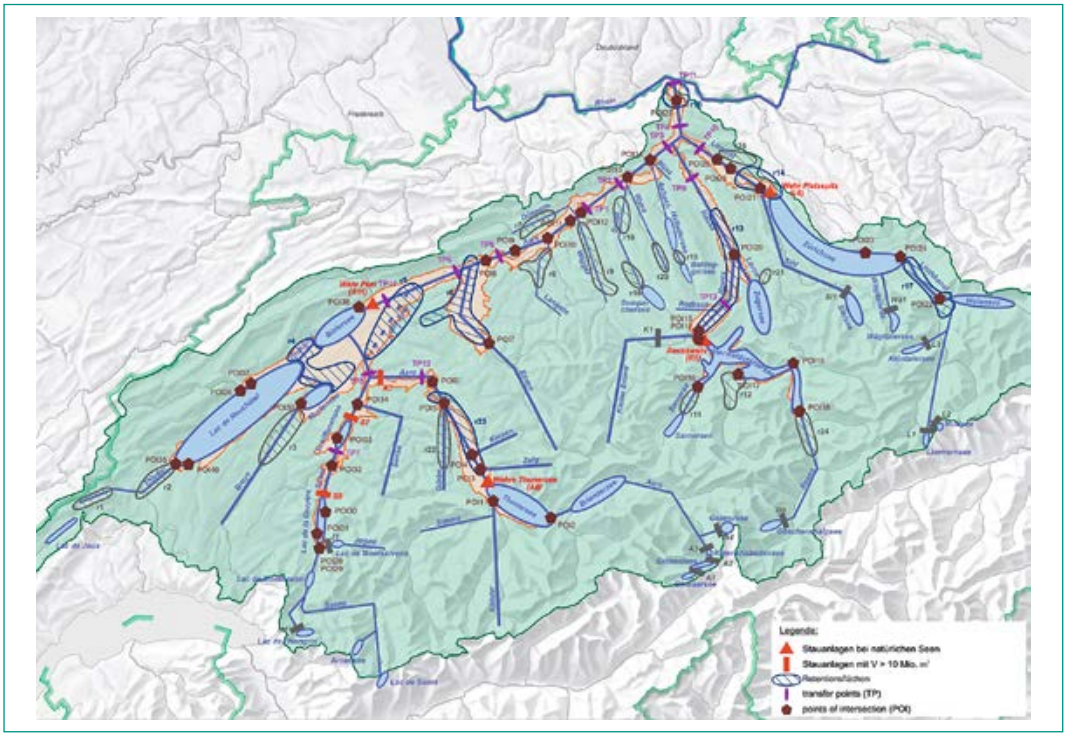


Abbildung 2:
Gesamtsystem der Aare, mit Aufteilung in Subsysteme. Gezeigt werden zudem Stauanlagen, Retentionsflächen, Transferpunkte und Übergabestellen.

diskutiert, in denen unter anderem die betroffenen Kantone entlang der Aare vertreten sind.
Die Hauptstudie wurde in vier Arbeitspakete aufgeteilt (Abbildung 1), mit der WSL und dem PSI in AP1, Uni Zürich, IAC ETH Zürich, Uni Bern, EPFL und Grenoble INP in AP2 sowie IUB Engineering AG, HZP und Geotest AG in AP3 & AP4.

Internationale Zusammenarbeit

Zur Validierung der vorgeschlagenen Vorgehensweisen und der erzielten Ergebnisse wird von der Projektleitung ein Expertenbeirat beigezogen. Der Expertenbeirat war bereits in der Vorstudie «Methodologie» involviert und begleitet das Projekt bis zu seinem Abschluss.
Der Expertenbeirat besteht aus Vertretern von verschiedenen Universitäten im In- und Ausland, die als international anerkannte Experten in ihrem Fachgebiet gelten.
Für den ersten Teil des Projekts EXAR wird nur die Aare untersucht. Es ist aber vorgesehen, die erfolgreich erprobten Methoden danach auch auf den Rhein anzuwenden. Dazu werden zusätzlich Vertreter aus Deutschland und Frankreich integriert werden müssen. Dies erfolgt jedoch erst nach Abschluss der vorliegenden Projektphase EXAR.

Bewertung 2016 und Ausblick 2017

Im Jahr 2016 wurden die meisten Vorbereitungsarbeiten zur Hauptstudie abgeschlossen und Phase A der Hauptstudie begonnen. Im Verlauf des Jahres konnten die Auftragnehmer unter Anleitung der Projektleitung, des Expertenbeirats und in Koordination mit der Begleitgruppe Verantwortungsträger einen grossen Teil der methodischen Fragen zum Vorgehen in Phase B klären. Der Abschluss der Phase A wird im Frühjahr 2017 erfolgen. In Phase B erfolgen dann bis Ende 2018 die eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen.
Die Entwicklung einer gemeinsamen Vorstellung, wie die Ergebnisse des Projektes dargestellt werden sollen, wurde in Phase A ansatzweise vorgenommen und wird in Phase B noch vertieft. Die Resultate der Studie für die Beurteilungsperimeter werden zum einen punktuell in Gefährdungskurven dargestellt. Hier wird die Häufigkeit einer gewissen Überflutungsgrösse gegenüberstellt (z.B. Häufigkeit und Fliesstiefe). Zum anderen werden in einem iterativen Vorgehen typische Szenarien bestimmt, welche wichtige Prozesskombinationen in einen Gewässerabschnitt und damit massgebliche Bereiche der Gefährdungskurve charakterisieren. Diese Szenarien werden dann für die Beurteilungsperimeter auch mittels Szenariokarten lokal flächig dargestellt.

Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES)

Author und Co-author(s)	V.N. Dang, L. Podofillini
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	OHSA/D16, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, https://www.psi.ch/rhr/
Duration of the Project	2015-2018

ABSTRACT

An appropriate and comprehensive consideration of human performance is essential in the safety management of nuclear power plants. With this overall aim, the project addresses the qualitative and quantitative analysis of decision-related failure scenarios that may lead to the performance of undesired actions, referred to as Errors of Commission (EOCs). A second focus is the collection of plant-specific human performance data in simulated emergencies and its use in the estimation of human failure event probabilities.

The main topics addressed and the results obtained in 2016 include:

- A first EOC quantification model for PSI's method CESA-Q was implemented as a Bayesian Belief Network. The model was built from the CESA-Q database, a set of 26 operational events involving EOCs, previously analysed and quantified. The idea is that the database provides information on some of the model parameters, and the rest would be filled by an interpolation algorithm. Results show that the so-built model well reproduces the EOC probability (on a semi-quantitative likelihood scale) of the database events. Given the small size of the CESA database, a number of subjective assumptions had to be made to satisfy the requirements of the functional interpolation method; this may hinder the model development traceability. The PhD research work started in November 2016 will address this issue along with the validation of the developed model.
- work in 2016 has started to update the CESA-Q database with more recent events. The IRS database, operated by the IAEA and the OECD/NEA, has been processed to identify candidate events in the period starting from the year 2000. From an initial assessment, it is expected that about 5–10 events will be added to the database. Two examples of such events are given in this report. Identification and analysis of candidate events will continue in 2017.

Project goals

The overall aim of the project «Reliability of Operators in Emergency Situations» is to ensure that human performance is appropriately and comprehensively considered in the safety management of nuclear power plants. The project addresses specifically Human Reliability Analysis methods and applications, with which operator actions and human performance are analyzed in the Probabilistic Safety Analyses of the power plants. The project consists of three subprojects: **Errors of Commission** (EOCs), **HRA data from simulators,** and (operator actions in) **Seismic and highly demanding conditions**[1] .

The main goals for 2016 were:

Errors of Commission

This subproject deals with plant-specific studies to identify decision-related failure scenarios that may lead to the performance of undesired actions in abnormal and emergency situations, referred to as Errors of Commission) and the methods to identify and quantify such scenarios, in particular the CESA method for the identification of potential EOCs and the CESA-Q method for estimating EOC probabilities [1], [2], [3]. In 2016, one goal was to identify EOC scenarios in the fourth Swiss pilot study (Pilot Study IV); a second goal was to further develop the technical basis for an implementation of the CESA-Q method using Bayesian Belief Networks (BBNs) and to extend the CESA-Q database considering recent operating experience (currently, most of the events in the database refer to the 1990s). Pilot Study IV could not start as planned because the group has been significantly understaffed during 2016. The study is scheduled to start in 2017.

HRA data from simulators

This subproject deals with the collection of data in simulated accident scenarios and its use in the estimation of human failure event probabilities. Efforts to establish an international study to compare methods for the quantitative use of simulator as foreseen in the planning for 2016 were continued. A second task in this area is the specification of the data collection methodology.

Seismic and highly demanding conditions

The completion of the review of HRA methods applicable in scenarios initiated by external events and in accident management conditions was the goal in this subproject.

Work carried out and results obtained

Errors of Commission
CESA-Q quantification method / model-based quantification

In previous work by our research group, BBNs have been reviewed for application to HRA [4]. Attractive features were identified, mostly related to the ability to capture strong factor interactions and to combine different types of information (data and judgment) in the quantitative model: because of the limited data available, these features appear particularly suited to the quantification model underlying the CESA-Q method. The overall goal for the ROES project is to develop a framework to quantify these relationships with a traceable use of data and expert judgment. The input to the model would be the so-called CESA-Q adjustment factors, which characterize the strength of the error-forcing impact of a particular situation: the quantitative model is intended to provide an overall assessment on the CESA-Q «reliability index» scale (from 0 to 5: 0 – extremely high error-forcing impact; 1 – very high; …; 4 – very low; 5 – no error-forcing condition identified). Figure 1 shows the BBN implementation of the CESA-Q working model.

In 2016, the work addressed the integration in the model of information from the CESA-Q database: a database of 26 EOCs identified from operational events, already analyzed qualitatively and quantitatively [3]. The idea is that the CESA-Q database will be used as basis to determine the BBN relationships. A BBN model represents the relationships between the evidence (or factors) and the outcome in terms of Conditional Probability Distributions (CPDs). The CPDs are the parameters of the BBN model and represent the probabilities of the states of the child or output nodes conditional on the parent or input nodes. Indeed, due to its limited size, only some CPDs may be inferred from the database: the need to resort to methods to fill the

[1] In parallel to this research project, PSI/NES supports ENSI through on-call tasks. The tasks related to HRA are mainly oriented towards reviews of the HRAs submitted to ENSI by the Swiss utilities as a part of their Probabilistic Safety Assessments (PSAs). The work carried out within on-calls provides impulses for the research and motivates the development efforts to enhance current methods. As the on-call tasks are funded separately, their specific content and results are not addressed in the present report.

remaining, missing parameters in BBN models is foreseen. The 2016 work explored the use of the functional interpolation method, whose concepts were developed earlier by the RHR research group, to determine CPDs making use of reduced information [5]. A comparative evaluation has shown that this CPD filling method appears to be better suited at capturing the possibly strong and interacting effects typical of HRA models, compared to other methods from the literature (Mkrtchyan et al., 2016).

The functional interpolation method builds the whole set of CPDs starting from selected ones («anchors»). The analyses in the CESA-Q database constitute patterns of factor ratings and reliability indexes, for the specific events in the database. The idea is to use these patterns to inform the corresponding BBN CPDs. Indeed, the database entries generally do not cover all the required anchors: in this work, to demonstrate the functional interpolation approach, the rest of the CPDs is assessed based on the authors' judgment. Then, a number of other challenges had to be addressed. First, the database analyses, in their original form, only provide information on the input and output states for the BBN, not on the values of the intermediate nodes (e.g. node «verification» in Figure 1). The solution for the present work has been to review the event analyses and, for each database entry, assign the most likely state for the two intermediate nodes – based on the authors' judgment. Also, the database assessments in [3] give specific instances of inputoutput states associations, not CPDs. For the present work, rules were derived, by expert judgment, to determine the CPDs based on the amount of information from the database related to these CPDs. The use of the formal approach to incorporate expert probability assessments in HRA models presented in [6] is planned for future work to replace these subjective rules.

Once the anchor CPDs have been determined, the functional interpolation method automatically fills-up the remaining CPDs. The BBN response on the operational events is presented to evaluate how well it reproduces the known results. Figure 2 shows the response in terms of the reliability index i (left). The generally monotonous trend of the response is an indicator of the BBN's ability to represent and distinguish the increasing EOC-forcing impact of the different events. Also, both the reliability indexes and corresponding EOC conditional probabilities from [2] lie within the 25th and 75th percentile of the BBN uncertainty output distribution.

In previous work, the authors have addressed a similar problem (building the CESA-Q BBN from operational events' analyses), using a different CPD quantification method [7]. The approach builds the CPDs based on information on general factor tendencies (e.g., of the type «if factor 1 is low and factor 2 is high, then the output is high»), then converted into weighted functions relating the parent and the child nodes. In [8], information about these tendencies was obtained from the operational

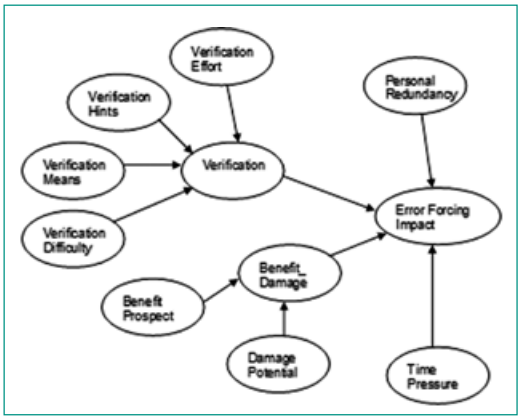
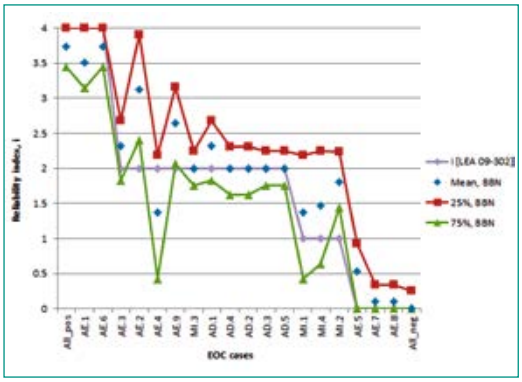


Figure 1:
The BBN structure modelling influence of CESA-Q adjustment factors on the Errorforcing impact (EFI)



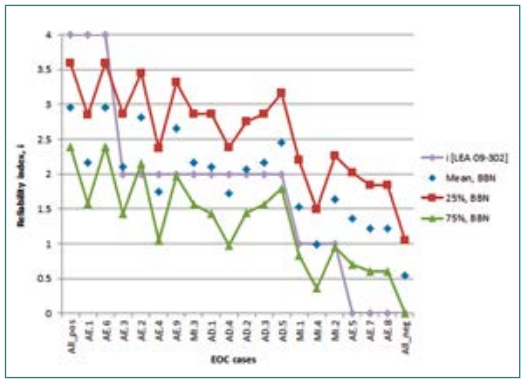


Figure 2:
Comparison of the predictions of the BBN with the operational event analyses from Reer (2009a) (LEA 09-302 in the figure) (submodel for «Misleading Indications»: MI, «Adverse Exception»: AE, «Adverse Distractions»: AD); Left: from interpolation algorithm (Podofillini et al., 2016), right: from literature approach [8].

event analyses. Figure 2 (right) shows the response of the model. For the extreme levels very low (i=4) and extremely high (i=0), overestimation and underestimation of the error forcing impact are visible, respectively. The performance of the method from ref. [7], along with that of other CPDs filling methods, has been further investigated in Mkrtchyan et al. (2016): the conclusion is that these methods encounter difficulties when reproducing strong single and multifactor influences (e.g. one factor alone or in combination with few others determines the output of the child node). As discussed in Mkrtchyan et al. (2016), the functional interpolation method has the largest modelling flexibility in terms of representing factor influences and uncertainty. However, this comes at the cost of its high information requirement, which may become intractable for large networks.

Extension of CESA-Q database of operational events

The work to extend the CESA-Q database started in 2016. The primary source of information for this initial phase has been the International Reporting System for Operating Experience (IRS), an international system jointly operated by the International Atomic Energy Agency (IAEA) and the Nuclear Energy Agency of the Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD/NEA) (https://nucleus.iaea.org/Pages/irs1.aspx). The reported events including generic human performance issues were first identified. This led to the selection of about 200 events connected to various performance issues, for example including human failures of different types (e.g. during operational as well as maintenance tasks, errors of omission and commission), organizational issues, or technical failures resulting in human performance issues. These 200 events were further processed to identify failures related to human failure events as typically modelled in the PSA framework (covering both omission and commission errors): about 50 events were then selected. Currently, these 50 events are being analyzed in detail to identify and characterize the events associated to the performance of inappropriate actions. Table 1 shows two examples of the operational events involving EOCs identified so far. From an initial estimate, it is expected that about 5–10 new EOC events will be added to the CESA-Q database. Work in 2017 will continue with the identification of EOC events within the singled out 50 and with their qualitative analysis in the framework of the CESA-Q factor set.

National Cooperation

The planned Pilot Study IV and scoping analyses of EOC situations for external and/or area initiating events deal with the Swiss nuclear power plants. As with the previous EOC studies, the project is in the process of arranging for the plants' support of this work through the provision of the PSA, plant procedures, and access to plant operators and training personnel.

International Cooperation

In connection with the subproject «Seismic and highly demanding conditions», PSI is leading a task of the OECD NEA/Committee for the Safety of Nuclear Installations (CSNI) entitled, «Human Reliability Analysis in External Events PSA – survey of methods and practice». This joint task of the CSNI's Working Groups on Risk Assessment and on Human and Organizational Factors was approved in December 2014. The survey questionnaire is in preparation.

Table 1:
Two operational events involving EOCs identified from the IRS database (https://nucleus.iaea.org/Pages/irs1.aspx)

Plant unit (country), year	Event description	EOC identified
Doel-1 (Belgium), 2015	**Inoperability** of several trains of essential raw water cooling with **flooding of pump room**	EOC 1: isolation of wrong train of raw water cooling system EOC2: loosen flange on wrong train of raw water cooling system EOC3: start stand-by train with loosened portion of piping
SUSQUEHANNA-2 (US), 2013	**High pressure coolant injection manually overridden** prior to a manual scram during a plant transient	Premature overriding of High Pressure Coolant Injection (HPCI) prior to scram

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

Errors of Commission

The work in this area consists of a methodological aspect and plant-specific studies. The plant-specific studies, Pilot IV study and the EOC in external event scenarios, will be initiated in 2017, a delay with respect to the project schedule. In particular, the agreement with the nuclear power plant to obtain the documentation for Pilot IV is pending. Separately, the issue with staff resources led to a prioritization of the methodological developments. These dealt with the quantification model for the CESA-Q method and the CESA-Q database of past EOC events, summarized below.

Concerning the development of a quantification model for the CESA-Q method, the functional interpolation method has allowed determining all BBN relationships starting from a set of anchor CPDs. The anchor CPDs were informed from analyses of operational events involving EOCs or directly from the authors' judgment. Compared to another method from the literature, the functional interpolation method appears to be better suited at capturing the possibly strong and interacting effects typical of HRA models. However, the method may have heavy information requirements that would make it impractical for large BBNs. Also, given the small size of the CESA database, a number of subjective assumptions had to be made to satisfy the requirements of the functional interpolation method, which may hinder the traceability of the development of the CESA-Q model. The PhD work started in late 2016 will build upon this previous work, with the aim to develop an approach to formally combine data available and expert judgment, such that all steps of the process be traceable and repeatable.

The IRS international database is being analyzed to identify operational events involving EOCs to extend the CESA-Q database, which constitute an important element of the method's technical basis. From an initial estimate, it is expected that about 5–10 new EOC events will be added to the CESA-Q database. Work in 2017 will continue with the identification of EOC events within the singled out 50 and with their qualitative analysis in the framework of the CESA-Q factor set.

HRA data from simulators

An international study was foreseen in the project plan, with the aim to compare methods for the quantitative use of data collected in simulators for HRA. Discussions held in 2016 with various partners, with the outcome that the various ongoing projects do not provide the conditions needed for an international cooperative study at this time. While the activities in the partner countries will continue to be monitored within the ROES project, the ROES research tasks in this area need to be reorganized with a more independent development strategy.

Publications

L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V.N. Dang. Methods for building Conditional Probability Tables of Bayesian Belief Networks from limited judgment: An evaluation for Human Reliability Application. Reliability Engineering & System Safety, 151, July 2016, pages 93–112, 2016

L. Podofillini, L. Mkrtchyan, V.N. Dang. Quantifying human reliability analysis BBNs from partial information: combining operational event analyses and expert judgment. Proc. European Safety and Reliability 2016 (ESREL 2016), Glasgow, UK, 25–29 September 2016, 2016

References

[1] B. *Reer, V.N. Dang, S. Hirschberg:* The CESA method and its application in a plant-specific pilot study on errors of commission, Reliability Engineering & System Safety, 83(2) 187–205, February 2004.

[2] *B. Reer:* Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, LEA 09-302, Villigen PSI, Switzerland, 2009.

[3] *B. Reer, V.N. Dang:* Situational Features of Errors of Commission Identified from Operating Experience. LEA 09-303, Villigen PSI, Switzerland, 2009

[4] *L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V.N. Dang*. Bayesian belief Networks for Human reliability analysis: a review of applications and gaps. Reliability Engineering & System Safety, 139, July 2015, pages 1–16, 2015

[5] *L. Podofillini, L. Mkrtchyan, V.N. Dang*: Aggregating Expert-Elicited Error Probabilities to Build HRA Models. In: Proceedings of the ESREL 2014, Sept. 14–18, Wroclaw, Poland, pp. 1083-1091; 2014.

[6] *L. Podofillini, V.N. Dang:* A Bayesian approach to treat expertelicited probabilities in human

reliability analysis model construction. Reliability Engineering & System Safety 117, September 2013, pages 52–64, 2013.

[7] *N.E. Fenton, M. Neil, and J. G. Caballero:* Using ranked nodes to model qualitative judgments in Bayesian networks. IEEE Transactions on Knowledge and Data Engineering, Vol. 19, No. 10, pp. 1420–1432, 2007.

[8] *L. Podofillini., L. Mkrtchyan and V.N. Dang:* Quantification of Bayesian Belief Net Relationships for HRA from Operational Event Analyses, Proceedings of PSAM 12 conference (Probabilistic Safety Assessment and Management), 22–27 June 2014, Honolulu, Hawaii, 2014.

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland

SB-MNG-REP-002-17

Author und Co-author(s)	H. Ferroukhi, I. Clifford, A. Vasiliev, M. Krack and Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch, http://www.psi.ch/stars
Duration of the Project	1.1.2016 – 31.12.2019

ABSTRACT

The research collaboration with ENSI in the framework of the STARS program was renewed in 2016 with continued emphasis on the development and validation of multi-physics computational schemes for best-estimate plus uncertainty analyses of the Swiss LWRs. The main outcome of the yearly research activities can be summarised as follows.

On the plant behaviour side, the TRACE validation against PKL-3 station-black-out experimental tests was completed, showing a satisfactory performance in most cases although revealing a large sensitivity to the modelling of heat losses. Concerning fuel assembly thermal-hydraulics, the assessment of the sub-channel code COBRA-TF was continued primarily for PWR calculations. In this context, a shift of the CFD activities towards in-core fluid flow analyses was also undertaken with the development of large full bundle models for the PSBT benchmark. With regards to uncertainty analysis, the approach for Bayesian calibration of uncertainties in TRACE physical models was complemented with the development of a simplified surrogate model based on principal component analysis with Gaussian process regression.

For core physics, the assessment of SIMULATE-5 was continued with focus on PWRs and in this context, significant enhancements of critical boron concentration predictions could be achieved for the open MIT BEAVRS benchmark. Concerning CASMO-5, its validation for burnup calculations against PIE data from the Swiss reactors was updated based on the new in-house CMSYS/BOHR methodology for assembly history reconstruction. A significant improvement of the predicted isotopic compositions could be achieved for most nuclides, including isotopes of high relevance for long-term decay heat and neutron emissions. On the transient side, the validation of SIMULATE-3K against SPERT RIA tests with account of nuclear data uncertainties was continued, revealing a tendency for highest uncertainties in predicted transient power and enthalpies at cold start-up conditions and when using SCALE covariance libraries.

Concerning fuel modelling, the development and validation of FALCON base irradiation methodologies was enlarged to modern Swiss PWR fuel designs. Regarding the phenomenology of clad lift-off at high burnup, the FALCON modelling and analyses of Halden over-pressure tests were continued and revealed the potential for significant effects from bonding and fuel cracking/relocation on the fuel thermo-mechanical behaviour, something that is currently not handled by most of the modern fuel performance codes. On the LOCA side, a model for pulverised fuel relocation in the ballooned zone was developed and a first assessment showed that this could, via the substantially increased local temperatures, lead to an earlier clad rupture compared to an analysis with no-relocation or with uniform fuel stack relocation. Finally, for multi-physics, main focus was given to full core LOCA analyses. In this context, the

COBALT methodology for integrated CMSYS/TRACE/FALCON computations was updated for Swiss PWR analyses. Concerning TRACE, a novel approach for the vessel and core nodalization was elaborated such as to allow for an individual modelling of each fuel assembly and with account of cross-flows. Also, a first assessment of the TRACE dynamic gap model was conducted, showing a satisfactory performance in relation to stored energies and transient fuel temperature calculations but not for clad ballooning/rupture estimations

Table 1:
Perspectives 2016

Plant System and Thermal-Hydraulics	Complete Validation of TRACE against PKL-3 Tests
	Conduct First Application of Global Sensitivity Analysis Methods to Validation of TRACE CHF Models against SETs
	Complete Validation of STAR-CCM+ for ROCOM Experiments and Start Assessment for Fuel Bundle Analyses
	Conduct first Development Stage towards Coarse-Mesh CFD Methodology for PWR Fuel Assembly Flow Analyses
	Establishment and Application of UQ Methodology for STAR-CCM+ Analyses of OECD/NEA FLOMIX Benchmark
Core Behaviour and Reactor Physics	Periodic Model Updates and Core Licensing Verifications for all the Swiss Reactors
	Transition and Assessment of Basic CASMO-5/SIMULATE-5 Scheme for the Swiss reactors
	Development and validation of BOHR/CASMO Methodology for Assembly Burnup Calculations
	Start assessment of nTRACER Capabilities towards Time-Dependant Analyses
	Continue SIMULATE-3K Validation with Nuclear Data Uncertainty Quantification for Enlarged set of SPERT RIA Tests
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Realization and Completion of On-Call on STAV7 Benchmarking for SVEA-96 Optima 2
	Development and Analysis of RIA LS-Test Rods with new FG Trapping BI Methodology
	Assessment of FALCON Clad Hydrogen Uptake Model with Integration of V&V Matrix in FMSYS
	Complete Falcon V.1.3/GRSW-A Coupling along with Verification for Selected Benchmark Cases
Multi-Physics	Realization and Completion of YUMOD-2016 TS3K On-Call
	Development of Methodology for PWR Full Core LOCA Analyses
	Enlarge validation of TS3K for BWR stability Analysis and Launch Refinements towards Non-Uniform Axial Nodalization Scheme
	Start Familiarisation with CASL Solvers and Methods

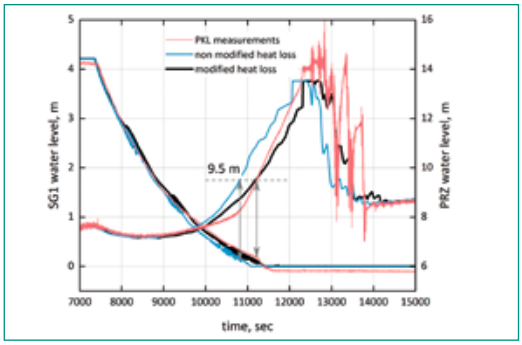


Figure 1:
Effect of Heat Loss Modelling on TRACE Predictions of Water level Evolution for PKL-3 Test H2.2. Run1

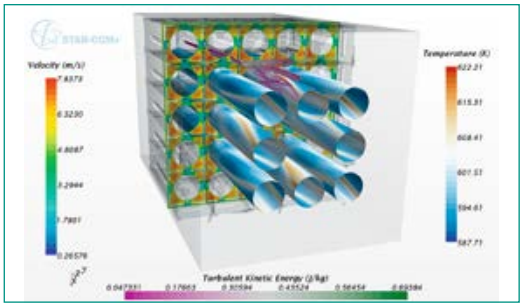


Figure 2:
Star-CCM+ Results for Flow in a full-length PSBT fuel Bundle

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. During 2016, the STARS/ENSI research contract was renewed and the main yearly objectives are listed in Table 1.

Plant system analyses and thermal-hydraulics

The validation of TRACE for experiments in integral test facilities (ITF) was continued during 2016. On the one hand, post-test analyses of OECD/PKL-3 station blackout (SBO) tests (H2.1, H2.2 run1 and H2.2 run2) were conducted. As part of this, the detailed modelling of heat losses from the primary

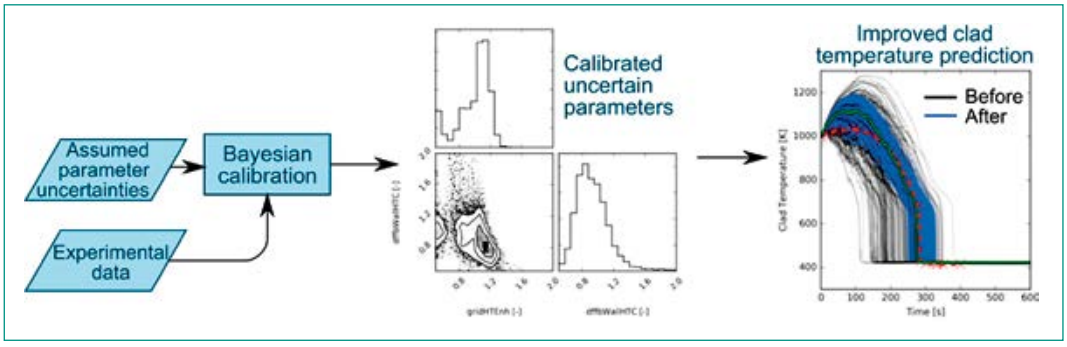


Figure 3:
Bayesian Calibration of TRACE Reflood Model Uncertainties

system components was found to play a key role on the TRACE ability to reproduce the PKL-3 SBO tests. On the other hand, the modelling and analysis of all ROSA/LSTF SBLOCA tests was updated for TRACE v5.0 patch 4 (P4). As part of the update process, several changes were made to the previous RC3 models in order to improve the stability and the quality of results when using P4. Since P4 includes substantial changes in the area of choked flow modelling, the nodalization of the break valves was proven to be the most critical upgrade in all test cases. Regarding separate-effect-tests (SET), the performance of P4 for Pre- and Post-CHF heat transfer analyses was also assessed, showing an overall improvement of the code predictions compared to older code versions. Further assessments for selected boil-off experiments combining both post-CHF heat transfer and boil-off were also conducted, suggesting good TRACE predictive capability at low-flow conditions but not during boil-off where creep flow develops.

Concerning CFD analyses, studies of down comer mixing was continued this year for the ROCOM test facility in the context of the OECD/PKL-2 and PKL-3 projects. PKL-2 test 2.2 and PKL-2 test 2.3 were in this framework simulated using Star-CCM+. At this stage, a clear mismatch between experimentally derived concentration values and the injection tracer was observed and further work will be required to identify the source of discrepancies. For PWR fuel assembly thermal-hydraulics, steps towards using CFD numerical solutions to assess the sub-channel code COBRA-TF (CTF) were also undertaken. Among other things, Star-CCM+ model for a full-length 5x5 fuel assembly from the OECD/NEA PSBT benchmark was developed and steady-state single-phase flow simulations were conducted on 4096 cores at the Swiss National Supercomputing Centre (CSCS), constituting thereby the largest CFD simulation completed in STARS to-date. For a simplified 2x2 bundle geometry without grids, the STAR-CCM+ results were used to assess CTF, showing tendencies of the latter to underestimate the cross-flow between adjacent sub-channels and to strongly over-predict the pressure drop along the bundle. For the latter, studies showed a minor influence from the CTF turbulence mixing model while substantial improvements were achieved with the implementation in CTF of new a wall friction model.

Research on Bayesian calibration of uncertain model and physical parameters in TRACE simulations, using experimental data for the FEBA reflood test facility, was largely completed this year. The calibration, which uses Markov Chain Monte Carlo simulation, has been demonstrated for a 7-parameter FEBA meta-model. The meta-model, a simplified model that accurately reproduces the outputs of the FEBA TRACE model with minimal computational effort, was developed using principal component analysis (PCA) combined with Gaussian Process (GP) regression.

Reactor physics and core analysis

For the CMSYS platform used for steady-state core analyses of Swiss LWRs, an important objective for 2016 was to consolidate the transition from SIMULATE-3 (S3) to SIMULATE-5 (S5). Although less progress than initially planned could be achieved due to a shift in priorities towards BWR dryout, the assessment for PWRs was continued both for the KKG plant and for the open MIT 2-cycle BEAVRS benchmark. For the latter, several model refinements were implemented that allowed to resolve the trend for underpredicted critical boron concentration observed so far. Among other things, it was found that the S5 results would be more sensitive to the reactor operating history, indicating thus the potential to achieve a high performance for the Swiss reactors provided a fine enough burnup condensation scheme is used. And regarding the latter, the in-house BOHR algorithm to reconstruct assembly operating histories (e.g. for downstream FALCON analyses) was enlarged to a coupling with CASMO for 3-D assembly pin-wise nuclide vector reconstruction. Focus was then given to validate this new BOHR/CASMO scheme against PIE data for several Swiss spent fuel samples. And it was shown that through the detailed operating history modelling provided via BOHR, the CASMO nuclide predictions would on an overall basis and for both actinides as well as fission products be significantly enhanced.

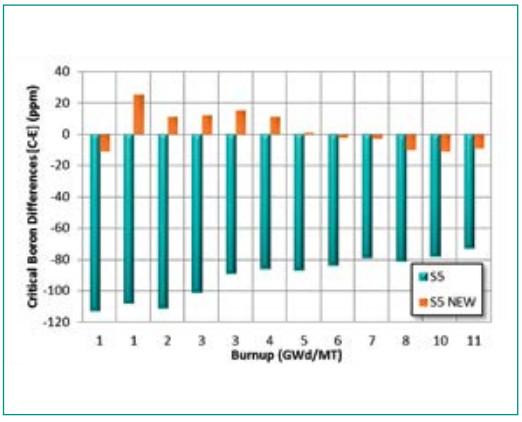


Figure 4: *Assessment of SIMULATE-5 Critical Boron Predictions for PWR BEAVRS Benchmark*

Concerning uncertainty analysis, two important milestones were achieved during 2016. On the one hand, a pilot study to integrate nuclear data uncertainty quantification in CMSYS core analyses was completed for a PWR plant, showing significantly lower uncertainties for assembly power distributions than reported so far in the open literature, For transient analyses, the validation of SIMULATE-3K against SPERT RIA experiments with account of nuclear data uncertainties was enlarged to all tests from cold-zero to hot full power conditions and with an assessment of three variance-covariance matrices (VCM). Both total power and reactivity showed a good agreement with the measurements for most tests. The spread of results for different parameters was found to be systematically largest when using SCALE 6.2 VCM library (SCL6.2) and smallest with the ENDF/B-VII.1 VCM library. And when comparing tests results, it was found that the largest uncertainties would be obtained at cold start-up conditions. Nevertheless, a non-zero skewness of the statistical distribution of the predicted time dependent parameters was however obtained, something that might indicate an impact from dynamical phenomena on the nuclear data perturbations that is not yet understood and that will need to be further studied.

Property, Unit	PIE	FALCON-PSI
Burnup, MWd/kg	71.5	71.6
Gas pressure, MPa	15.2	14.4
Fission gas release, %	18–20	15.5
Fuel axial elongation, m	7.87E-2	4.95E-2
Clad axial elongation, m	8.75E-2	5.95E-2
Max. oxide thickness, µm	154	157.8

Table 2: *Results for a PWR rod (FUMEX II)*

Fuel modelling and safety criteria

The FMSYS platform for FALCON base irradiation (BI) methodologies of Swiss fuel designs was further developed during the year. More specifically, models for a modern PWR fuel rod design were integrated in association to a full-core LOCA analysis and to consolidate the BI methodology, a validation of the nodalization as well as the numerical/physical models was conducted on the basis of IAEA FUMEX II experimental cases. In this context, specific attention was given to assess the need to integrate in the BI methodology for the Swiss fuel designs, the detailed time evolution of the axial high energy neutron flux shape as this could affect both oxidation but also clad creep and elongation. At this stage, the results indicate a minor effect for PWRs, implying that using the built-in FALCON models should be sufficient even if this remains to be confirmed by enlarging the validation to other cases.

Concerning high burnup fuel performance, an analysis of several over-pressure «lift-off» tests carried out by the OECD Halden Reactor Project (HRP) was performed using an advanced version of the fuel performance code FALCON coupled with the GRSW-A model for fission gas release and gaseous-bubble swelling developed by PSI. The general goal of these experiments and the corresponding calculations is to identify the governing processes

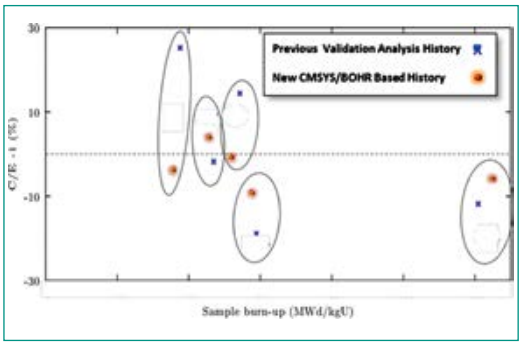


Figure 5: *Validation of BOHR/CASMO against 5 Swiss PIE Samples – Results for ^{244}Cm*

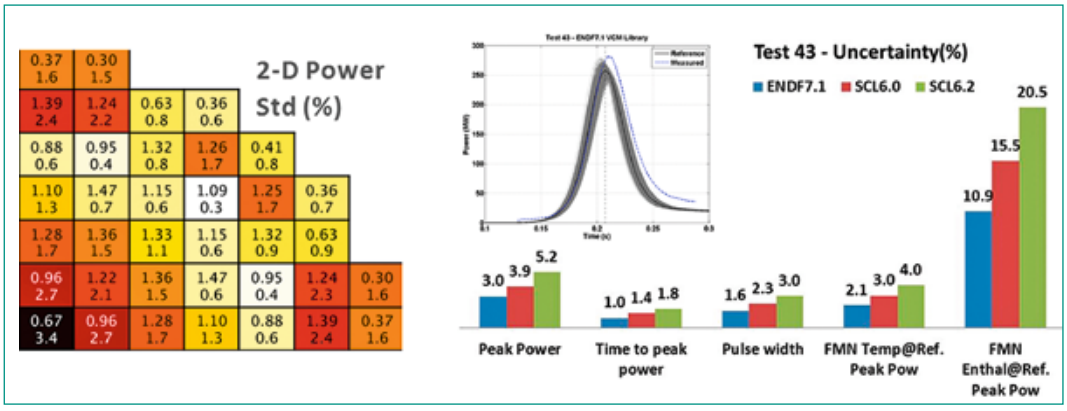
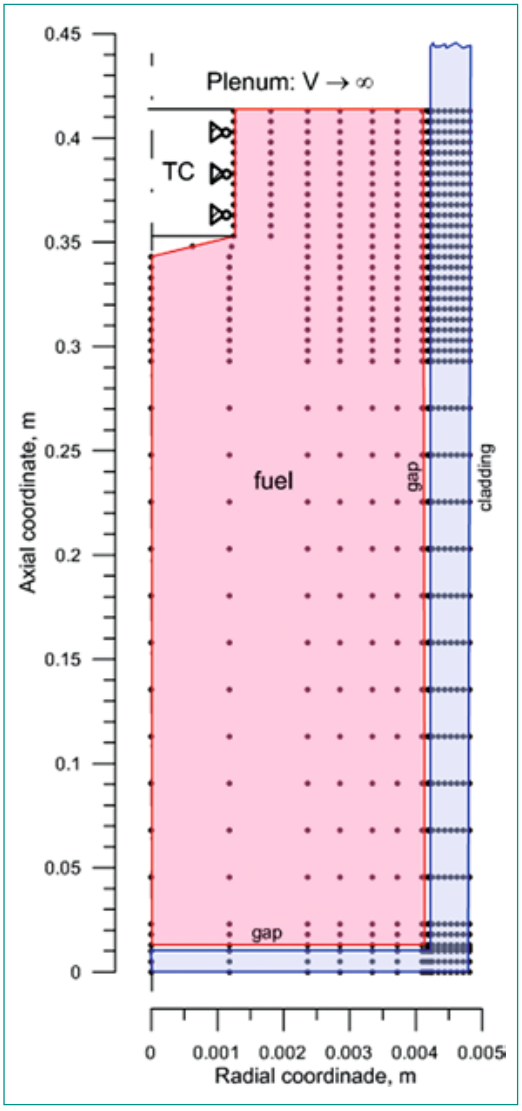


Figure 6: *Left: Uncertainties in CMSYS PWR Assembly Power Distributions due to Nuclear Data (Left) – Right: SIMULATE-3K Analysis of SPERT RIA Test 43 with Nuclear Data Uncertainty Quantification*



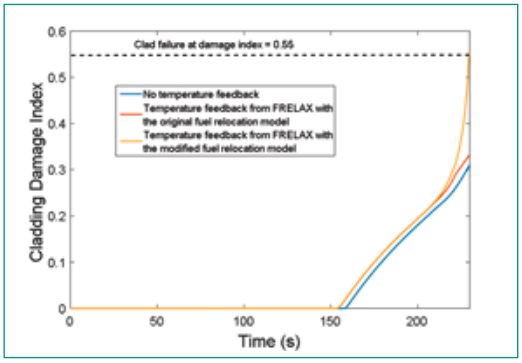


Figure 7: (left) *FALCON Model for Analysis of Halden Clad Lift-off Tests*

Figure 8: (right) *Effect of fuel relocation on clad failure during LOCA Transient*

and specific features of the high-burnup fuel behaviour and, eventually, explore critical conditions for rod failure caused by a very high internal gas pressure. Figure 7 shows the finite-element model applied in the FALCON calculations. Significant effects of bonding and fuel cracking/relocation on the thermal and mechanical behaviour of highly over-pressurized rods, with a fuel burnup of ca. 60 MWd/kgU, have been identified. The effect of bonding is particularly pronounced in the tests with fuel segments pre-irradiated in PWRs. It is concluded, that the identified effects are largely beyond the current state-of-the-art fuel-rod licensing analysis methods.

Finally, with regards to LOCA fuel behaviour, after completion of the fuel fragmentation model, the focus was moved to the development of the corresponding fuel relocation model. As part of this, the cladding damage index for selected Halden LOCA tests was calculated using three different ways: (1) without temperature feedback from FRELAX (no fuel relocation), (2) with uniform fuel stack relocation switch on (original FRELAX relocation model), and (3) the effect of pulverized fuel relocating into the balloon is evaluated (modified relocation model). The key result is the sharp increase in the cladding damage index starting at around 220s. At that time the threshold of 5% for fuel relocation is reached and pulverized fuel starts to relocate downwards. The local temperature increases which leads to a faster damage build-up and, eventually, to an earlier rod rupture. Thus the consideration of pulverized fuel relocation decreases the time to rupture by about 20 seconds compared to no relocation. This is only a qualitative result showing the added value of the modified relocation model, which is relevant only for high burnup fuel where the high burnup structure pulverizes and can easily relocate and thus contribute to the heat source at the balloon. The rupture time is shortened by 9 seconds compared to the uniform relocation model, but the maximum cladding strain is larger.

Multi-physics safety analyses

For multi-physics safety analysis schemes, the validation of TRACE/S3K (TS3K) for BWR stability analyses on the basis of the OECD/NEA Oskarshamn 2 benchmark was enlarged to the blind analysis of stability tests conducted prior and after the event. However, precise measured stability parameters for these tests were not available, preventing thereby to draw any quantitative conclusions on the TS3K validation for these tests even if the obtained results indicate adequate performance from a qualitative point of view.

Regarding hot channel/hot rod analyses, the development of a COBALT module to transfer SIMULATE (or S3K) pin power distributions along with assembly inlet/outlet boundary conditions to COBRA-TF sub-channel analyses was started.

As proof-of-principle, test calculations were conducted for a modern BWR fuel assembly design and on this basis, the next steps will be to consoli-

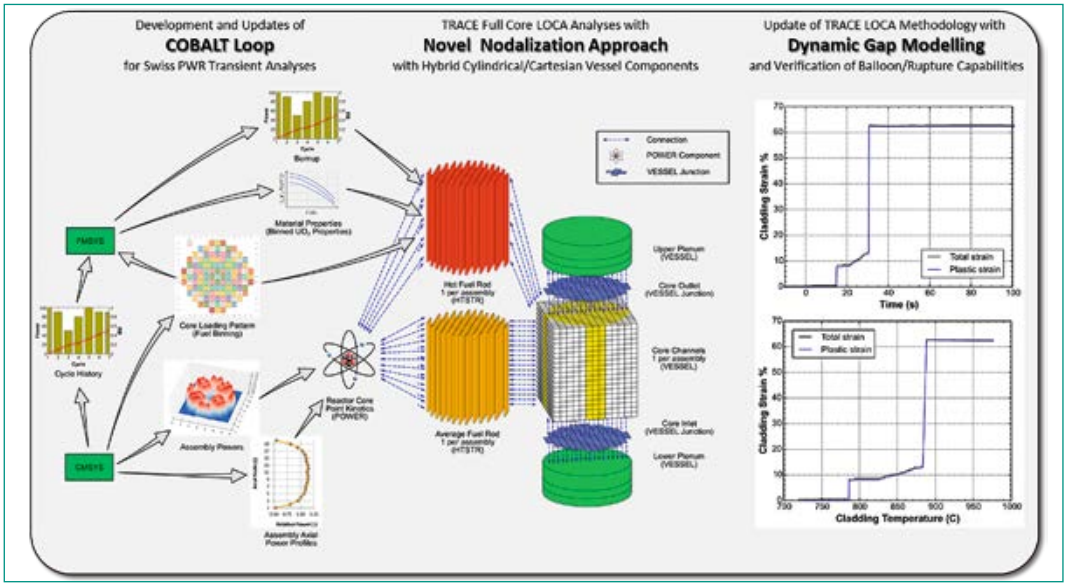


Figure 9:
Multi-Physics Methodology for PWR Full Core LOCA Analysis with Refined TRACE Modelling Approaches

date this as generalised interface between CMSYS/S3K models and CTF for BWR and PWR hot assembly analyses. Finally, a major part of the multi-physics activities during 2016 were related to full-core LOCA analyses. On the one hand, the studies aimed at core wide estimations of the fuel behaviour during BWR LOCAs (with KKL as situation target) were completed for the reference best-estimate Large Break LOCA (LB-LOCA) scenario, indicating substantial margins to failures because of the relatively mild behaviour of the peak clad temperatures. Further sensitivities are planned to assess the validity of these conclusions for smaller break sizes as well as to identify the level of conservatism needed in the scenario assumptions that could lead to significant rod ballooning and eventually ruptures. On the other hand, an On-Call for PWR LOCA analyses (with KKB as situation target) was launched. To this aim, the COBALT loop for the CMSYS/TRACE/FALCON computational scheme was updated with new modules for PWR analyses. Regarding TRACE, a novel hybrid nodalization approach combining cylindrical and Cartesian vessel components was elaborated in order to allow for full-core assembly-by-assembly representation with cross-flow capability. Regarding the latter, the first assessments for a reference LB-LOCA scenario indicate less conservative peak clad temperature results compared to the multi-channel 3-power zone approach used so far. One reason is the better redistribution of inter-assembly flows leading to less severe voiding and water level reduction in the hot assemblies. Furthermore, the TRACE methodology was also updated with a dynamic gap model, partly to allow for an improved initialisation of the heat structures (i.e. with account of axially-dependent fuel rod characteristics obtained from FALCON) and partly to predict the fuel/clad temperature evolution with account of gap dynamics. To assess this model, comparisons with FALCON were made at the start of the transient, showing consistent axial/radial fuel temperature profiles and providing thus confidence in the predicted initial stored energies. Also, the capabilities offered by the TRACE dynamical model to predict clad ballooning and rupture were evaluated. This showed a non-physical behaviour of the predicted clad strains in the transition between elastic and plastic regimes, indicating that the model is not yet mature and can thus not be applied as simplified alternative to the detailed FALCON fuel rod estimations.

National Cooperation

To complement the research project with ENSI, the STARS program also collaborates with ESB for fuel safety criteria as well as 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.

International Cooperation

At the international level, STARS collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) as part of working/expert groups as well as through international research programs. Also, STARS collaborates with the Finnish regulatory body STUK as well as other technical safety organisations of the ETSON network and with other research organisations. For higher-order core simulations, STARS collaborates with Seoul University (nTRACER) and HZDR (DYN-3D) and during 2016, steps were undertaken to also establish a collaboration with the U.S DOE/CASL consortium in the perspective of further development and validation of the VERA platform. On the fuel modelling side, the collaboration with EPRI as part of the Falcon V1 code development team was continued during the year. Finally, STARS also collaborated in 2016 with E.ON in two main areas, namely CASMO validation for spent fuel characterization and COBRA-TF assessment for PWR analyses.

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

During 2016, satisfactory 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. Related to the latter, the research priorities were shifted during the year towards BWR dryout phenomenology and analyses. For this reason, less progress than initially foreseen could be achieved with regards to primarily a) application of global sensitivity analysis methods for validation of TRACE against SETs, b) SIMULATE-5 transition for the Swiss cores; c) validation of FALCON for clad hydrogen uptake. Most of these objectives remain valid for 2017 although high priority will also be assigned to BWR dryout research and analyses.

Publications

[1] *I. Clifford.* Post-test analysis of OECD ROSA-2 Test 4 (SGTR) using TRACE. PSI Technical Report TM-41-15-04 (2016)

[2] *I. Clifford, O. Zerkak, A. Pautz.* System Code Validation Series based on a Consistent Plant Nodalisation of the ROSA/LSTF Integral Test Facility using TRACE v5.0 Patch 4. Proc. NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016

[3] *R. Mukin.* Review of PKL III TRACE model under G7.1 counterpart test simulation. PSI Technical Report TM-41-15-29 (2016)

[4] *R. Mukin, O. Zerkak, A. Pautz.* Modeling and Analysis of selected OECD PKL3 Station-Blackout Experiments using TRACE. Proc. NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016

[5] *Y. Aounallah.* An Inventory for the «Separate-Effect» Tests and TRACE Simulations Scripting for the Post-Dryout Database. PSI Technical Report TM-41-14-22 (2016)

[6] *Y. Aounallah*. Simulations of Level-Swell Experiments with TRACE. Proc. NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016

[7] *A. Epiney, S. Canepa, O. Zerkak, H. Ferroukhi.* Towards a Consolidated Approach for the Assessment of Evaluation Models of Nuclear Power Reactors. Nucl.Technology, Vol.196, pp. 223–237, (2016)

[8] *R. Puragliesi, O. Zerkak, A. Pautz.* Influence of

Plant System and Thermal-Hydraulics	Start Validation of TRACE against PKL-4 Tests
	Conduct First Application of GSA to TRACE Validation against SETs
	Validation of COBRA-TF for static and transient dryout tests
	Launch Assessment of STAR-CCM+ for Two-Phase Flow Fuel Bundle Analyses
	Development of Scaled Coolant Mixing Matrices for PWR MSLB Analyses based on STAR-CCM+ ROCOM Validation
Core Behaviour and Reactor Physics	Launch assessment of SIMULATE-5 for BWR Core Analyses with Sub-Bundle Thermal-Hydraulic Modelling
	Complement S3K Validation against SPERT RIA Tests with New CR Adjustment method and Sensitivity Analysis
	Participation to OECD/NEA C5G7-TD with nTRACER code
	Upgrade of SHARK-X Methodology for Uncertainties in Delayed Neutron Data and Kinetic Parameters
	Development and Application of MCNP models for Assessment of CASMO/SIMULATE based R-Factor Methodology
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Validation of FALCON Clad Oxidation and Hydrogen Uptake Model for Swiss BWR Fuel Rods
	Complete Analysis of RIA LS-Test Rods with new FG Trapping BI Methodology
	Development and Application of FALCON UQ Methodology for WGFS RIA Benchmark Phase 2
Multi-Physics	Consolidation of COBALT.s3COBRA hot-assembly methodology for static/transient CHF analyses in Swiss BWRs
	Development and Application of BWR Bundle TH/FALCON TM scheme for Fuel Rod Analyses under CHF conditions
	Development of OpenFOAM Solver for Coupled Neutronics/Fuel Temperature/Coolant Heat Transfer Analyses in Simplified BWR Geometries

Table 3:
Perspectives 2017

URANS Turbulence Models on In-Vessel Flow Mixing During Cold Leg Accumulator Injection. Proc. NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016

[9] *R. Puragliesi, L. Zhou, O. Zerkak, A. Pautz.* Steady-state CFD simulations of an EPRTM reactor pressure vessel: A validation study based on the JULIETTE experiments Nucl. Eng. and Design, Vol. 300, pp. 41–56 (2016)

[10] *D. Wicaksono, O. Zerkak, A. Pautz.* Bayesian Calibration of Thermal-Hydraulics Model with Time-Dependent Output. Proc. NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016

[11] *O. Leray.* ENSI On-Call 2015 Core Licensing Analyses of KKB2 Cycle 42. PSI Technical Report TM-41-16-04 (2016)

[12] *H. Ferroukhi.* ENSI On-Call 2016 – Core Licensing Analyses for KKG Cycle 38. PSI Technical Report TM-41-16-21 (2016)

[13] *O. Leray.* ENSI On-Call 2016 – Core Licensing Analyses for KKB2 Cycle 43. PSI Technical Report TM-41-16-20 (2016)

[14] *A. Dokhane.* Technical Note – KKM Cycle 44 Core Reconfiguration – PSI Results of the Preliminary As-Loaded Core Design. PSI Technical Note TM-AN-16-07 (2016)

[15] *A. Dokhane.* ENSI On-Call 2016 – Core Licensing Analyses for KKM Cycle 44. PSI Technical Report TM-41-16-22 (2016)

[16] *P. Grimm.* Review of LWR-PROTEUS Experiments in Support to BWR Dryout Studies. PSI Technical Note AN-41-16-08 (2016)

[17] *S. Canepa.* ENSI On-Call – KKL Core Licensing Cycle 33 – Verification of the Penalty Factors of Westinghouse Report BTF 16-1038, PSI Technical Note SB-XTK-ACT-002-13.006 (2016)

[18] *A. Vasiliev.* SIMULATE-5 preliminary assessment with KKG CMSYS models. PSI Technical Report TM-41-16-05 (2016)

[19] *V. Bykov, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Solution of the Beavrs Benchmark using CASMO-5 / SIMULATE-5 Code Sequence. Proc. PHYSOR 2016, Sun Valley, Idaho, USA, May 1–5, 2016

[20] *A. Dokhane, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Validation studies and interpretation of the Oskarshamn-2 1999 stability event with SIMULATE-3K. Ann. Nucl. Energy, Vol. 96, pp. 344–353, (2016)

[21] *A. Dokhane.* Analyses of SPERT-III RIA Experiments with Quantification of Nuclear Data Uncertainties for Tests 43, 60 ,70, 81 and 86 using ENDF/B-Vll.l, SCALE 6.0 and SCALE 6.2 VCM libraries. PSI Technical Report TM-41-16-16 (2016)

[22] *A. Dokhane, O. Leray, D. Rochman, H. Ferroukhi, A. Pautz.* Validation of SIMULATE-3K against SPERT-III Ria Experiments with Quantification of Nuclear Data Uncertainties. Proc. PHYSOR 2016, Sun Valley, Idaho, USA, May 1–5, 2016

[23] *S. Canepa, H. Ferroukhi, R. Min, H.G. Joo.* Comparative Study of CASMO-5/SIMULATE-5 and nTRACER for EPR Core Analyses. Proc. ICAPP 2016, San Francisco, CA, USA, April 17–20, 2016

[24] *O. Leray, L. Fiorito, D. Rochman, H. Ferroukhi, A. Pautz, A. Stankovskiy, G. Van den Eynde.* Comparison of Fission Yield Perturbation Methodologies on Nuclide Composition for a PWR UO2 Fuel Assembly. Proc. PHYSOR 2016, Sun Valley, Idaho, USA, May 1–5, 2016

[25] *O. Leray, D. Rochman, P. Grimm, H. Ferroukhi, A. Vasiliev, M. Hursin, G. Perret, A. Pautz.* Nuclear data uncertainty propagation on spent fuel nuclide compositions. Ann. Nucl. Energy, Vol. 94, pp. 603–611, (2016)

[26] *M. Hursin, O. Leray, G. Perret, A. Pautz, F. Bostelmann, A. Aures, W. Zwermann.* Impact of implicit effects on un-certainties and sensitivities of the Doppler coefficient of a LWR pin cell. Proc. Nuclear Data 2016, Bruges, Belgium, September 11–16, 2016

[27] *D. Rochman, O. Leray, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A.J. Koning, M. Fleming, J.C. Sublet.* A Bayesian Monte Carlo method for fission yield covariance information. Ann. Nucl. Energy, Vol. 95, pp. 125–134, (2016)

[28] *O. Leray, D. Rochman, M. Fleming, J-C. Sublet, A. Koning, A. Vasiliev, H. Ferroukhi.* Fission yield covariances for JEFF: a Bayesian Monte Carlo method. Proc. Nuclear Data 2016, Bruges, Belgium, September 11–16, 2016

[29] *D. Rochman, O. Leray, G. Perret, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A.J. Koning.* Re-evaluation of the thermal neutron capture cross section of 147Nd. Ann. Nucl. Energy, Vol. 94, pp. 612–617, (2016)

[30] *A. Vasiliev, D. Rochman, M. Pecchia, H. Ferroukhi.* Exploring Stochastic Sampling in Nuclear Data Uncertainties Assessment for Reactor Physics Applications and Validation

Studies. Energies 9, 1039 (2016)

[31] *P. Helgesson, H. Sjöstrand, A.J. Koning, J. Rydén, D. Rochman , E. Alhassan, S. Pomp.* Sampling of systematic errors to estimate likelihood weights in nuclear data uncertainty propagation. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research A807, pp. 137–149, (2016)

[32] *D. Rochman, A.J. Koning, J.Ch. Sublet, M. Fleming, E. Bauge, S. Hilaire, P. Romain, B. Morillon, H. Duarte, S. Goriely, S.C. van der Marck, H. Sjöstrand, S. Pomp, N. Dzysiuk, O. Cabellos, H. Ferroukhi, A. Vasiliev.* The TENDL library: hope, reality and future. Proc. Nuclear Data 2016, Bruges, Belgium, September 11–16, 2016

[33] *G. Khvostov.* ENSI On-Call 2016 - Audit calculations for SVEA-96 Optima 2/3 fuel rod designs with FALCON. PSI Technical Report TM-41-16-13 (2016)

[34] *G. Khvostov.* Analysis of the selected Halden overpressure tests using the FALCON-PSI code, PSI Technical Report TM-41-16-01 (2016)

[35] *G. Khvostov, W. Wiesenack.* Analysis of selected Halden overpressure tests using the FALCON code. Nucl. Eng. and Design, Vol. 310, pp. 395–409 (2016)

[36] *V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk, A. Pautz, W. Wiesenack.* Characterization of the relocated and dispersed fuel in the Halden reactor project LOCA tests based on gamma scan data. Nucl. Eng. and Design, Vol. 300, pp. 97–106 (2016)

[37] *V. Brankov, G. Khvostov, K. Mikityuk, A. Pautz, R. Restani, S. Abolhassani, G. Ledergerber, W. Wiesenack.* Analysis of effects of pellet-cladding bonding on trapping of the released fission gases in high burnup KKL BWR fuels. Nucl. Eng. and Design, Vol. 305, pp. 559–568, (2016)

[38] *C. Cozzo, A. Epiney, S. Canepa, H. Ferroukhi, O. Zerkak, G. Khvostov,V. Brankov, A. Gorzel.* Full Core LOCA Analysis for BWR/6 – Methodology and First Results. Proc. TopFuel 2016, Boise, Idaho, USA, September 11–16, 2016

[39] *I. Clifford.* Technical Note - Deficiencies in the Fuel Rod Ballooning Model of TRACE v5.0p4. PSI Technical Note SB-XTK-ACT-003-16.002 (2016)

[40] *C. Cozzo.* Technical Note – Fuel Rod Models: Review of the TRACE v5840 models compared to those of FALCON MOD01 v29. PSI Technical Note SB-XTK-ACT-003-16.001 (2016)

[41] *H. Ferroukhi.* ENSI On-Call – KKL YUMOD – Evaluation with SIMULATE-3K of 3-D Core Dynamical Behaviour for Fast Pump Run Up Transients. PSI Technical Report TM-41-16-14 (2016)

[42] *I. Clifford.* ENSI On-Call 2016 Analysis of KKL YUMOD Pump Fast Run Up Event – TRACE/SIMULATE-3K Coupled Simulation Results. PSI Technical Report TM-41-16-15 (2016)

BEPU Analysis of Generic PTS Investigations Deterministic Safety Analyses

Author und Co-author(s)	Stefan Wenzel, Jürgen Hartung, Vera Koppers, Michael Kund
Institution	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Address	Schwertnergasse 1, 50667 Köln, Germany
Phone, E-mail, Internet address	+49 (89) 32004-327, Michael.Kund@grs.de, www.grs.de
Duration of the Project	September 2016 to May 2019

ABSTRACT

Deterministic safety analysis of nuclear power plants are typically based on combinations of conservative or best-estimate calculations with conservative or realistic initial- and boundary conditions. The predominant conservative analyses of the past were performed to cover uncertainties in necessary model assumptions. Comprehensive assessments of their results revealed that striven conservative boundary conditions do not mandatorily lead to conservative results. Recent developments in realistic confirmation methods and the availability of high performance computational resources are permitting the quantification of the result reliability. The aim of the presented project is the identification and determination of possible differences in safety margins when conservative thermohydraulic analyses are compared to best-estimate methods plus uncertainty evaluation (BEPU) in the application-oriented investigation of pressurized thermal shock (PTS) relevant accidental situations.

The work investigates thermohydraulic simulations of PTS endangering events for a generic pressurized water reactor (PWR) model with the system code *ATHLET*.

The main topics addressed and the results obtained since the project start in September 2016 are:

- the identification and valuation of crucial scenarios for PTS accidents in PWR. Therefore, a review of relevant literature was conducted.
- the revision of the system analysis model of a generic PWR to comply with the specific requirements of thermal transients in the downcomer (DC) of the reactor pressure vessel (RPV). Hence, a fine radial and azimuthal nodalisation was applied on critical sectors of the DC in order to determine local temperature minima. Additionally amendments were performed to study the influence of a variation of the emergency core cooling- (ECC) and controlling system parameters on PTS.
- the implantation of relevant, variable input parameters and their range of distribution in preparation of the uncertainty analyses.

Project goals

With the publication of the Specific Safety Guide No. SSG-2 in 2009, the International Atomic Energy Agency (IAEA) addressed four options for the application of deterministic safety analysis (DSA) as combinations of conservative or best-estimate calculations with conservative or realistic initial- and boundary conditions. Conservative options (option one and two) have been predominantly used in the past for licensing purposes and are still widely used today. However, these approaches are subordinated to certain limitations and may restrict the maximization of the economic potential in the safe operation of nuclear power plants. In particular it remains unclear how to prove that the conservatisms which are verified on scaled down experiments are also valid at full scale reactor size. Furthermore the additivity of several conservative measures cannot be verified due to nonlinearity of physical relations and applied methods are unadapted for emergency operating procedures [1]. Comprehensive assessments of conservative simulation results additionally revealed, that striven conservative boundary conditions do not mandatorily lead to conservative results. In order to overcome these limitations and to utilize current understanding of important phenomena, many countries decided to use best-estimate codes and data together with an evaluation of the uncertainties.

The BEPU approach for the analysis of a particular design-basis accident assumes that the uncertainty in safety derives from the uncertainties in the inputs of the calculations (initial and boundary conditions) and those arising from the computational model. Current methodologies mainly rely on a probabilistic description of the uncertainty and on the use of statistical techniques for their estimation. In this framework, the uncertainties can be identified with probability distributions of the calculation output.

As the time dependent value of a safety relevant parameter during an event, the exact value for the failure of a safety barrier is subjected to uncertainties and thus can be represented by probability distributions function (PDF) as well. In consequence the integrity of a safety relevant system is determined by the relation of the PDF which represents the load on the system (i.e. the result of the uncertainty analysis) and the probability distribution of a possible barrier failure limit as illustrated in FIGURE 1. If only best-estimate values were used, an apparent margin would arise which by itself would significantly underestimate the system failure potential. On the other hand, if only conservative analyses are performed, non-linear relations which eventually shift the result away from the licensing limit cannot be identified and the value of probability for the conservative event occurring remains unknown.

The quantification of possible differences of safety margins to the licensing acceptance limit comparing conservative and BEPU analyses for PTS relevant loss of coolant accidents (LOCA) is the primary objective of the presented project.

Thermohydraulic simulations are performed to identify the initial and boundary conditions for the structure analysis of the reactor pressure vessel (RPV) in PTS accidental situations. In consequence, their results, as for example the mass flow in the DC, temperature distributions and the pressure level in the primary circuit show a significant influence on the subsequent integrity analyses of the

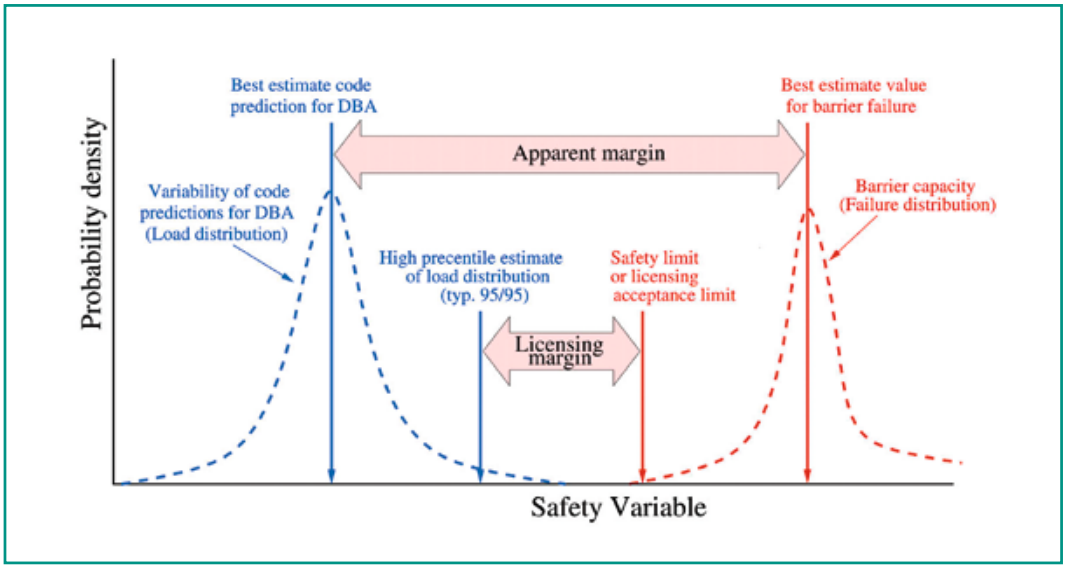


Figure 1: *Probability density functions for load and barrier capacity [2]*

RPV. So far the input parameters of the thermo-hydraulic simulation were selected by expert judgment and parameter studies to cover uncertainties in the most pessimistic direction in terms of safety or licensing limits. The conservatism of these specifications shall be examined and deviations in the results of conservative and BEPU analyses are to be quantified within the framework of this project. It is subdivided in the following three phases:

Phase 1: Identification and Adaption of a Generic PWR Simulator to Perform Uncertainty Analyses for PTS Investigations

The input deck of a generic 4-loop PWR simulator has to be revised in order to meet the specific requirements of PTS investigations with special consideration of local phenomena in the DC and on the flexibility of the simulator to enable uncertainty analyses. Therefore, a specific nodalisation concept of the RPV has to be drafted and implemented, which should allow the extraction of information about radial and azimuthal distributions of the temperature in the DC. Additionally comprehensive simplifications on the less important secondary side and the control systems are to be performed to reduce the calculations time for the uncertainty analysis. The result of the modifications of the input deck has to be proven to give plausible results for loss of coolant accidents and thus has to be subjected to quality assurance. Various LOCA simulations will be performed in order to identify the critical events concerning PTS for the utilized system configuration. The definition and implementation of variable input parameters and their associated probability distributions and respective dependencies are also part of the first phase of the project. In this work package the *GRS* developed uncertainty analysis tool *SUSA* will be used [3,4]. Beside important initial conditions, as fluid temperatures, ECC injection rates and pressure levels, poorly constrained parameters of physical and mathematical models will be integrated in this procedure as well. The selected parameters will be continuously evaluated and complemented, if required.

Phase 2: Performance and Evaluation of LOCA Simulations with Integrated Uncertainty Analyses

In order to be able to compare conservative and BEPU analysis methods, LOCA simulations will be performed utilizing the system code *ATHLET* with conservative initial conditions resting upon expert judgement. The results of these conservative simulations will be compared to the outcome of the BEPU analyses later on. Subsequently, an amount of about 100 *ATHLET* calculations will be performed in order to fulfill the requirements for reaching a 95/95 confidence level as described in the *GRS* method [5]. The calculations are to be continuously monitored to ensure quality and plausibility of the results. As an outcome, the analysis will provide a variation range for every output variable over time and their associated probability distribution functions. Additionally, the statistical analysis will allow the identification of the input parameter sensitivity. These findings will be used to re-assess the input parameter distributions and to re-run the simulations focusing on the most sensitive key values. Finally, the results of the refined uncertainty analysis will be compared to the results of the calculation with purely conservative initial and boundary conditions to quantify differences in safety margins and their development in time for each run.

Phase 3: Documentation and Discussion of the Results

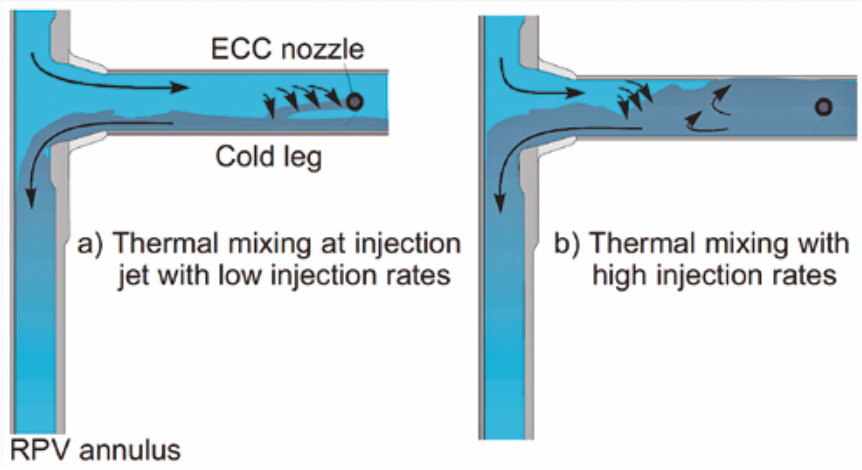
The conducted research activities and achieved results will be documented in this phase of the project. An assessment and discussion of the observations is part of this document. The findings and potential recommendations will be published within the scientific community.

Work carried out and results obtained

Since the start of the project in September 2016, work in phase 1 has been pursued. On the basis of a detailed literature review the boundary conditions for PTS events were outlined. Particular attention was payed to LOCA events with different break cross sectional areas (CSA) and thus various pressure level progressions, ECC-injection rates and times of reactor protection system intervention. Depending on these and other influencing parameters, the feed-in behavior of the ECC system might lead to quite different thermohydraulic states in the vicinity of neutron embrittled and thermal stress endangered sections of the RPV. The cold ECC water injected via a side or top injection nozzle into a cold leg largely filled with hot coolant may lead to a thermal stratification in the cold leg with hot coolant above colder mixture, as illustrated in FIGURE 2.

Various counter-current flow configurations might

Figure 2:
Different thermal mixing in the cold leg during ECC injection [6]



be caused by different ECC mass flow injection rates. The mixture might be driven towards the RPV annulus even counter-current to the hot coolant flow. The resulting dynamic states depend mainly on the injection mass flow, the density difference between coolant and ECC water, the liquid level in the cold leg, and the cold leg and injection geometry.

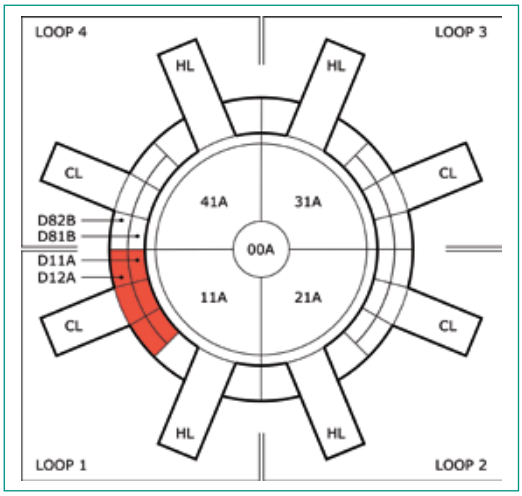
The colder mixture is known to form plume like structures when entering the RPV whereby the fluid temperature in the center of the plumes can have significantly lower values then the average temperature of the surrounding coolant. In consequence, this leads to an asymmetric cool down of the RPV and thus might cause small scale deformations and enhanced mechanical stress. The consideration of these phenomena will be done by incorporating semi-analytical models which provide information about the mixture temperature of the possibly stratified coolant at the cold leg entry (ECC-MIX model [6]) and the thermal conditions within the cold plume in the DC (GRS-MIX model [7]).

To allow more detailed investigations in the relevant regions of the DC and to prevent an overestimation of local temperature minima due to thermal mixing, a more detailed nodalisation concept was drafted with higher radial and azimuthal resolution close to and beneath the cold leg flanges of all four loops. The concept was implemented in the thermohydraulic model of the generic PWR, whereby the DC section of every loop is grouped into seven sub-channels (D11A, D12A, etc.), as shown in FIGURE 3. This leads to a total of 72 thermo-fluid objects (TFO) in the annulus of the RPV.

Due to the symmetric allocation of the sub-channels a high degree of flexibility with respect to the location of postulated leaks and the type of possible PTS relevant events is provided. Furthermore, the modelling of a hot channel and a hot rod TFO in the reactor core was dispensed, since this simplification noticeably reduces simulation time and peak cladding temperature is not a critical parameter for PTS investigations. The width of the TFOs in the DC is adapted to the cold leg diameter. This allows a detailed study and thermohydraulic analysis of the cold plume.

Every TFO in contact to the RPV wall is further connected to an associated heat conducting object (HCO) of the same width and length. These HCOs are representing the solid structures of the RPV and enable first estimations about temperature progressions inside the wall. The inflow from the cold leg and hence from the ECC system in every loop is connected to only one branch object above the most critical sub-channel, as illustrated in FIGURE 4. This layout enables to investigate the plume formation in more detail. The 2D, seven-channel representation in FIGURE 4 starts with channel D11A on the far left and follows the scheme as labelled in FIGURE 3. The depicted HCOs (hatched

Figure 3:
Specific nodalisation concept of the RPV for PTS investigation in the horizontal sectional plane implemented in the generic PWR analysis simulator.



areas) are connected to the highlighted and already mentioned most critical channel coupled to the cold leg injection. The blue arrows are representing the global flow direction.

The reactor control systems are associated with high computational effort and do, to a large extent not affect the system behaviour for the considered events. Therefore, these control systems were extremely simplified and only essential components were retained. An equal approach was applied to the secondary side of the plant model, where only a generic but very flexible control system was implemented. The ECC system, which was previously modeled by general control simulation module (GCSM) signals was replaced by a thermohydraulic model. This procedure allows also a strong reduction of the calculation time, whereby thermohydraulic interdependencies of the sub-systems can still be taken into account.

The modifications of the input deck were continually accompanied by plausibility calculations and quality assurance utilizing the system code *ATHLET* and the visualization and evaluation tool *ATLAS*.

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

The project is on schedule and the intended tasks have been worked out as planned. The adaption of the generic PWR analysis tool is almost completed. The thermohydraulic model of the secondary side and the reactor controlling system is extremely simplified in order to achieve a shorter simulation time for the subsequent uncertainty analyses. A more detailed nodalisation concept for investigations of the thermohydraulic state in the RPV annulus is implemented and the ECC system was complemented by thermo-fluid objects in order to include interdependencies between the sub-systems. In a next step, preselected LOCA simulations will be performed in order to identify most demanding events. In parallel, uncertainty parameters are evaluated with respect to these simulation results. After a decision for a event, conservative and first phase BEPU analyses will be performed in 2017.

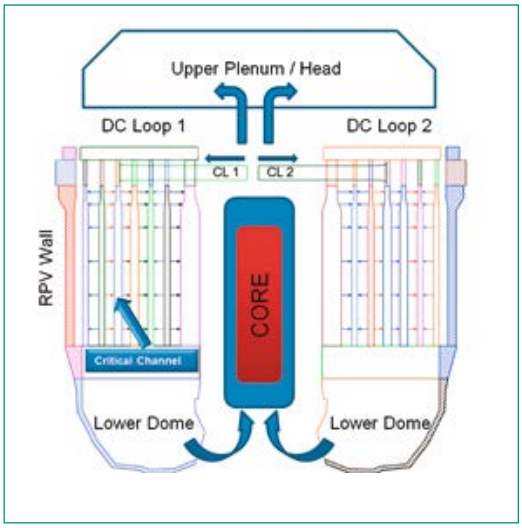


Figure 4: *Simplified TFO sketch of the RPV with seven-channel representation of the DC.*

References

[1] *Prošek, A.; Mavko, B.*: Review of best estimate plus uncertainty methods of thermal-hydraulic safety analysis. International Conference Nuclear Energy for Central Europe, 8–11, 2003.

[2] *Dusic, M.; Dutton, M.; Glaeser, H.; Herb, J.; Hortal, J.; Mendizabal, R.; Pelayo, F*: Combining Insights from Probabilistic and Deterministic Safety Analyses in Option 4 from the IAEA Specific Safety Guide SSG-2, Nuclear Technology, 188(1), 63–77, 2014.

[3] *Kloos, M.*: SUSA Version 4.0, Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses, GRS, User's Guide and Tutorial, GRS-P-5, Rev. 2, 2016.

[4] *Kloos, M.*: Main features of the tool SUSA 4.0 for uncertainty and sensitivity analyses. ESREL 2015. European Safety and Reliability Conference. Zürich, Switzerland, 7–10 September 2015.

[5] *Glaeser, H.; Krzykacz-Hausmann, B.; Luther, W.; Schwarz, S.; Skorek, T.*: Development of methods and exemplary application for evaluating the prediction capabiliy of computer code calculations, GRS, Technical Report, GRS-A-3443, 2008.

[6] *Lerchl, G*: Ein Modell zur Simulation des thermischen Mischens im Kaltstrang, GRS, Technical Report, TN-LER-01/02, 2002.

[7] *Sonnenburg, H.G.*: Phänomenologische Versuchsauswertung des Versuchs UPTF-TRAM C 1 – Thermisches Mischen im Kaltstrang und Ringraum, GRS, Technical Report, GRS-A-2434, 1997.

MELCOR
further development of the air ingress modelling

Author und Co-author(s)	Sanggil Park, Leticia Fernandez Moguel, Terttaliisa Lind
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	OHSA, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2650, terttaliisa.lind@psi.ch, www.psi.ch
Duration of the Project	1.7.2013 – 30.6.2017

ABSTRACT

Cladding degradation in an overheated core during a hypothetical accident in a nuclear power plant has been extensively studied in the past. Most of the knowledge has concentrated to the exposure of cladding to steam with less data for cladding oxidation in air. Until recently it was believed that nitrogen did not play a major role as an active chemical species. 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. The consequences of nitriding are two-fold. Firstly, the reaction of Zr with nitrogen in air appears to make the fuel cladding more fragile, i.e., more prone for failure. And secondly, as both the nitriding and the re-oxidation of ZrN are exothermic reactions, they increase the heat generation during the transient, and subsequently, may accelerate the accident progression. The present severe accident codes take the nitriding effect into account only to very limited extend, and consequently, they may predict accident progression which is nonconservative.

In this work, the effect of nitriding was investigated by carrying out a series of separate effect tests under well-controlled conditions in the temperature range 900 – 1200 °C. The cladding samples were first exposed to air for a predetermined time of pre-oxidation. This step was an important preparatory phase because the oxide layer is known to protect the cladding for further oxidation. After the pre-oxidation, the samples were exposed to pure nitrogen for the nitriding reaction to take place, and finally, the nitrided samples were re-oxidized in oxygen. During all the phases, a thermogravimetric device recorded the mass change of the sample. After the tests, metallographic analyses were carried out to determine the composition of the samples after each one of the phases. The composition was then compared with the mass gain from the thermogravimetry to determine the mechanisms of the cladding degradation during the nitriding and re-oxidation. Even though the mass gain of the samples during the nitriding stage was generally small, it had a significant effect on the final cladding degradation due to re-oxidation. A simple model will be postulated based on the experimental results.

Project goals

The aim of the investigation is to understand the mechanisms of the reaction for formation of ZrN compounds in order to develop and validate a model which can be implemented in system analysis codes. In addition, re-oxidation of the formed ZrN compounds is investigated, and their effect on the cladding degradation determined.

Simplistically, the nitriding can be represented by an overall reaction:

$2Zr + N_2 = 2ZrN$ (1)

Experiments have shown that the pure Zr metal is not prone for nitriding reaction, however, oxygen-stabilized α-Zr(O) reacts readily with nitrogen [Steinbrück, 2014]. This oxygen-stabilized α-Zr(O) is formed along with the protective Zr-oxide scale in the nuclear reactor fuel cladding during oxidation in the reactor under operation conditions and also as the temperature rises during a transient. In this work, the oxygen-stabilized α-Zr(O) layer was formed during the pre-oxidation phase of each experiment underneath the oxide scale. After pre-oxidation, the sample was exposed to pure nitrogen for the nitriding to take place.

Further cladding degradation takes place once the nitrided sample is re-exposed to oxygen:

$2ZrN + 2O2 \rightarrow 2ZrO2 + N2$ (2)

The re-oxidation reaction is exothermic potentially accelerating the cladding degradation and accident progression considerably [Steinbrück et al., 2006].

In this work, the mechanisms of the above described processes were investigated, and the damage to the cladding was analysed after the different process steps. Extensive sample analyses were carried out to indentify the different phases which were formed in order to link their formation on the cladding degradation mechanisms, and to include all the important reactions on the overall description of the nitriding process.

Work carried out and results obtained

Methods

The main part of the work has been devoted to experiments with two different thermogravimetric instruments. The first series of experiments was carried out using a Netzsch STA-409 system with which tests were conducted in the temperature range 900 – 1200 °C. The instrument allows the use of different reacting gases (Ar, O2, N2) with well-controlled flow rates, Figure 1. The gas is supplied via Bronkhorst® flow controllers, and injected into the lower part of the vertical tube furnace. Argon used as a carrier and reference gas for mass spectroscopy entered into the furnace through the balance containment. The reaction gases were directly injected to the reaction tube to avoid contamination of the balance containment. Tests were carried out at four temperatures, and at each temperature, two different pre-oxidation times, two different nitriding times, and two different re-oxidation times were used. 48 tests were carried out with the STA device.

The second series of tests was conducted at a thermo-balance Setaram TAG. Compared to the STA instrument, the TAG offers improved leak tightness and a more accurate measurement of mass change due to the use of a reference sample in an identical geometry, Figure 2. The tests were carried out at 1000 and 1100 °C. Altogether 32 tests were carried out with the TAG system.

In both systems, Zry-4 samples were tube segments of 1 cm height, 10.75 mm outer diameter, and 0.725 mm wall thickness. Samples were cut and ground at both ends, and finally they were cleaned in an ultrasonic bath in acetone. The samples were open at both ends allowing both external and internal oxidation, Fig. 3. For the samples for Setaram TAG instrument, two holes were made for mounting the samples in the reaction chamber.

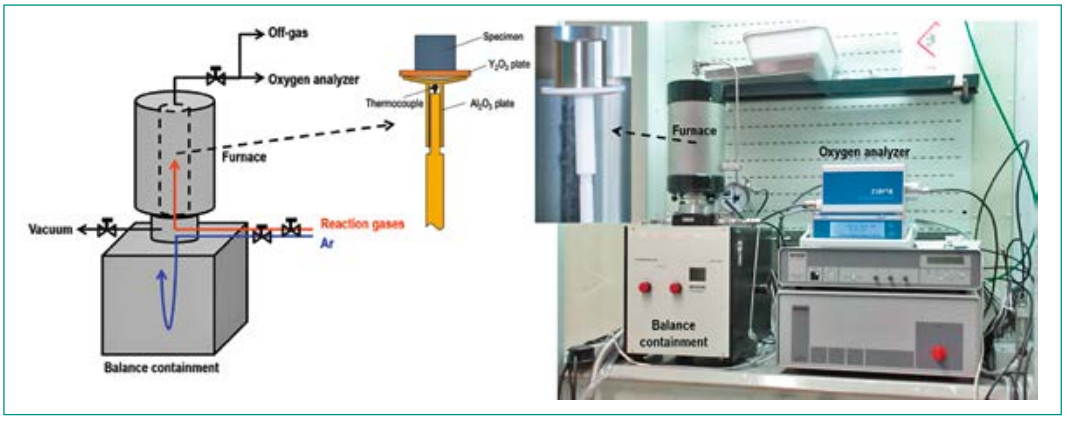


Figure 1: *Thermo-balance Netzsch STA-409*

Figure 2 (left): *Thermo-balance Setaram TAG.*

Figure 3 (right): *Fresh Zry-4 samples used in the thermogravimetric tests.*

Each test included a heating period, and the main reaction period, or reaction periods at a given temperature. The mass gain of the sample was recorded continuously. The exhaust gas composition was measured in most of the tests.

Sample analysis

After the tests, the samples were embedded in an epoxy resin, cut, ground, and polished. Analysis was carried out with an optical microscope using magnifications of 40 × and larger. The morphology and surface structure as well as the elemental composition of some of the samples was determined with a scanning electron microscope (SEM) combined with a wave-length dispersive spectroscopy (WDS). The different Zr-O-N phases were analysed with Raman spectroscopy to identify chemical speciation of the samples, and to evaluate the possibility of formation of mixed Zr-O-N phases. Crystalline phases were analysed with X-ray diffraction (XDR), and attempts were made to identify Zr-O-N mixed phases using X-ray photoelectron spectroscopy (XPS).

Optical micrographs were used for semi-quantitative analysis to determine the relative amounts of different phases in the samples based on image analysis, Figure 4. In the analysis, the colours of different phases were detected and separated, and fractions of metal, oxide, and nitride were determined based on the area of each phase in the micrographs. The phase compositions were then used for comparison with the mass gain data from the thermo-balance to assess the possible reaction mechanisms during the different steps in the nitriding process.

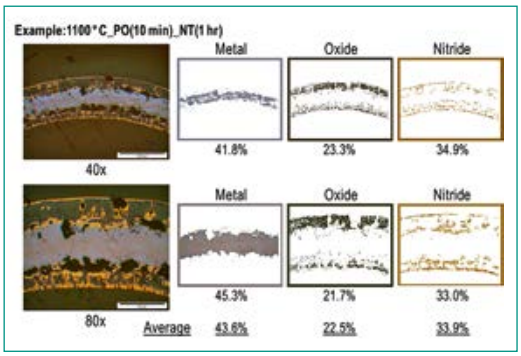


Figure 4: *Image analysis for determination of the different phases in the optical micrographs*

Results – pre-oxidation

Pre-oxidation was carried out in oxygen atmosphere with argon used as a carrier and reference gas. In the Netzsch STA system, the oxygen flow was 10 l/h and Ar flow 3 l/h. Table 1 shows the mass gain during pre-oxidation at four temperatures and two pre-oxidation durations for each temperature. Mass gain for temperatures 1100 °C and 1200 °C shows only minor differences between the two pre-oxidation times. This is presumably due to the relatively long residence time of the reagent gases in the thermo-balance system, and subsequently inaccurate time resolution in the tests with very short exposure. For this reason, the pre-oxidation times 30 s at 1100 °C and 10 s at 1200 °C are preliminarily excluded from further quantitative analysis.

During oxidation of the Zr cladding, metallic Zr reacts with oxygen forming Zr-oxides. Separate effect tests have shown that during oxidation, also oxidized metal, i.e. oxygen stabilized α-Zr(O), is formed. The amount of oxidised metal depends on the temperature, gas atmosphere and the exposure time. α-Zr(O) is known to react readily with nitrogen in oxygen-poor atmospheres, therefore, the

Temperature (°C)	Duration of the pre-oxidation	Pre-oxidation mass gain [g / m²]
900	2 hr	61.7
900	6 hr	102
1000	20 min	91.2
1000	40 min	171
1100	30 sec	134
1100	10 min	215
1200	10 sec	162
1200	1 min	167

Table 1: *Mass gain during pre-oxidation*

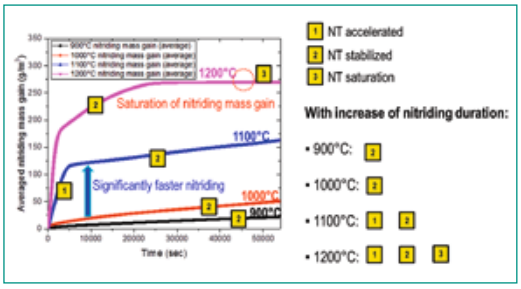


Figure 5: *Typical nitriding mass gain at different temperatures.*

formation of this phase is critical for the further nitriding reaction kinetics. The amount of α-Zr(O) which is formed during the pre-oxidation phase in these tests could not be determined based on the thermogravimetric data which only gives the total mass gain of the sample (oxide and α-Zr(O)). However, the formation rate for α-Zr(O) can be estimated based on the literature [Steinbrück, 2014].

Another important process to consider in the pre-oxidation step is the potential for breakaway oxidation. Break-away oxidation means that the oxide layer degrades during oxidation, and mechanically breaks forming cracks. The cracks allow fast access for the reacting gases to the metal surface this way accelerating the reaction between the metal surface and the gas. Break-away oxidation is known to occur at temperatures below 1050 °C when the metal is fragile and the exposure to oxygen is long enough for a critical oxide thickness to be formed [Birchley and Fernandez, 2012]. The critical thickness depends on the oxidation history of the sample and the temperature. It can be postulated that if breakaway oxidation occurs, it would also accelerate the nitriding reaction because nitrogen would have faster access through the oxide layer. In this work, comparison tests were carried out to investigate this effect.

Results – nitriding

Nitriding is a reaction between Zr-containing species and nitrogen. As mentioned above, nitrogen does not react with Zr metal, but it reacts readily with oxygen stabilized α-Zr(O), as well as with sub-stoichiometric Zr-oxides [Steinbrück, 2014].

In our tests, nitriding was carried out in the absence of oxygen with pure nitrogen and carrier Ar gas with the pre-oxidized samples which contained a Zr-oxide scale, and an oxygen stabilized α-Zr(O) layer underneath. The flow rates were similar to the ones used in the pre-oxidation tests, i.e., 10 l/h nitrogen and 3 l/h argon.

In the results, two temperature regions were clearly distinguished. At 900 °C and 1000 °C, parabolic kinetic behavior was observed for the whole duration of the nitriding, Figure 5, leading to the formation of a nitride layer in the oxide-metal interface,

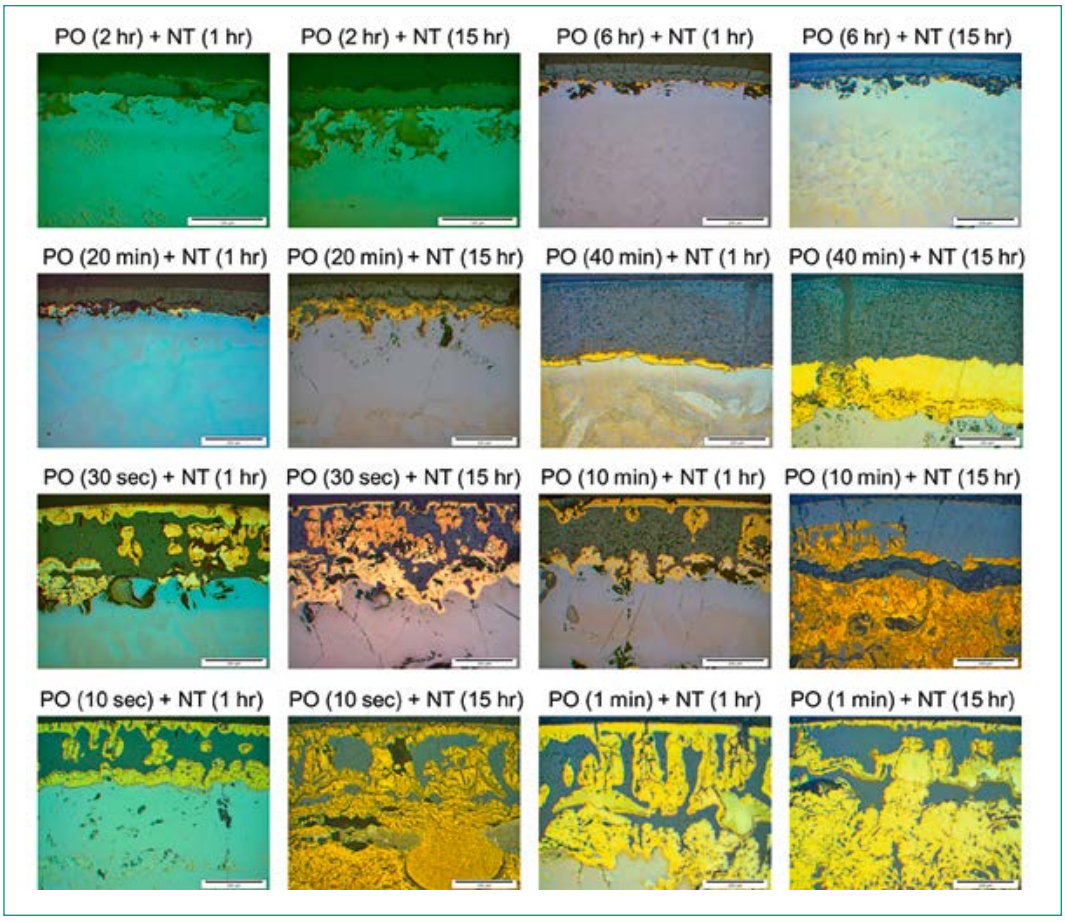
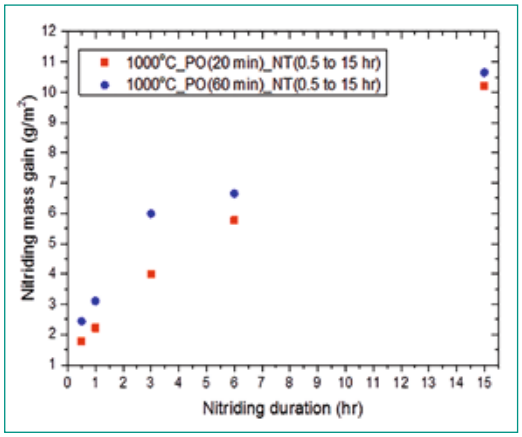


Figure 6: *Micrographs showing the nitride formation at different temperatures. Note the different pre-oxidation and nitriding times in the different samples.*



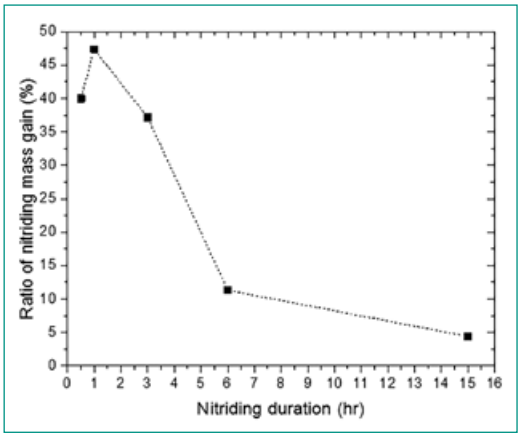


Figure 7 (left): *Nitriding mass gain in the comparison tests with and without breakaway.*

Figure 8 (right): *Relative mass gain in the tests with and without breakaway.*

i.e., between the oxide layer and the cladding metal, Figure 6. At these temperatures, the nitriding mass gain was relatively small even at long nitriding times. The parabolic kinetics imply that the reaction rate was controlled by the diffusion of nitrogen through the oxide scale, and the reaction of nitrogen with the α-Zr(O) was fast compared to the diffusion. It should be noted that no oxygen was measured to be released during nitriding which means that the oxygen which was liberated by nitriding reaction reacted further with the Zr metal forming new α-Zr(O) in the oxide-metal interface. This way, the reaction front moved towards the center of the metal even in the absence of oxygen in the reagent gas.

At the temperatures 900 °C and 1000 °C, breakaway oxidation is expected to take place once the oxide layer reaches a critical thickness. This effect will be described in the next section.

At 1100 °C and 1200 °C, the nitriding kinetics showed three different steps: first very fast reaction, followed by decrease in the reaction rate, and finally almost saturation with close to zero reaction rate, Figure 5. It is proposed that the initial fast kinetics is due to the nitriding of sub-stoichiometric oxide on the outer surface of the oxide scale which is formed in the absense of oxygen. The decrease in the kinetics follows once the sub-stoichiometric oxide on the surface is consumed, and the diffusion through the oxide-nitride scale is limiting further nitride formation. In this phase, α-Zr(O) close to the oxide scale-metal interface is nitrided. The reaction is fast compared to the diffusion. Due to these two mechanisms, nitride layer is formed both on the oxide surface, and in the oxide-metal interface, Figure 6. Whereas earlier investigations have shown formation of nitride layers on the oxide surface, no published investigations have shown the formation of nitride layer both on the oxide surface and in the interface between the oxide and the metal. The final decrease in the reaction rate is presumably caused when practically all the oxygen has been consumed, and no further reaction with nitrogen is possible.

Results – effect of breakaway oxidation on nitriding

Two sets of tests were carried out to investigate the effect of breakaway during pre-oxidation on the nitriding behavior. In one of the tests, pre-oxidation was carried out without breakaway (20 min oxidation at 1000 °C) and in the other test, with the breakaway (60 min oxidation at 1000 °C). Figure 7 shows the nitriding mass gain of both non-breakaway (red) and breakaway (blue) tests at 1000 °C. It can be seen that while mass gain during nitriding is generally small, the mass gain in the breakaway tests is consistently higher than in the tests without breakaway oxidation during pre-oxidation. Comparing the relative mass gain in the breakaway and non-breakaway tests, Figure 8, it is seen that the breakaway during pre-oxidation increases the nitriding mass gain by up to almost 50%, and that the effect is strongest with the shortest nitriding times. This is understandable considering that breakaway oxidation allows for the nitrogen to be transported to the metal surface fast through the cracks this way accelerating the reaction at relatively short exposure times.

Results – Re-oxidation

When the nitrided cladding is re-exposed to oxygen, Zr-nitrides oxidize readily forming again Zr-oxides. The reaction is exothermic, and results in significant degradation of the cladding integrity, Figure 9. In addition, due to a molar volume difference between oxide (21.7 cm^3/mol Zr) and nitride (14.8 cm^3/mol Zr), a significant molar volume expansion occurs during a transformation from nitride to oxide causing further degradation. In general, higher temperature and higher degree of nitriding leads to

Figure 9:
Nitrided (left) and nitrided and re-oxidised (right) cladding samples (1000 °C, 15 h nitriding, 1 h re-oxidation)

accelerated re-oxidation kinetics, and almost complete re-oxidation of the nitrides is reached at long re-oxidation times. The data analysis for the re-oxidation tests is being reviewed, and further results of the experiments will be reported later.

National Cooperation

The PhD student is enrolled at ETHZ and is supervised by Prof. Prasser/ETHZ.

International Cooperation

- The PhD work is performed in collaboration with Karlsruhe Institute of Technology (KIT). The thermogravimetric tests as well as the metallographic analyses were carried out by the PhD student at KIT. The experimental work at KIT is supervised by Dr. Martin Steinbrück. The second supervising professor of the thesis work is Prof. Seifert from KIT.
- XRD analysis of the samples was carried out at VTT Technical Center of Finland.
- 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.
- Collaboration has tentatively been started with Handong Global University (Korea) in the area of cladding oxidation in air.

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

All the experiments have been conducted and analysed for the nitriding and re-oxidation behaviour. No further experimental work is foreseen in the project. Also the composition analyses have been completed. Data analysis for the re-oxidation phase is being reviewed, and the results of the thermo-balance mass gain and the image analysis will be compared for consistency. Chemical reaction mechanisms and rates have been estimated, and will further be elaborated during the last project year. In addition, the model has been formulated and will be elaborated based on the reaction mechanisms and experimental data from the thermo-balance supported by the image analysis for quantification of the different phases.

Publications

- *S. Park, L. Fernandez-Moguel, H.-M. Prasser, J. Birchley, M. Steinbrück, M. Rinke, H.-J. Seifert.* Effect of nitriding during an air ingress scenario. TopFuel 2015: Reactor Fuel Performance.
- *S. Park, L. Fernandez-Moguel, H.-M. Prasser, J. Birchley, M. Steinbrück, M. Rinke, H.-J. Seifert.* Effect of nitriding and re-oxidation of pre-oxidized Zry-4. 21st International QUENCH Workshop, 2015.
- *S. Park,* Parametric investigation of nitriding and re-oxidation behaviors of pre-oxidized Zry-4, Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting May 12–13, 2016, Jeju, Korea.

References

[1] *M. Steinbrück:* Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures. Journal of Nuclear Materials, 392, pp. 531–544, 2009.

[2] *Martin Steinbrück, Alexei Miassoedov, Gerhard Schanz, Leo Sepold, Ulrike Stegmaier, Juri Stuckert:* Experiments on air ingress during severe accidents in LWRS. Nucl. Eng. Design, 236, pp. 1709–1719, 2006.

[3] *M. Steinbrück:* High-temperature reaction of oxygen-stabilized α-Zr(O) with nitrogen. J. Nuclear Materials, 447, pp. 46–55, 2014.

[4] *Birchley and Fernandez Moguel:* Simulation of air oxidation during a reactor accident sequence: Part 1 – Phenomenology and model development. Annals Nucl. Energy, 40, pp. 163–170, 2012.

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

Author und Co-author(s)	Leticia Fernandez-Moguel, Adolf Rýdl, Terttaliisa Lind, Bernd Jäckel
Institution	Paul Scherrer Institute
Address	5232 Villigen, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2634, Leticia.Fernandez-Moguel@psi.ch, http://www.psi.ch
Duration of the Project	2013–2017

ABSTRACT

The OECD-NEA BSAF project is aimed to evaluate and analyse the likely end-state of the reactor core after the accidents at the Fukushima Daiichi nuclear power stations. The aims of the project are:

- To provide information and analysis results on the Severe Accident (SA) progression, fission products (FP) behaviour, source term estimation and comparison with measured plant data within the first 3 weeks in Fukushima Daiichi Accident in March 2011 to support safe and timely decommissioning at Fukushima Daiichi NPS;
- To contribute to improvement of methods and models of the SA codes applied in each participating organization, in order to reduce uncertainties in SA analysis and validate the SA analysis codes by using data measured through the decommissioning process in Fukushima Daiichi NPS;

The project will help the TEPCO to plan the removal of components from the reactor containment, decontamination, and the final decommissioning. Phase 2 of the project is ongoing.

For the Phase 2, the scope of the analysis is extended to include the **hydrogen generation** and potential for combustion as well as the **source term analysis** and comparison with the measured activities and dose rates at relevant locations at the plant and in the plant vicinity. In addition, the duration of the analysed sequence will be extended to 20 days from the accident initiation, a task which may prove very challenging to the severe accident analysis tools.

The signatory countries from phase 1 continue in phase 2: France, Germany, Japan, Korea, Russia, Spain, Switzerland and United States. Additionally 3 new signatories have joined the project: China, Canada and Finland. The operating agent of the project is The Japan Atomic Energy Agency (JAEA). The project started 2015 and is planned to end in 2018.

PSI is using MELCOR 2.1 as the main tool for the system level simulation of the sequence during phase 2 of the BSAF project. However, the use in the future of other tools which provide a more detailed treatment of hydrogen distribution and fission product behaviour is not excluded. During the present period, some modifications were made to the input; the suppression chamber was split in 3 axial volumes (instead of 2) and the potential release paths from RPV and PCV were updated based on the information of failures and penetrations provided by the operating agent. After the changes a similar sequence to the one from BSAF phase 1 was obtained. Plausible failures of RPV and PCV at various times were evaluated and compared with existing measured data (pressures, dose rates, water levels). One calculation was selected and extended to ca. 10 days, where the increase in pressure between 8–10 days was partially predicted.

Project goals

The Project OECD-NEA Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF) [1] Phase 2 is intended to extend the scope of the analysis performed in phase 1 to include the **hydrogen generation** and potential for combustion as well as the **source term analysis** and comparison with the measured activities and dose rates at relevant locations at the plant and in the plant vicinity. The following main objectives will be addressed:

- To extend the analysis time span from the *6 days* in Phase 1 to until the end of March, 2011, or to approximately *20 days* from accident initiation (the earthquake).
- To extend the scope of the accident analyses of Fukushima Daiichi units 1–3 to include the amount of *hydrogen generated*.
- To extend the analysis to include the *fission product release* from the core, the retention in and transport through the units (reactor system, containment, reactor auxiliary buildings) and release to the environment, and hence provide guidance on the level of contamination likely to be encountered during ongoing operations at and in the vicinity of the station. For this, the necessary models/nodalization have to be developed;
- To extend the analysis to consider the buildings adjacent to the containments, e.g., the reactor building, to evaluate the *hydrogen effects and the source term transport*. For this, it is necessary to improve/develop nodalization for the plant to include the adjacent buildings;
- To improve the methods and models of computer codes in use by each participating country and organisation, to reduce uncertainties in Severe Accidents (SA) analysis and validate SA codes using actual data available from Fukushima Daiichi NPS units 1–3.

The analysis at Paul Scherrer Institute (PSI) will concentrate on Unit 3, as during BSAF Phase 1. During the present period, the main tool for the system level simulation of the sequence was MELCOR 2.1. Use of other tools which provide a more detailed treatment of hydrogen distribution and fission product behaviour is not excluded but were not used in the present period.

Work carried out and results obtained

At the end of BSAF phase-1 project, several issues for the accident sequences in Fukushima remained open [2]. The following issues were addressed in the present period for the sequence in unit 3:

- The RPV depressurisation at ca. 42 h was due to ADS or Main Steam Line (MSL) failure?
- Did the MSL fail, if yes when and where?
- Did the Containment fail, if yes when and where?
- Cause of 3rd pressure drop after depressurisation in unit 3 at ca. 55 h.

During the present period the input deck used to obtain the best estimate calculation for BSAF phase 1 [3] was used as the starting point. In order to address the open issues for BSAF phase 2, the following modifications were carried out:

- The elevations of the possible failures from RPV and PCV were updated in the input deck to be in agreement with the newest information provided by the operating agent.
- The suppression chamber was revised; minor modifications were made to the geometry and the initial water inventory. The nodalization was modified; the suppression chamber was divided in 3 volumes allowing a better representation of the scenario.
- The representation of the spargers in the Wetwell was corrected in the model. In previous calculation they were represented as a single hole (i.e. default option in Melcor). They were modified with the information provided by the operating agent.

Impact of modification in the input

The most significant change to the geometry was the re-nodalization of the suppression chamber. In former calculations the suppression chamber was split in two axial nodes and during HPCI operation it was needed to make the assumption that water was coming from the Cooling Storage Tank to the Wetwell (WW) in order to reproduce the pressure in the Wetwell. Several analytical and experimental studies [4–9] have pointed out that thermal stratification is the most likely cause of the observed behaviour in the suppression chamber; during RCIC operation the steam rate discharged into the suppression chamber is significantly lower than during HPCI operation (2.1 kg/s vs. 14.0 – 4.1 kg/s). It is plausible that the low steam discharge during RCIC operation caused a «hot» zone to be formed

in the middle of the pool; in this scenario the area at the bottom may remain cold forming a stratified pool. In contrast, during HPCI operation the cold area may have mixed with the hotter area due to the mixing produced by the significantly higher amount of steam being discharged into the suppression pool. Therefore, the input was divided in three axial nodes in the present period. In this way, the former assumption that water was coming from the CST during HPCI operation was eliminated. Instead it was attempted to represent thermal stratification following the strategy below;

- The lowest volume represents the cold volume of the suppression chamber which remains cold as long as there is no mixing.
- The middle volume represents the hot part of the suppression chamber where hot gases are being discharged
- The upper part represents the gas phase of the pool
- During the RCIC operation it was assumed that no mixing was taking place; when HPCI starts it is assumed that the significantly higher steam discharge to the suppression pool caused the mixing of the cold area and the hot area. In the model it is represented by a flow path that mixes the low and middle volumes. The rate of water being mixed is proportional to the amount of steam being discharged to the suppression pool. This simplified representation allowed reproducing similar results as in previous calculations, figure 1.

The new calculation (green in figure 1) includes the modification to the spargers in the Wetwell and the changes to the elevations of the possible failures of RPV and PCV. As expected, the changes made no significant impact on the thermo-hydraulic behaviour, however the correct representation of the spargers has a significant impact on the prediction of the fission product (FP) release.

The FP aerosol scrubbing in the WW water is highly dependent on the vent geometries of the tubes discharging gases into WW. The SPARC model in MELCOR which is responsible for the scrubbing calculations reflects correctly on this and would thus predict much higher FP retention in the WW water for the «sparger-type» vent than for a plain tube discharge, see [10].

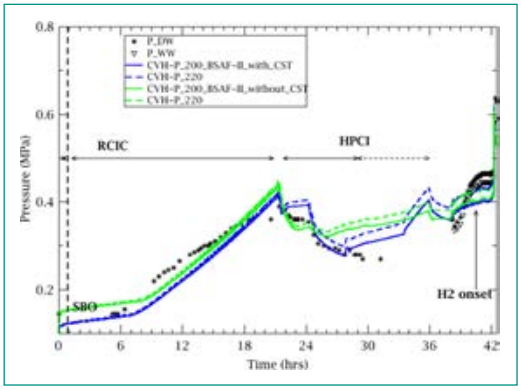


Figure 1:
Containment pressure between 0 – 42 h after scram

Addressing the open issues for the sequence in Unit 3

In order to answer the open questions for the sequence in Unit 3 it was necessary to integrate the analysis of all the available measured data and to identify assumptions that either support or contradict the observed data. In this way the uncertainties may be reduced. Special attention was given to the data on dose rate and the Containment Atmospheric Monitoring System (CAMS) inside the DW and outside the WW (placed in the WW room).

Several calculations assuming different failures and timings were performed and compared with the various measured data, pressures, liquid levels, dose rates etc. in the present period. Table 1 shows the most representative calculations that were used for the analysis, indicating the failure times that were either assumed or calculated by the code (i.e. DW and MSL leak are assumptions, Relocations to the lower head (LH), and pedestal and penetration failures are predicted by the code).

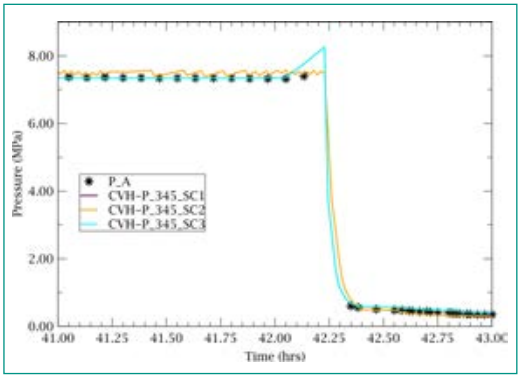
RPV depressurisation

The Automatic depressurisation System (ADS) actuation is generally believed to be the cause of depressurisation of the RPV in unit 3 at ca. 42 h. However, the possibility of Main Steam Line (MSL)

Fail times	DW leak (h)	MSL Leak (h)	Relocation to LH	Penetration failure	Relocation to Pedestal
SC1	68.2	–	63.4	63.8	–
SC2	42.4	42.4	63.2	66.2	–
SC3	60.3	60.3	61.6	62.4	–

Table 1:
Sensitivity calculation and main failure times

Figure 2:
RPV pressure during depressurisation



failure was pointed out in [3]. Therefore, a sensitivity case was performed (SC2) where the MSL is assumed to fail at ca. 42 h, for this case it is also assumed that DW head flange failure takes place at 42 h in order to avoid the over-prediction of the containment pressures (DW and WW). Figure 2 shows the measured RPV pressure vs. the calculated by MELCOR, the drop in pressure is well predict by either MSL fail (SC2, orange) or ADS (SC1 and SC3).

However, when MSL failure is assumed, the DW leakage would have to decrease at relatively high pressures in order to predict the pressure signature, which is less likely to happen. The analysis was complemented by the observations of the fission product releases to the environment.

Figures 3 (a and b) show a qualitative comparison of the dose rate (µS/h) at the main gate of Fukushima, with the observed containment pressure in the drywell and the calculated pressure and fission product release rates from noble gases, CsOH and CsI (in kg/s) with MELCOR for unit 3. Figure 3(a) focuses in the period between 39–59 h and figure 3(b) on the period between 59–78 h. During this time frame most of the degradation in unit 3 is taking place.

In case MSL failure is assumed (SC2, orange) at ca. 42 h, there is constant release to the environment between 48–54 h. This release would follow the path RPV-MSL-DW-Building-Environment. During this time the calculation predicted an overpressure in the building followed by a blow-out panel and releases to the environment. This event didn't take place during the sequence of unit 3. Furthermore, the predicted constant releases from SC2 are not supported by the dose rate measurements at the main gate of Fukushima site (figure 3a).

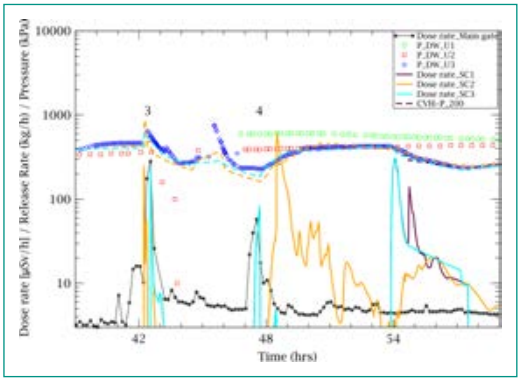
In contrast the calculations where ADS was assumed (SC1 and SC3) were in a good qualitative agreement with the main releases from the period between 42–50 h (figure 3a). Under this scenario, the FP releases from the RPV would go first to the Wetwell, where a large amount of CsOH and CsI would be retained. Therefore the releases to the environment (i.e. by venting the WW) would mainly contain noble gases. This result gives a hint that **MSL was not the cause of depressurisation and supports strongly the theory that ADS was the cause of depressurisation in U3.**

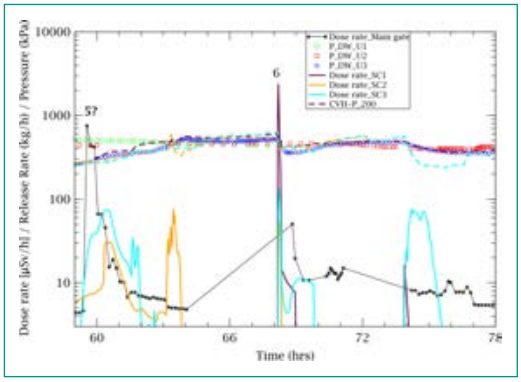
MSL failure at ca. 60 h

An additional sensitivity case was performed where the MSL is assumed to fail at ca. 60 h and DW has to be assumed to leak at ca. the same time. The pressures and the dose rates can be qualitatively reproduced in this scenario. Nevertheless the CAMS measurement doesn't seem to support this theory. Figure 4 and 5 shows a qualitative comparison of the CAMS in the DW (inside) and WW (outside) with the calculated mass of radioactive aerosols and vapour presents in the DW and WW in the calculation respectively.

As mentioned previously, if MSL is assumed to leak at ca. 60 h, DW leakage has to be assumed as well. Under this scenario a reduction in the dose rate (airborne radioactivity) in the drywell may be expected as it was predicted with the SC3 (cyan). The CAMS measurement (figures 4 and 5) seems to indicate that no DW leakage (i.e. at least no large) was taking place between 60–68 h. Instead the

Figures 3a + 3b:
Dose rate vs. containment pressure for unit 3





dose rate in the DW increases almost in parallel with the containment pressure increase (see figure 3). At the same time the dose rate in the WW decreases. The reason for the decreasing value of the dose rate in the WW may be that as the WW pressure increases, there is gas flow from the WW to the DW hence causing the DW pressure to increase and the total amount of radioactive vapours and aerosols to decrease in the WW.

It is possible that the increase in pressure in the containment is connected with a major event taking place in the RPV. The case SC1, predicted partial relocation of the debris collected above the core plate to the lower plenum between ca. 61–63 h and had no leakage from the DW before ca. 68 h. These calculations predicted closely the CAMS shape in the DW and WW. **This observation gives a hint that a major degradation event was taking place between 60–68 h and that no major leakage from containment takes place before ca. 68 h.** However these results should be taken only as an indication as the comparison is purely qualitative and there is a lack of data in the hours before and after that period.

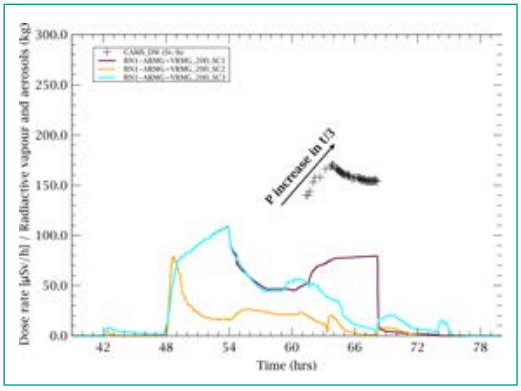


Figure 4:
CAMS in DW vs. calculated FP in drywell

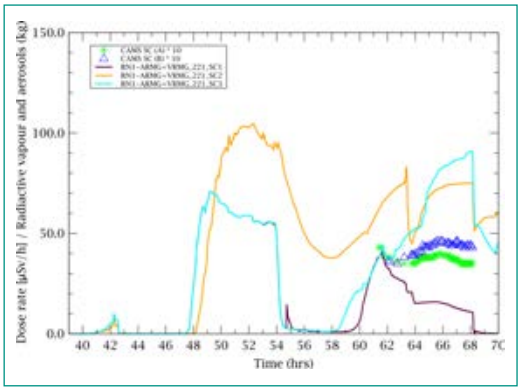


Figure 5:
CAMS in WW vs. calculated FP in wetwellgas space

3rd containment pressure drop in U3 and possible transport of hydrogen to U4

In order to evaluate which reactor is responsible for each release it is necessary to integrate the major events from the accident. The observed releases between 0 h–38 h (i.e. peaks 1 and 2 in the dose rate measurements) take place before the core degradation of Unit 2 and U3 started, therefore it is highly likely that these releases came from U1. Figure 6 shows a qualitative comparison of the dose rate (µS/h) at the main gate of Fukushima, with the observed containment pressure in the drywell for units 1, 2 and 3 and the calculated release rate in U3.

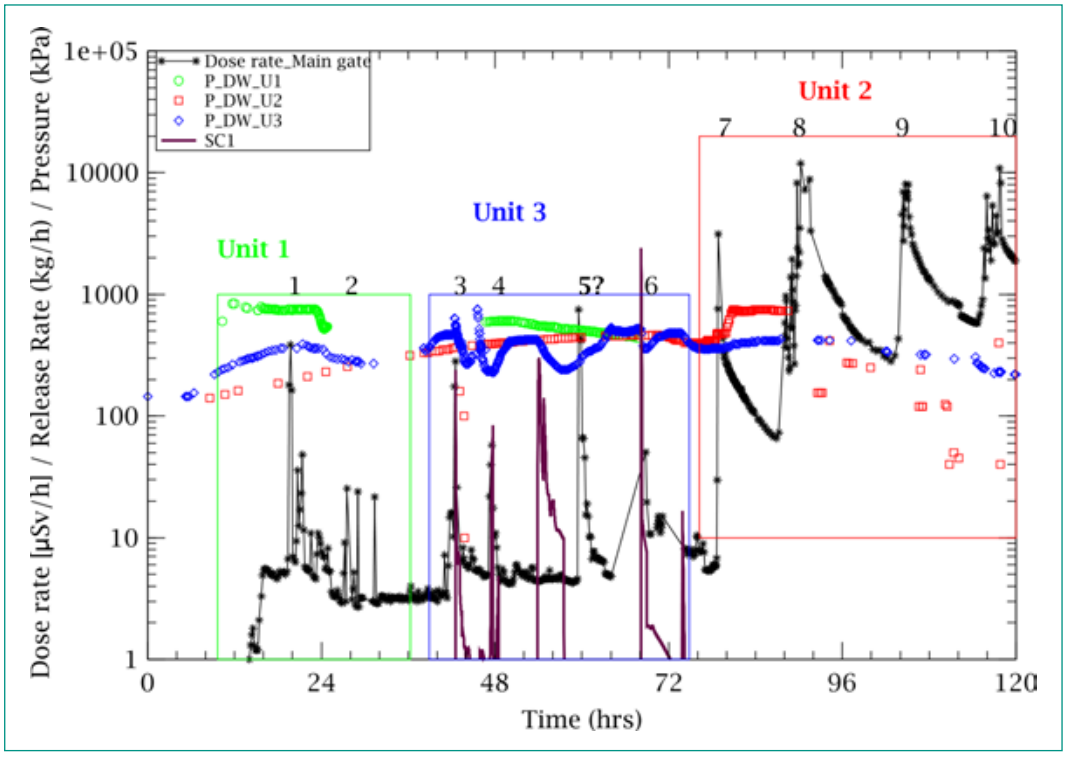


Figure 6:
Dose rate vs. containment pressure and calculated release rates

The observed releases from 39 h to 80 h (i.e. peaks 3 – 6) are very likely to come from the degradation in U3, because during this time frame most of the degradation is taking place in this unit. Both, the pressure decrease in unit 3 and the calculated releases (i.e. including noble gases, CsOH and CsI) are in agreement with the observed releases 3, 4 and 6. However the 5th release peak does not seem to be correlated with the decrease in pressure in U3. The observed release is ca. 6 hours later than start of the PCV depressurisation in U3. The possible explanation for this behaviour is either:

- It took a long time for the fission products to be transported and be detected at the main gate. However, the main gate is just some meters away from Unit 3 and there is no indication that the weather conditions would have transported the fission products in the opposite direction.
- The fission products and hydrogen released from U3 between 54 – 57 h were all transported to the stack but instead of being vented to the environment they found a path to be transported to U4. **Under this scenario it would be possible to explain the build-up of hydrogen in Unit 4 which hours later (at ca. 87 h) had an explosion.** The observed dose rate peak (i.e. number 5) may be in actual fact coming from U1. The alternative water injection was interrupted in U1 ca. 1 hour before the observed release. At that time (ca. 60 hours), the PCV in U1 is leaking (figure 3), the pressure is going down, and if there is any further degradation/ relocation which would be taking place at that time the release would be seen in the environment.

The issue remains open as it is not possible at this stage to give firm conclusions. A more detail analysis (e. g. CFD analysis) on the transport of gases from unit 3 to unit 4 as well as the evaluation of the amount of hydrogen needed for the explosions for unit 3 and unit 4 may be necessary to address it.

Releases after 72 h

After 72 h the observed releases may come from unit 3 or unit 2 (figure 6). The releases are orders of magnitude higher that the ones observed previously. This observation may suggest that either a major leakage took place in Unit 3 or the releases belong to another unit. **The scenario presented in the present analysis doesn't support the theory that the releases after 72 h come from unit 3.** During that time frame most of the degradation is taking place in unit 2. Furthermore, the releases (dose rate peaks 7 – 11) seem to be correlated with the decrease in pressure from the U2 containment.

This observation is further supported by the analysis made by [11] where the representative ratio Cs134/Cs137 for each unit was estimated and compared with the measured ratios Cs134/Cs137 found in the soil contamination on the site. This data are only available from **10 days** after the scram, but they suggest that the contamination in the time period between 6 – 10 days may belong to unit 2.

Preliminary long term run

Large variations in the amount of water injection took place between 8 – 9 days. Additionally, a significant increase in the pressure of the containment was observed at ca. 192 h. The pressure in the DW reached a maximum of ca. 0.4 MPa at ca. 216 h. After that time, the DW pressure decreased to ca. atmospheric and never increased again, suggesting a permanent leakage in the DW. On the other hand, when the WW pressure measurement was available again (at ca. 300 h) the pressure in the WW is ca. 0.2 MPa. This pressure corresponds to the hydrostatic head. The fact that the pressure could increase at around 200 hours shows that the PCV was not leaking a high amount of gases before ca. 216 h. This can be explained by drywell head flange, when the pressures are high, the leakages would be higher and as the pressure decreases the leakage decrease substantially or even stops.

At ca. 153 h the water injection decreases which may have caused the remaining rods in the core region to heat up and uncover again. At ca. 201 h the water injection increases significantly and may have caused the RPV to be filled. The steam line may have been flooded increasing the amount of water reaching the suppression chamber. The WW gets also water from the RPV penetration leakage going first to the DW and then to the WW. The combination of all this sources of water may have caused the WW to get full of water.

The SC1 was extended to run in the period from 6 – 10 days and attempts to represent the scenario described above. Figure 7 shows the measured and calculated containment pressure with the SC1. The SC1 scenario predicted that the reactor was partially filled with water at the end of 6th day after scram, which caused the core not being fully cooled down but not hot enough to produce further degradation.

The **DW pressure trend was qualitatively reproduced in the period between days 8–9** which may be an indication that the predicted final state of the core is realistic. The calculated pressure in the WW at ca. 237 h is in good agreement with the observed pressure in the WW (ca. 0.2 MPa) at ca. 300 h. **This pressure corresponds to the hydrostatic head and supports the theory that the suppression chamber was full of water in this time frame.**

It is assumed that at ca. 211 h the MSL penetration seal failed opening a direct release path from DW to building and causing the pressure from the DW to drop. **This type of leakage from the containment would be permanent causing the DW pressure to remain atmospheric.**

The water coming from the RPV through the steam lines would discharge into the WW. Once the WW is full, the water would be transferred to the DW. The DW would get additional water from the water coming from the RPV penetration leakage. The SC1 estimated that at ca. 239 h the water in the Drywell would reach the level of the MSL penetration and radioactive water would start to leak from the containment.

The presented results are preliminary as only the SC1 was included in the period from 6–9 days. It is expected that for the next period more sensitivity cases will be performed, for which the new released version of MELCOR2.1 would be used. This version will allow to make faster runs and to reduce the computational time.

National Cooperation

None

International Cooperation

The project is coordinated by the OECD Nuclear Energy Agency (NEA). The Operating Agent (OA) is Japan Atomic Energy Agency (JAEA) who is technically supported by the Japan Institute of Applied Energy (IAE). The participants are from Japan, Canada, China, Finland, France, Germany, Korea, Russia, Spain, USA, and Switzerland, each cooperate formally with NEA and the OA. There is informal cooperation between the participants.

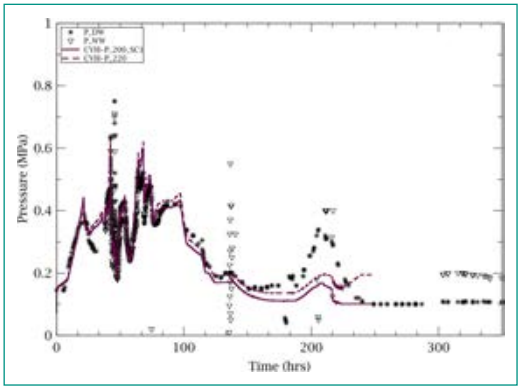


Figure 7:
Containment pressure

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

Work at PSI is progressing as planned. The results will be presented in the next BSAF phase 2 meeting in January 2017. For the long term calculations SANDIA has promised that a new version of MELCOR will be released. It is expected that this version will allow faster runs as it is more stable for long term calculations. For the next period additional sensitivity cases will be included in the long term analysis as well as the comparison with the measured temperature at different locations. Special attention will be devoted to the analysis of the transport of fission products and hydrogen as well as the amounts of hydrogen needed for the observed explosions in unit 3 and unit 4.

Publications

M. Pellegrini, K. Dolganov, L. E. Herranz Puebla, H. Bonneville, D. Luxat, M. Sonnenkalb, J. Ishikawa, J. H. Song, R. O. Gauntt, L. Fernandez Moguel, F. Payot and Y. Nishi. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS: Best-Estimate Case Comparison, Nuclear Technology 2016, doi: https://dx.doi.org/10.13182/NT16-63

References

[1] *OECD/NEA/CSNI* 2014. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station. https://www.oecd-nea.org/jointproj/bsaf.html

[2] *M. Pellegrini K. Dolganov, L. E. Herranz Puebla, H. Bonneville, D. Luxat, M. Sonnenkalb, J. Ishikawa, J. H. Song, R. O. Gauntt, L. Fernandez Moguel, F. Payot and Y. Nishi.*

Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi NPS: Best-Estimate Case Comparison. Nuclear Technology 2016. doi: http://dx.doi.org/10.13182/NT16-63

[3] *Fernandez-Moguel, L. and Birchley, J.* Analysis of the accident in the Fukushima Daiichi nuclear power station Unit 3 with MELCOR_2.1. Annals of Nuclear Energy. 2015(83): 193–215, doi: http://dx.doi.org/10.1016/j.anucene.2015.04.021

[4] *M. Sonnenkalb, S. Band* ATHLET-CD/COCOSYS Analyses of Severe Accidents in Fukushima Daiichi Units 2 and 3: German Contribution to the OECD/NEA BSAF Project, Phase 1. Nureth 16. August 30 – September 4, 2015, Chicago, Illinois

[5] *Pellegrini, M., Suzuki, H., Mizouchi, H. and Naitoh M.* 2014. Early phase accident progression analysis of Fukushima Daiichi unit 3 by the SAMPSON Code. Nuclear Technology vol. 186. doi: http://dx.doi.org/10.13182/NT13-107

[6] EPRI. Technical Evaluation of Fukushima Accidents: Phase 2. MAAP5 Analysis. Palo Alto, CA: 2015. 3002005301Sevón T., 2015. A MELCOR model of Fukushima Daiichi Unit 3 accident. Nuclear Engineering and Design. 284 80–90. http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.11.038

[7] *Byeongnam Jo, Nejdet Erkan, Shinji Takahashi, Daehun Song, Wataru Sagawa, Koji Okamoto*. 2016. Thermal stratification in scaled-down suppression pool of the Fukushima Daiichi nuclear power plants. Nuclear Engineering and Design. 305 39–50. http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.05.017

[8] *Matthew Solom, Karen Vierow Kirkland*. 2016. Experimental investigation of BWR Suppression Pool stratification during RCIC system operation. In press. http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2016.10.045

[9] *Rýdl A., Fernandez-Moguel L. and Lind T.,* 2016, Impact of Containment Venting on Source Term for Fukushima-like BWR scenarios, NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9 – 13, 2016

[10] *Jäckel B.S., Bevilaqua A., Ducros G., Gauntt R.O. and Stuckert J,* 2016. Land contamination activity data interpretation from Fukushima Daiichi accident, Nuclear Engineering and Design 300 28 – 33. http://dx.doi.org/10.1016/j.nucengdes.2015.12.030

Risk Oriented Approach and Melt-Structure-Water-Interaction Phenomena in LWR Severe Accident

Author und Co-author(s)	P. Kudinov, W.M. Ma, D. Grishchenko, W. Villanueva, A. Konovalenko, S. Basso, L. Manickam, S. Yakush, P. Yu, S. Bechta
Institution	Royal Institute of Technology (KTH)
Address	Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden
Phone, E-mail, Internet address	+46 8 790 8362, ma@safety.sci.kth.se, www.kth.se
Duration of the Project	January 1 ~ December 31, 2016

ABSTRACT

The MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) project at KTH is intended to investigate MSWI phenomena and develop a risk oriented accident analysis framework (ROAAM+) for quantifying conditional threats to containment integrity for a reference design of Nordic BWRs. For these objectives, the research activities are divided into five sub-tasks: (1) risk evaluation and synthesis (RES); (2) melt ejection mode (MEM); (3) debris coolability map (DECO); (4) steam explosion impact map (SEIM); and (5) mechanisms of steam explosion (MISTEE-HT). The first four sub-tasks are tightly interconnected, and RES provides guidelines for experimental and analytical activities in MEM, DECO and SEIM, as well as integration of developed methods and produced data in ROAAM+ framework.

This report presents substantial advances and insights which were achieved during 2016 for (i) further development and application of ROAAM+, (ii) coolability of debris bed with a cake, (iii) new approach for analysis of vessel failure modes; (iv) particulate debris spreading; (v) further analysis of steam explosion impact on containment structures; and (iv) MISTEE-HT experiment for Zr melt oxidation. Finally, the status of the project is summarized and a work plan is provided.

Project goals

The severe accident management (SAM) strategy of Nordic BWRs employs reactor cavity flooding to terminate accident progression. Success of this SAM strategy is contingent upon core melt release conditions from the reactor pressure vessel since they affect (i) properties and coolability of ex-vessel debris bed and (ii) potential steam explosion energetics. Complex interactions between stochastic accident scenarios and deterministic phenomena hinder resolution of ex-vessel coolability and steam explosion issues. In the period of Swedish APRI8 and APRI9 research programs (2012–2017), the Risk Oriented Accident Analysis Methodology (ROAAM) that marries probabilistic and deterministic approaches is considered as an adequate tool for addressing these issues. The project goals are not only to investigate severe accident phenomena of risk importance, but also to develop a ROAAM+ framework for quantifying conditional threat to containment integrity for a reference design of Nordic BWRs. The project consists of five sub-tasks: (1) risk evaluation and synthesis (RES); (2) melt ejection mode (MEM); (3) debris coolability map (DECO); (4) steam explosion impact map (SEIM); and (5) mechanisms of steam explosion (MISTEE-HT). The first four sub-tasks are tightly interconnected. RES provides guidelines for experimental and analytical activities in MEM, DECO and SEIM, as well as integration of the developed methods and produced data in the ROAAM+ framework. The report highlights the main accomplishments during 2016, and presents the status and a work plan for completing all commitments of the project by the end of 2017. More detailed description of project achievements can be found in the relevant publications.

Work carried out and results obtained

1. Progress in RES Activity

After the preliminary analysis of conditional containment failure probabilities for the reference plant of Nordic BWRs [1], the ROAAM+ framework (see Fig. 1) has been further developed, refined and applied in 2016. Recent methodological development was mainly oriented towards quantification of the uncertainty in failure probability due to the lack of knowledge about distributions of the uncertain input parameters. A nested sampling with two levels is proposed (Fig. 2). In the outer loop diffe-

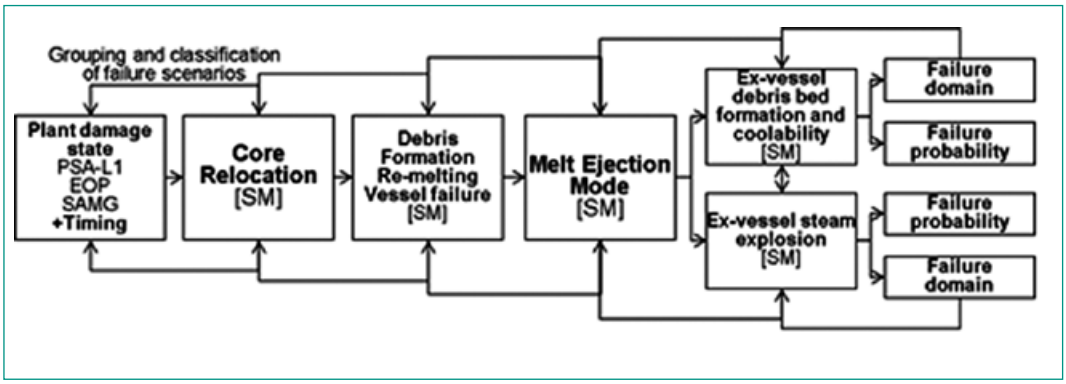


Figure 1: *Schematic diagram of ROAAM+ framework for a Nordic BWR.*

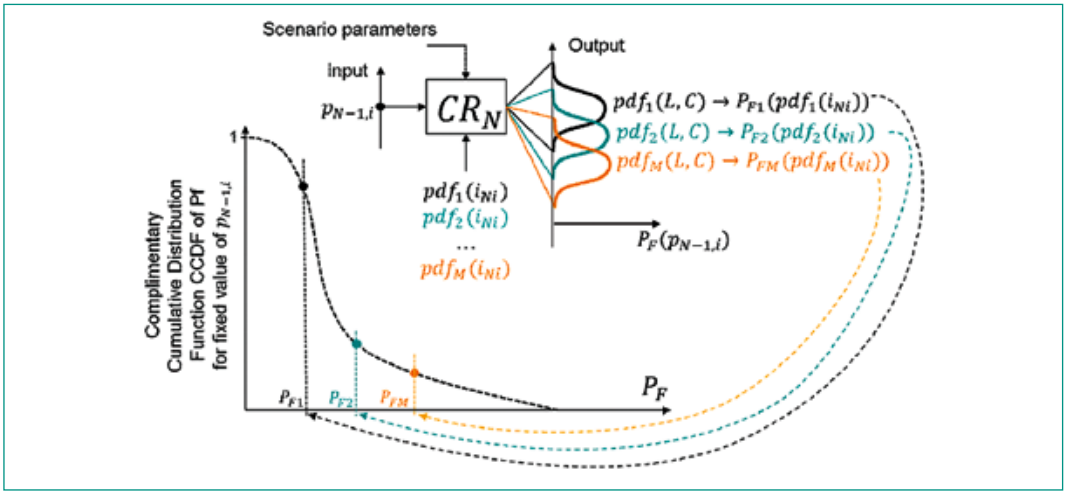


Figure 2: *Quantification of uncertainty in failure probability.*

rent sets of parameter distributions are selected randomly. In the inner loop the parameters are sampled according to the distributions chosen. Each sleeted set of the distributions (PDFs) results in one value of the failure probability, and by sampling the PDFs a distribution of possible failure probability is obtained; see Fig. 2.

2. Progress in MEM Activity

Previously a full model (FM) of core relocation using the MELCOR 1.86 code has been employed to generate a database of FM solutions, so as to develop a surrogate model (SM) for the analysis of core degradation and core relocation used in ROAAM+ framework (Fig. 1). In the present study it has been found that the properties of relocated debris significantly influenced by severe accident scenario (see Fig. 3).

Sensitivity analysis for representative cases from large relocation domain identified in [2] has been performed (Fig. 3). The results of the analysis suggest that different MELCOR modelling parameters have different contribution to the variability of the output depending on i) severe accident scenario; and ii) response function. Sensitivity analysis results also show that the variation of maximum time step in MELCOR results in noticeable variation in the code response [3]. This indicates that complex non-linear interaction between physical models in MELCOR might lead to difficulties with achieving numerical convergence and respective variations in code predictions. In order to overcome this issue, it was proposed to characterize the distribution of the properties of relocated debris obtained with different time steps [3]. Currently a new FM data base (using Input deck of MEL-COR 2.1 rev7544 + updated nodalization of Nordic BWR) is being generated and will be used for core relocation SM development. New core relocation SM will include uncertainty coming from MELCOR modelling parameters.

For coupled thermal-mechanical analysis of RPV lower head creep failure, previously the PECM (implemented in Fluent for melt pool heat transfer) is coupled with ANSYS (mechanical) in a one-way manner. In addition, the output from the PECM is manually post-processed to be used as input boundary conditions for the ANSYS calculations. Recently, an integrated coupling approach using ANSYS Workbench for vessel failure analysis has been developed. The new approach has the following advantages compared to the original approach: (i) output results from the PECM are auto-

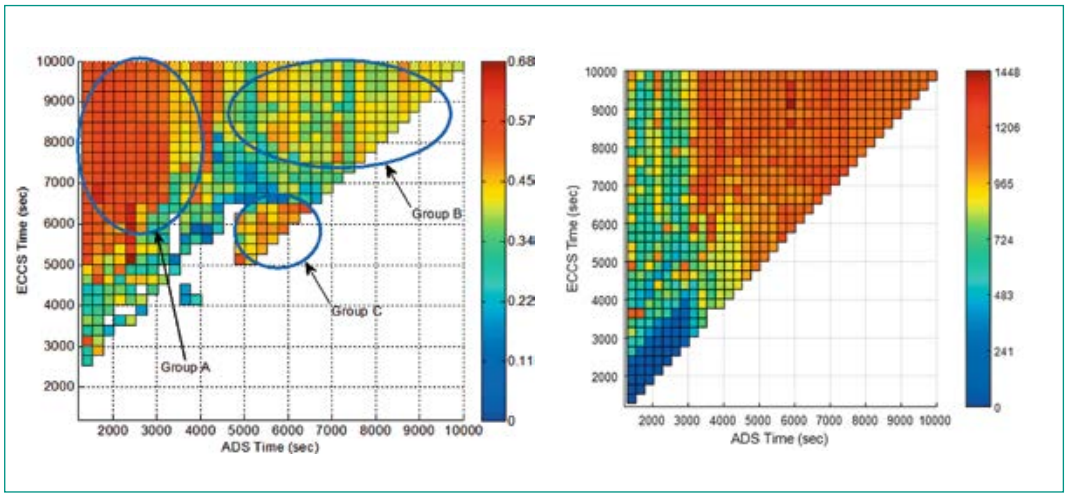


Figure 3:
Map of metallic debris in the 1st axial level (left) and total hydrogen mass (kg) generated (right) as function of severe accident scenario.

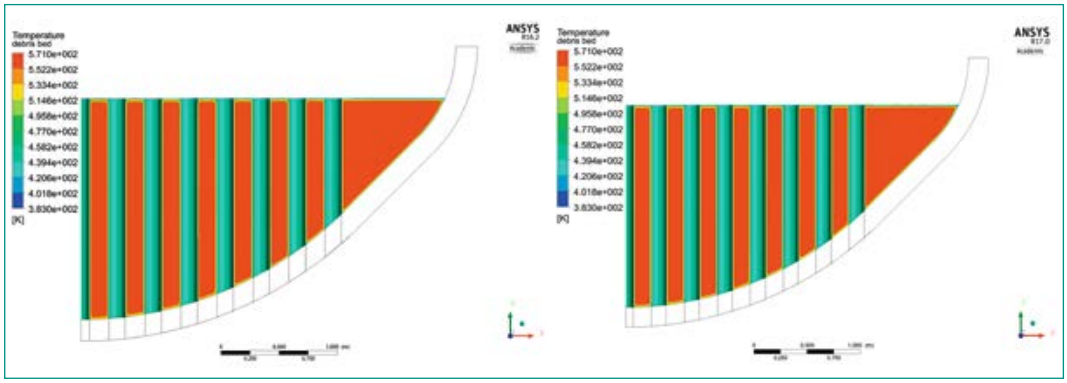


Figure 4:
Comparison of temperature distribution of the debris bed at 500s between the original approach (left) and new approach (right).

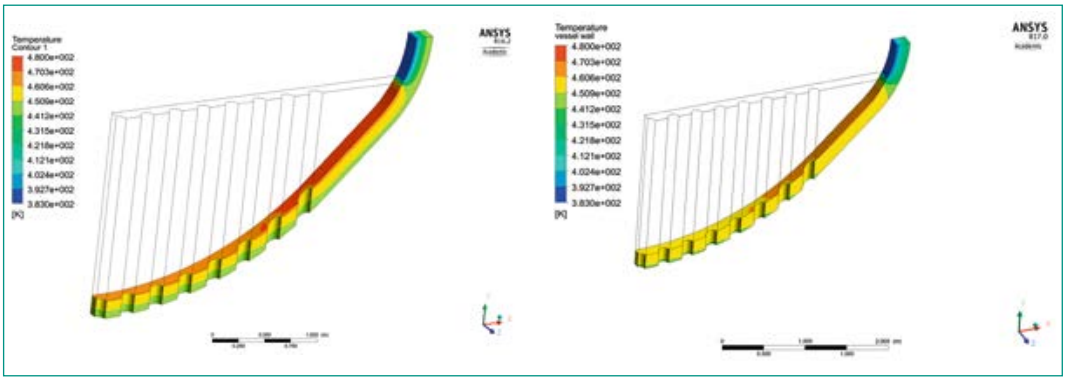


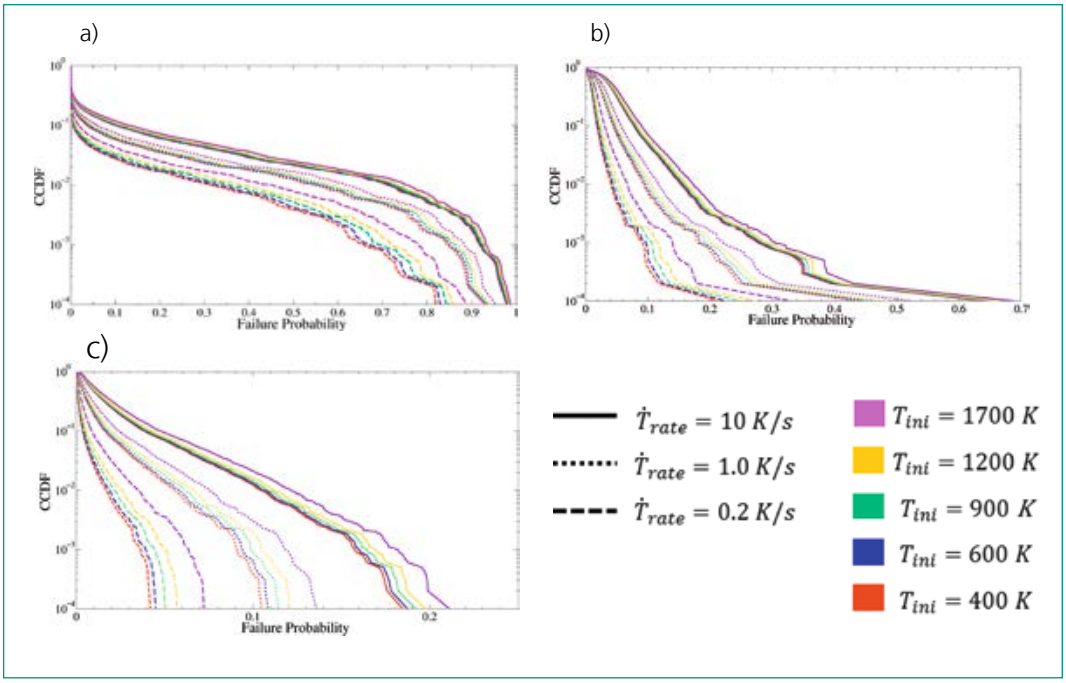
Figure 5: *Comparison of temperature distribution of the vessel wall at 500s between the original approach (left) and new approach (right).*

matically transferred to ANSYS without manual processing from the user, (ii) more convenient and efficient implementation when considering dozens of calculations to perform sensitivity analysis and generate a database for surrogate model (SM) development in ROAAM+, and (iii) easier and more flexible in incorporating changes in geometry, mesh, physical models and numerical parameters. The consistency with the original approach [4] on the mode and timing of vessel failure is being examined through the comparison of results obtained from the original and new approaches for the same cases (cf. Figs. 4 and 5). In the next step we will include instrument guide tubes (IGTs) in the geometries and also use MELCOR output as input data for the analysis of the influence of debris bed non-homogeneity on the mode and timing of vessel failure. Finally, we will complete the development of Vessel Failure SM for the overall ROAAM+ analysis.

3. Progress in DECO Activity

Significant progress has been achieved towards the main goal of DECO activity. Since two phenomena of particulate debris spreading may occur in the pool (during particles sedimentation) and at the level of debris bed (self-leveling), both phenomena have been investigated experimentally and analytically in order to develop understanding of key physical processes and predictive capabilities for analysis of reactor accident progression [5–10]. The PDS-C (closures) and PDS-P (pool) experimental database obtained in separate effect tests was generalized and a universal non-dimensional closure has been proposed for determining particle flux as a function of the local slope angle and gas velocity. The developed PDS-C closure model has been validated against experimental data and is implemented in the DECOSIM code. The combined debris spreading and coolability model has been used for extensive sensitivity and uncertainty analysis. A preliminary probabilistic risk

Figure 6: *CCDFs (complementary cumulative density functions) of Failure Probability for three heat-up rates in case of: beta distributed aleatory uncertainties (a), truncated normal distributed aleatory uncertainties (b) and triangular distributed aleatory uncertainties (c).*



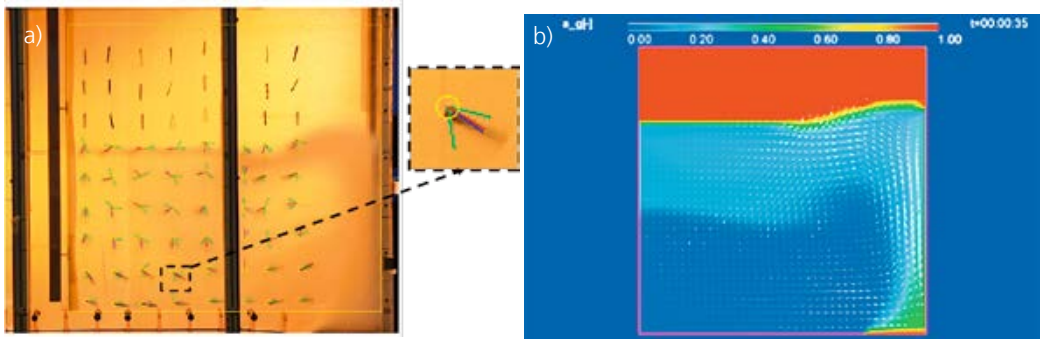


Figure 7:
Flow pattern recognition in PDS-P experiment (a) and DECOSIM prediction of void fraction in the pool (b).

analysis of debris bed coolability in prototypic accident conditions was performed by employing the two dimensional Monte Carlo analysis [11–13]. The main results of the analysis are reported in Fig. 6 for the three different families of probability density functions considered.

New 26 PDS-P tests have been performed in order to provide additional data on two-phase turbulent flows needed for validation of the DECOSIM code. An advanced image analysis and pattern recognition is applied (Fig. 7a) in order to determine velocity vector field which can be compared with numerical results obtained from the code. Validation of the DECOSIM code with implemented particles spreading in the pool against PDS-P experimental data is ongoing (Fig. 7b).

Coolability of a porous heat-releasing debris bed in a water pool is studied in the case where some zone within the bed is impermeable. Such a zone (so-called «cake») can develop in the process of debris bed formation from fragmented melt jet if water pool depth is insufficient for complete jet fragmentation and solidification of debris. Numerical simulations are performed by the DECOSIM code solving the mass, momentum, and energy conservation equations. A mound-shaped debris bed having an impermeable «cake» in its top part is considered. The debris bed rests at the bottom surface of a deep water pool. Simulations start with an initially wet debris bed. It is shown that while a dry and hot zone almost certainly develops in the bed with a «cake», there exist conditions under which the dry zone temperature rises only to some level where it is stabilized by steam cooling, Fig. 8. The influences of particle diameter, decay heat power and «cake» size on the maximum temperature are considered. Influence of the initial state of a debris bed is demonstrated by comparison of the time histories for the maximum temperature of solid material obtained for initially quenched («wet») and initially dry and hot debris beds. It is shown that for large enough particle diameters, the initially dry debris bed is reflooded with pool water and the temperature is stabilized at the same level as in the case of initially quenched debris bed, see Fig. 9.

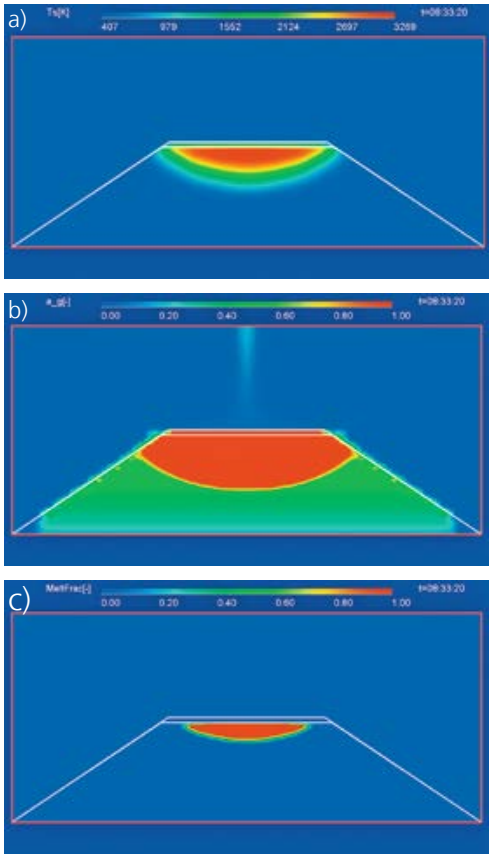


Figure 8:
Post-dryout debris bed at specific decay heat power=80 W/kg: a) solid material temperature; b) void fraction; c) melt fraction.

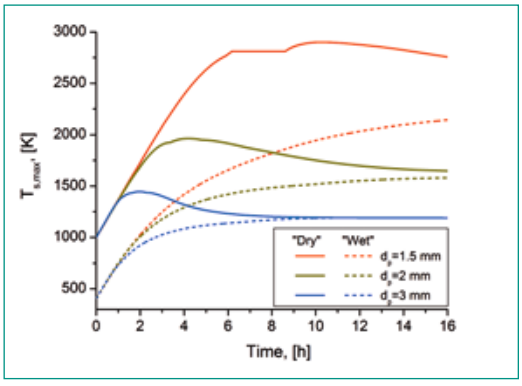


Figure 9:
Maximum temperatures of solid material in post-dryout debris bed for different initial states: initially quenched («wet») and initially hot («dry»).

4. Progress in SEIM Activity

The Full Model (FM) analysis of steam explosion in the reference Nordic BWR was realized with the TEXAS-V code, and the effect of triggering time on steam explosion energetics was investigated. In order to address significant variability of explosion impulse with respect to the triggering time a statistical characterization of the possible explosion energetics for a single melt release scenario was introduced. A large database of FM solutions is generated and used for the development of a computationally efficient Surrogate Model (SM) that reproduces the statistical characteristics of the FM solutions. The SM was trained to predict 50, 65, 78, 95, 99 and 100 % percentiles of the cumulative distribution fraction for the explosion impulse, and has been implemented in the latest version of ROAAM+ and used for (i) failure domain analysis for the Nordic BWR and (ii) example calculation of containment failure risk in melt release scenario similar to SERENA-2 BWR benchmark exercise.

The results of the failure domain analysis suggest that for the reference Nordic BWR the steam explosion impulse will be higher than 6 kPa·s in most of the possible met release scenarios if jet diameters are larger than 26 cm (independent of other parameters), or if jet diameters > 10 cm plus melt release velocity > 7 m/s and water pool depth > 9 m. If jet diameters are limited to 30 cm the probability of exceeding 50 kPa·s impulse is less than 10^{-3} for most of the possible combinations of the uncertain parameters' distributions.

Several critical modelling assumptions have been verified and demonstrated to be valid: fixed ratio of the jet radius to the mesh cell cross section, and slightly reduced free gas volume compared to containment volume. An extended database of FM solutions has been generated and used to update the SM. Further work is devoted to the analysis of multiple (consecutive or simultaneous) melt releases.

5. Progress in MISTEE Experiments

After the MISTEE was utilized for the study of debris formation phenomena by quenching small-scale melt jets [15], the facility has been upgraded to operate at high temperatures (so-called MISTEE-HT), so as to investigate thermal fragmentation phenomena using single droplets of various high-temperature melt simulants such as alumina, as well as to study oxidation phenomena of Zr droplets quenched in a water pool.

For the oxidation of Zr melt droplets carried out in the MISTEE-HT experiment, the molten droplets of pure Zr metal are discharged from the bottom of the furnace, falling and quenched in a 470-mm deep water pool. The droplets are allowed to settle in a catcher arranged at the bottom of the test section. The hydrogen volume produced during the interaction is obtained by quantifying the bubbles departing the surface of the water pool, originally detached from the droplets. Several scoping tests have been conducted so far, and the preliminary results are as shown in Figs 10 and 11. For the tests performed at conditions related to high water subcooling ($\Delta T_{subcool} \approx 80–90$ K) and moderate melt superheat ($\Delta T_{superheat} \approx 150$ K), the Zr melt droplets did not undergo spontaneous steam explosion. The oxidation ratio, that is the oxidized Zr mass divided by the initial Zr mass, is up to 22 % based on the total volume estimation of the detached bubbles (which is assumed to be composed of pour hydrogen since vapor is expected to be condensed completely at high the subcooling conditions). Through SEM analysis of the debris samples, we observed

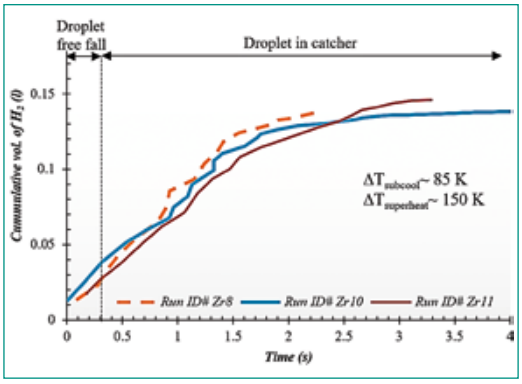


Figure 10: *Volume of hydrogen produced as a function of time.*

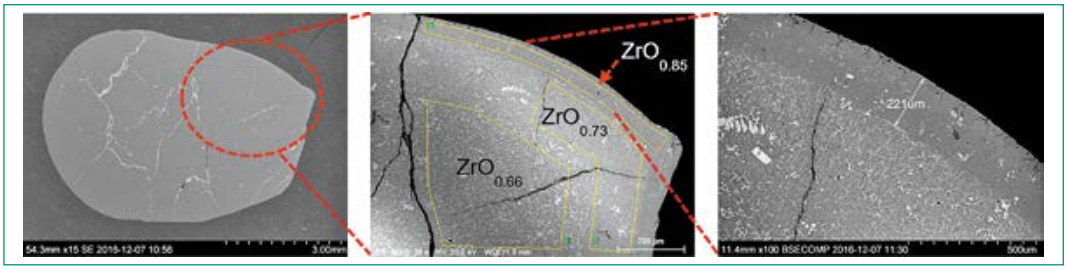


Figure 11: *Micro-structure of the debris particle showing stratification of oxidation in layers.*

formation of an oxygen rich outer layer of almost constant thickness all along the surface of a debris particle. Moreover, the degree of oxidation is found to increase from the center to the outer surface (Fig. 11). As the next step, several separate-effect tests are planned to study the effect of melt and water initial conditions on Zr melt oxidation behavior.

International Cooperation

The activities in the MSWI Project at Royal Institute of Technology (KTH) are jointly supported by APRI (consortium of the Swedish Nuclear Authority SSM and Swedish nuclear power companies), ENSI, European Union (SAFEST and IVMR Projects) and NKS (Nordic Nuclear Safety Research).

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

The present MSWI project supported by ENSI began on January 2012 and is about to end in December 2016. The original work scope of the project is corresponding to a five-year (2012–2016) work plan proposed in the Eighth Framework of Research on Accident Phenomena of Risk Importance (APRI8) in Sweden, with the goal to develop «Risk Oriented Framework for Safety Analysis of Severe Accident Issues in Nordic BWRs». Two phases of the project were conceived in order to be accommodated in APRI8 and APRI9, respectively. ENSI is a co-sponsor of the MSWI project, contributing to around one sixth of the total budget.

After the completion of APRI8 in 2014, it was concluded that the original work scope could not be accomplished by 2016, mainly due to appearing complexity of the tasks. As a result, the steering committee of APRI agreed to give one-year extension to carry out the remaining tasks (Phase-II) in the original plan, forming the theme of APRI9 (2015–2017). The remaining tasks are as follows:

- RES4: Revisiting planning and priorities in the research strategy and objectives for integrated MEM, DECO, and SEIM analysis.
- MEM4: Revisiting planning and priorities in the research strategy and objectives of MEM.
- DECO4: Revisiting planning and priorities in research strategy and objectives of DECO.
- SEIM3: Revisiting planning and priorities in the research strategy and objectives of SEIM.
- RES5: Scoping feasibility studies and to prioritize research objectives for potential application of ROAAM+ to addressing severe accident issues in a Nordic BWR plant with external pumps.
- RES6: Development and application of integrated risk assessment approach.
- MEM6: Development and application of integrated risk assessment approach of MEM.
- DECO5: Development and application of integrated risk assessment approach of DECO.
- SEIM4: Development and application of integrated risk assessment approach of SEIM.
- MEM5: Execution of experiments for validation of models on debris dryout and remelting, melt interactions with vessel structures.

The task RES5 was canceled recently after a discussion with APRI steering committee, due to the following reasons: (i) the candidate Nordic BWRs with external pumps are going to shut down in the near future; and (ii) the time constraint to complete all originally planned tasks by the end of 2017.

To ensure the completion of the panned tasks, several concrete actions have been taken recently to reinforce the workforce and management of the project, including recruitment of two post-doc re-

Task	**Sub-task**	**Phase-II** (APRI9)											
		2015				2016				2017			
RES4		M03	M06	M09	M12	M15	M18	M21	M24	M27	M30	M33	M36
	MEM4												
	DECO4												
	SEIM3												
RES6													
	MEM6												
	DECO5												
	SEIM4												
MEM5													

searchers and involvement of two new PhD students for different tasks. The updated schedule of the deliverables is as shown in the following table. Generally speaking, substantial progress and results have been achieved during past five years of the MSWI project and documented in relevant publications, including

- 10 proceedings of semi-yearly MSWI meetings;
- Contributions to five ENSI annual research reports;
- Nearly 20 journal articles;
- Nearly 50 peer-reviewed conference papers;
- One PhD thesis.

With the increasing efforts on all sub-tasks and the final production phase of the ROAAM+ framework, it is expected a stream of achievements will be published or prepared in the coming year. Considering the current status in respect to the project goals and the actions taken, we are confident to deliver all tasks and reports by the end of 2017.

Publications

- *D. Grishchenko, S. Basso and P. Kudinov*, Development of surrogate model for analysis of ex-vessel steam explosion in Nordic type BWRs, Nuclear Engineering and Design, in press.
- *L. Manickam, P. Kudinov, W.M. Ma, S. Bechta, and D. Gishchenko*, On the influence of subcooling and melt jet parameters on debris formation, Nuclear Engineering and Design 309: 265–276, 2016.
- *S. Galushin and P. Kudinov*, Analysis of core degradation and relocation phenomena and scenarios in a Nordic-type BWR, Nuclear Engineering and Design 310: 125–141, 2016.
- *V.A. Phung, S. Galushin, S. Raub, A. Goronovski, W. Villanueva, K. Kööp, D. Grishchenko and P. Kudinov*, Characteristics of debris in the lower head of a BWR in different severe accident scenarios, Nuclear Engineering and Design 305: 359–370, 2016.
- *S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov*, Empirical closures for particulate debris bed spreading induced by gas-liquid flow, Nuclear Engineering and Design 297: 19–25, 2016.
- *S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov*, Effectiveness of the debris bed self-leveling under severe accident conditions, Annual Nuclear Energy 95: 75–85, 2016.
- *S. Basso, A. Konovalenko, S.E. Yakush and P. Kudinov,* The effect of self-leveling on debris bed coolability under severe accident conditions, Nuclear Engineering and Design 305: 246–259, 2016.
- *A. Konovalenko, S. Basso, P. Kudinov and S.E. Yakush*, Experimental investigation of particulate debris spreading in a pool, Nuclear Engineering and Design 297: 208–219, 2016.
- *S.E. Yakush, A. Konovalenko, S. Basso and P. Kudinov*, Validation of DECOSIM code against experiments on particle spreading by two-phase flows in water pool, Proceedings of the 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-11), Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.
- *S.E. Yakush and P. Kudinov*, In-vessel debris bed coolability and implications for vessel failure mode, Proceedings of NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.
- *S.E. Yakush and P. Kudinov*, Effect of melt agglomeration on coolability of a debris bed. Proceedings of NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.
- *D. Grishchenko, S. Galushin, S. Basso and P. Kudinov*, Application of TEXAS-V surrogate model to assessment of the containment failure risk due to steam explosion in a Nordic type BWR, Proceedings of NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.
- *S. Galushin, W. Villanueva, D. Grishchenko and P. Kudinov*, Development of core relocation surrogate model for prediction of debris properties in lower plenum of a Nordic BWR. Proceedings NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.
- *P. Kudinov and M. Davydov*, Development and validation of a computationally efficient model for prediction of debris agglomeration, Proceedings of NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.
- *P. Kudinov, S. Galushin and M. Davydov*, Analysis of the risk of formation of agglomerated debris in Nordic BWRs, Proceedings of NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.
- *P. Yu, A. Komlev, W. Villanueva, Y.C. Li, W.M. Ma and S. Bechta*, Pre-test simulations of SIMECO-2 experiments on stratified melt pool heat transfer, Proceedings of NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.
- *S. Galushin, P. Krčál, L. Ranlöf, O. Bäckström, Y. Adolfsson and P. Kudinov*, An approach to joint application of integrated deterministic-probabilistic safety analysis and PSA L2 to severe accident issues in Nordic BWRs, The 13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM-13), Seoul, Korea, October 2–7, 2016.

References

[1] *P. Kudinov, D. Grishchenko, S. Galushin, S. Yakush, A. Konovalenko, S. Basso, M. Davydov, W. Villanueva and A. Goronovski,* «RES3: Preliminary analysis of conditional containment failure probabilities using ROAAM+ frameworks,» Research Report of the 9th Research Program for Accident Phenomena of Risk Importance (APRI-9), Division of Nuclear Power Safety, Royal Institute of Technology (KTH), Stockholm, Sweden, January 7, 2016.

[2] *S. Galushin and P. Kudinov*, «Analysis of core degradation and relocation phenomena and scenarios in a Nordic-type BWR,» Nuclear Engineering and Design 310: 125–141, 2016.

[3] *S. Galushin, W. Villanueva, D. Grishchenko and P. Kudinov*, «Development of core relocation surrogate model for prediction of debris properties in lower plenum of a Nordic BWR,» Proceedings of NUTHOS-11, Gyeongju, Korea, October 9–13, 2016.

[4] *W. Villanueva, C.T. Tran and P. Kudinov*, «Coupled thermo-mechanical creep analysis for boiling water reactor pressure vessel lower head,» Nuclear Engineering and Design 249: 146–153, 2012.

[5] *S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov*, «Sensitivity and uncertainty analysis for predication of particulate debris bed self-leveling in prototypic SA conditions,» Proceedings of ICAPP-2014, Charlotte NC, USA, April 6–9, 2014.

[6] *S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov*, «Development of scalable empirical closures for self-leveling of particulate debris bed,» Proceedings of ICAPP-2014, Charlotte NC, USA, April 6–9, 2014.

[7] *A. Konovalenko, S. Basso and P. Kudinov*, «Experiments and characterization of the two-phase flow driven particulate debris spreading in the pool,» Proceedings of NUTHOS-10, Okinawa, Japan, December 14–18, 2014.

[8] *S. Basso, A. Konovalenko and P. Kudinov*, «Empirical closures for particulate debris bed spreading induced by gas-liquid flow,» Nuclear Engineering and Design 297: 19–25, 2016.

[9] *A. Konovalenko, S. Basso, P. Kudinov and S. Yakush*, «Experiments and modeling of particular debris spreading in a pool,» Proceedings of NURETH-16, Chicago, IL, USA, Aug 30–Sep 4, 2015.

[10] *A. Konovalenko, S. Basso, P. Kudinov and S.E. Yakush*, «Experimental investigation of particulate debris spreading in a pool,» Nuclear Engineering and Design 297: 208–219, 2016.

[11] *A. Cullen and H. Frey*, «Probabilistic techniques in exposure assessment: a handbook for dealing with variability and uncertainty in models and inputs,» New York, NY: Plenum Press, 1999.

[12] *J. Helton, J. Johnson, W. Oberkampf, and C. Sallaberry*, «Representation of analysis results involving alaeatory and epistemic uncertainty,» International journal of General Systems 39-6: 605–646, 2010.

[13] *J. Helton*, «Quantification of margins and uncertainties: Conceptual and computational basis,» Reliability Engineering and System Safety 96: 976–1013, 2011.

[14] *D. Grishchenko, S. Basso and P. Kudinov*, «Development of surrogate model for analysis of ex-vessel steam explosion in Nordic type BWRs,» Nuclear Engineering and Design, in press.

[15] *L. Manickam, P. Kudinov, W.M. Ma, S. Bechta and D. Gishchenko*, «On the influence of subcooling and melt jet parameters on debris formation,» Nuclear Engineering and Design 309: 265–276, 2016.

Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung

Autor und Koautoren	E. Hohmann, F. Assenmacher, G. Butterweck, J. Eikenberg, B. Hofstetter-Boillat, , M. Jäggi, E. Yukihara
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut, Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Sektion Messwesen
Adresse	5232 Villigen PSI
Telefon, E-mail, Internetadresse	+41 56 310 5977, Eike.Hohmann@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2016 bis 31. Dezember 2018

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.

In der Radioanalytik wurden für ein LS-Spektrometer mit Triple/Double-Koinzidenz-Messtechnik moderne Mess-Software installiert und neue Parameterfiles mit hinterlegten Quenchkurven für die Standardauswertung von Spezialnukliden wie ^{3}H, ^{14}C, ^{55}Fe, ^{63}Ni, ^{90}Sr, ^{241}Pu sowie für Alpha-Strahler erstellt. Weiterhin wurden radiochemische Methoden und Messtechniken für den Nachweis von anthropogenen Radionukliden weiterentwickelt und in Bezug auf die Anwendung bei Rückbauprojekten optimiert.

Die diesjährige Aeroradiometrieübung der Nationalen Alarmzentrale (NAZ) fand in der Umgebung der Kraftwerke KKB und KKL, des PSI und der ZWILAG AG statt. Das Radionuklid ^{16}N- über dem KKL und Annihilationsstrahlung der Fortluftwolke des PSI führten zu messbaren Erhöhungen der Dosisleistung, welche auch schon in vergangenen Jahren beobachtet wurden.

Nach der Einführung des neuen Radio-Photolumineszenz-Dosimetriesystems (RPL) wurde im Berichtsjahr am PSI eine Vergleichsmessung in der Umgebungsdosimetrie durchgeführt, bei der sowohl das bewährte TLD-(Al_2O_3:C)- als auch das RPL-Dosimetriesystem verwendet wurde. Die Ergebnisse der Vergleichsmessung bestätigen die Eignung des RPL-Dosimetriesystems für den Einsatz am PSI.

Das Messwesen hat neben der Umgebungsdosimetrie an weiteren Vergleichsmessungen teilgenommen. Dies betraf die in-situ Spektrometrie für die Umgebungsdosimetrie, die Aeroradiometrie sowie die Radioanalytik mit Ringversuchen im Rahmen der Immissions-, Emissions-und Inkorporationsüberwachung. Alle Messergebnisse erfüllten die Anforderungen seitens der Veranstalter der Ringversuche.

Im Berichtszeitraum wurden eine Dissertation und Masterarbeit begonnen sowie eine Masterarbeit betreut und erfolgreich abgeschlossen. Für mehrere Sommerstudenten der IAESTE-Organisation wurden Praktika mit einer Dauer von jeweils 3 Monaten durchgeführt. Seit Oktober 2016 bereut die Sektion Messwesen als Ausbildungsbetrieb zudem einen Studenten der Dualen Hochschule Baden-Württemberg, Karlsruhe im Studiengang Sicherheitstechnik.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wurden für das Jahr 2016 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(16/1) Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie

(16/2) Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden

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

(16/3) Wissenschaftliche Begleitung der Aeroradiometrieübungen

(16/4) Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inkl. deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen

(16/5) Fachbegleitung von Studenten

(16/6) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(16/1) Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie

Die Mitarbeit von Personal der Sektion Messwesen in internationalen Gremien zur Normung im Strahlenschutz wurde einer kritischen Bewertung unterworfen. Die Ergebnisse dieser Bewertung führen zur Fokussierung der eingesetzten Personalressourcen auf die Mitarbeit in der EC Komitee 45/B (International Electrotechnical Commission). Die Mitarbeit in den Arbeitsgruppen TC85/SC2/WG17 und TC85/SC2/WG14 (Technical Committee Nuclear Instrumentation) der ISO wird nach Abschluss der Mitarbeit an ISO 7503 «Measurement of radioactivity – Measurement and evaluation of surface contamination» und ISO 2889 «Sampling airborne radioactive materials from the stacks and ducts of nuclear facilities» eingestellt. Die Verschiebung des Schwerpunkts von Prozessen bezüglich der Normungsbereiche der ISO hin zu den verwendeten Messgeräten, d.h. dem Normungsbereich der IEC, entspricht einer Mitarbeit an Normungsvorhaben, welche näher an der Kernkompetenz der Sektion Messwesen liegen.

(16/2) Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden

Anwendung der in-situ γ-Spektrometrie zur Aktivitätsbestimmung von Komponenten

Im Rahmen von Rückbauprojekten wird die Anwendung der in-situ γ-Spektrometrie zunehmend bedeutungsvoller. Um grosse Komponenten zerstörungsfrei auf ihren Radionuklidgehalt zu untersuchen, eignet sich die hochauflösende in-situ γ-Spektrometrie. Dem PSI steht ein charakterisierter «Falcon»-Detektor mit Isocs/Labsocs Software zur Verfügung. Nach der erfolgreichen Durchführung einer Vergleichsmessung 2015 wurde im Berichtsjahr die Photonenstrahlung eines Castor-Behälters mit Hilfe der in-situ-Spektrometrie gemessen und die nuklidspezifische Aktivität im Castor-Behälter quantifiziert.

Optimierung von Schnellmethoden für die Messung reiner β- und α-Strahler zur Identifikation von Leitnukliden

Für eine rasche und qualitativ hochstehende Analytik von Wischtest-, Aerosolfilter- und Abwasserproben aus Kernkraftwerken wurde eine bestehende Methode optimiert, um auch aufwändig nachzuweisende Nuklide (insbesondere α-Strahler wie Pu, Am und Cm) einfach detektieren zu können. Verwendet wurde ein extraktionschromatographisches Harz (TRU™-Resin) der Firma Triskem, welches selektiv für Separation von Transuranelementen ist. Die Adsorption der Transurane erfolgt in 3 M HNO_3 und die Radionuklide ^{241}Am, ^{242}Cm, ^{244}Cm werden nach der Auswaschung von Störionen mit eine 4 M HCl-Lösung eluiert (Bildung von stabilen Trichloro-Komplexen in der wässerigen Phase). Danach wird die Pu-Fraktion mit einer 0.1 M Ammoniumoxalat-Lösung von der Trennsäule gewaschen und getrennt aufgefangen. Die Interferenzen von Am+Cm in die Pu-Fraktion und umgekehrt sind unterhalb von 1‰, d.h. vernachlässigbar. Die Methode wurde erfolgreich an Fest-

stoffproben (Aerosolfilter + Wischtestproben) sowie an Abwasserproben angewendet und eine QM-Vorschrift erstellt. In Gegenwart komplexer chemischer Matritzen (z.B. stark eisenhaltige Wischtest- oder Kratz-Proben) und/oder der Elemente Uran und Thorium ist die Methode nur mit erweiterten Chemikalien und nur bedingt anwendbar. Für diesen Fall sollte noch eine effizientere Separationsmethode entwickelt werden, bei denen die zu analysierenden Radionuklide mit sehr hohen Verteilungskoeffizienten und sehr selektiv an den Trennharzen adsorbieren und desorbieren. Hier soll eine Säulenkombination bestehend aus einem Anionentauscher der Firma BioRad (selektiv für Pu und Th) und einer DGA™-Kartusche der Firma Triskem (selektiv für Am+Cm und U) verwendet werden.

Standardisierung verschiedener Radionuklidmessungen mit dem HIDEX-Flüssigkeits-Szintillationsspektrometer

Die neue Software des Hidex 300SL ermöglicht es, gemessene Quenchkurven als Quenchfit zu erfassen und direkt mit einem Parameterfile zu verknüpfen. Somit wird die Quenchkorrektur, zusätzlich zur Blankkorrektur, bereits bei der Auswertung berücksichtigt. Deswegen musste für ^{3}H in Urin und ^{241}Pu in Rückbauproben erneut Quenchkurven erstellt werden. Für ^{3}H in Urin wurden 10 unterschiedlich gefärbte Urinproben als Blank gemessen und danach mit identischer ^{3}H-Aktivitätskonzentration (Tracer) versetzt. Die 10 Proben dieses ^{3}H-Quenchsets konnten danach erfolgreich mit dem neuen Parameterfile gemessen werden. Der Vergleich der berechneten Zerfälle pro Minute (DPM) aus den hinzugefügten ^{3}H-Aktivitäten und den gemessenen, Quench-korrigierten DPM stimmte hervorragend überein.

Für die Bestimmung der Aktivität des reinen β-Strahlers ^{241}Pu wird das Probenpräparat vom elektrodeponierten Messpräparat für die zuvor durchgeführte α-Spektrometrie (^{238}Pu, ^{239,240}Pu mit zugesetzten ^{242}Pu-Tracer) abgelöst, mit Szintillations-Flüssigkeit vermischt, homogenisiert und anschliessend im LS-Spektrometer gemessen. Beim Ablösen werden aber häufig ebenfalls Spuren von Eisen (III) mitgelöst, wodurch ein signifikanter Farbquench resultiert. Da die ^{241}Pu-Messung mit dem Hidex 300 SL im Alpha-Beta-Modus erfolgt, muss auch der Quenchfit im Alpha-Beta-Modus erstellt werden. Hierzu wurden 10 Proben mit unterschiedlichen $FeCl_3$-Konzentrationen versehen und mit der gleichen Menge ^{241}Pu-Tracer versetzt. Der gemessene Quenchfit wurde sodann an ein zweites Parameterfile in der Software angehängt. Dieses Parameterfile wurde bereits erfolgreich für die ^{241}Pu-Bestimmung in Aerosol-, Filter- und radioaktiven Schlammproben angewendet und steht somit für zukünftige Routinemessungen zur Verfügung.

Teilnahme an Vergleichsmessungen

Im Berichtsjahr nahm die Radioanalytik an folgenden Vergleichsmessungen teil: PROCORAD-Stuhlasche (CEA-Frankreich), IAEA-TEL-2016-03 radioaktive Wasserproben und Tannennadeln (IAEA-Wien, ALMERA-Netzwerk), radioaktive Wasserprobe (IRA-Lausanne), BfS-Reaktorwasser und radioaktive Urinproben (BfS-Berlin), Radionuklide in Rohmilch (Max-Rubner-Institut, Kiel) und Tritium in Wasser (BfG-Koblenz). Gemessen wurden reine α- und β-Strahler (Radioisotope von Po, U Pu, Am, Cm, ^{3}H, ^{14}C und ^{90}Sr) sowie diverse Radionuklide für die hochauflösende γ-Spektrometrie (wie ^{54}Mn, ^{60}Co, ^{134,137}Cs, ^{152}Eu und ^{241}Am). Alle Messwerte der Radioanalytik mit den bisher publizierten Referenzwerten und Mittelwerten der Teilnehmer zeigen eine gute Übereinstimmung innerhalb der Messunsicherheiten.

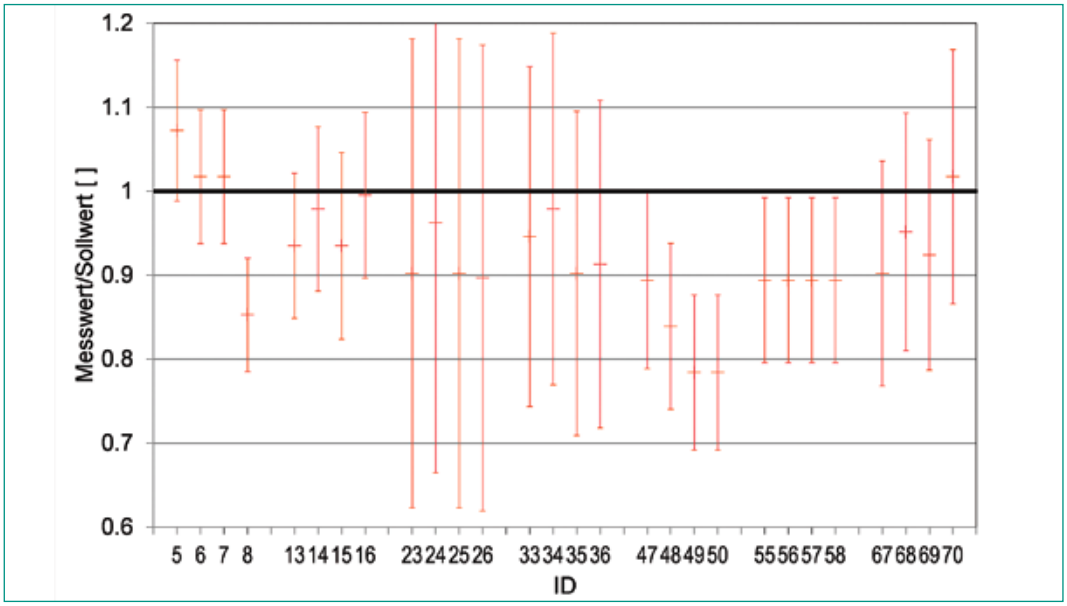
(16/3) Wissenschaftliche Begleitung der Aeroradiometrieübungen

Vom 27. Juni bis 1. Juli 2016 fand die diesjährige Aeroradiometrieübung der Nationalen Alarmzentrale (NAZ) statt. Die Umgebung der Kernkraftwerke Beznau (KKB) und Leibstadt (KKL), des Paul Scherrer Instituts (PSI) und der Zwischenlager Würenlingen AG (ZWILAG) wurden im zweijährigen Routinemessprogramm vermessen. Im Messgebiet wurden keine unerwarteten Resultate angetroffen. Das Radionuklid ^{16}N über dem KKL und Annihilationsstrahlung der Fortluftwolke des PSI führten zu messbaren Erhöhungen der Dosisleistung, welche auch schon in vergangenen Jahren beobachtet wurden.

Dieses Messgebiet wurde für einen weiteren Test des Prototyps des neuen Aeroradiometriesystems RLL (Radiometrie Land Luft) im Vergleich zum bestehenden System verwendet. Hierzu wurden auf dem Gelände des PSI durch dessen Betriebsstrahlenschutz zusätzlich radioaktive Quellen ausgelegt. Die Messungen mit dem RLL-System erfolgten mittels eines zweiten Superpuma-Helikopters der Schweizer Luftwaffe und Messpersonal des Komp Zen ABC-Kamir. Ein Steigflug über dem Neuenburger See zur Bestimmung des Einflusses der kosmischen Strahlung auf den Detektor und des Untergrundsignals wurde ebenfalls mit beiden Sys-

Abb. 1:
Messmittel für Umgebungsdosimetrie während der Vergleichsmessung

Abb. 2:
Ergebnisse der dreimonatigen Feldexposition für passive Dosimeter.



temen durchgeführt. Die Messung einer Fluglinie in verschiedenen Flughöhen sowie die parallele Kartierung eines Gebiets in der Nähe von Vicosoprano mit beiden Systemen sollen die Kenntnis beider Messsysteme verbessern.

Eine gemeinsame Einsatzübung der Strahlenwehr Region Zentralschweiz, der Feuerwehr der Stadt Luzern, der Luzerner Polizei und der RUAG Betriebsfeuerwehr in Zusammenarbeit mit der NAZ und dem PSI simulierte den Absturz eines Flugzeugs mit Klasse 7 Gefahrgut. Alle Messergebnisse wurden auf der Webseite der NAZ veröffentlicht.

Das Zusammentreffen aller an der Aeroradiometrie beteiligten Stellen während der Übung wurde genutzt, um erste Vorabklärungen für die vom 26. – 30. Juni 2017 in der Schweiz geplante internationale Aeroradiometrieübung zu treffen.

Vergleichsmessung 2016		TLD (Al_2O_3:C)		RPL	
Sollwert *H**(10) [mSv]	Strahlenqualität	Messwert *H**(10) [mSv]	Verhältnis zu Sollwert	Messwert *H**(10) [mSv]	Verhältnis zu Sollwert
0.182	Natürlich	0.164	0.9	0.172	0.95
0.182	Natürlich	0.175	0.96	0.178	0.98
0.182	Natürlich	0.164	0.9	0.164	0.9
0.182	Natürlich	0.163	0.9	0.166	0.91
0.3	^{137}Cs	0.29	0.97	0.31	1.04
0.3	^{137}Cs	0.29	0.98	0.3	0.99
1.7	^{137}Cs	1.69	1	1.64	0.96
1.7	^{137}Cs	1.69	1	1.64	0.96

Tabelle 1: *Ergebnisse des RPL- und TLD-Dosimetriesystems beim Umgbungs-Dosimetrievergleich 2016, Schweiz.*

(16/4) Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken inkl. deren Überprüfung bei der Ausrichtung von und Teilnahme an nationalen und internationalen Vergleichsmessungen

Im Auftrag des Bundesamtes für Gesundheit (BAG) führte die Eichstelle die im Zwei-Jahres-Rhythmus stattfindende Vergleichsmessung für Radongas-Messmittel durch. Die Ergebnisse wurden in Form eines PSI-Berichts veröffentlicht.

Im ersten Halbjahr 2016 wurde zudem eine Vergleichsmessung für Umgebungsdosimetriesysteme durch die Eich- und Kalibrierstelle des Paul Scherrer Instituts (PSI) im Auftrag des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats (ENSI) in Absprache mit dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) durchgeführt. Bisher fanden zwei ähnliche Vergleichsmessungen in 2004 und 2008 statt, mit denen die Messqualität und Übereinstimmung der in der Schweiz verwendeten Messmittel für Umgebungsdosimetrie untersucht wurde. Abbildung 1 zeigt die Messmittel während der dreimonatigen Feldexposition.

Im Vorlauf zu dieser Vergleichsmessung wurde das Referenznormal für Umgebungsstrahlung (Hochdruck-Ionisationskammer) bei der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt in Braunschweig, Deutschland, ausführlich kalibriert. Diese Vergleichsmessung konnte die insgesamt gute Qualität der in der Schweiz für Umgebungsdosimetrie eingesetzten Messmittel bestätigen. Abbildung 2 zeigt eine Abweichung der Messergebnisse einzelner passiver Dosimeter vom Sollwert einer dreimonatigen Feldexposition zwischen -22% und +7%.

Nach der Einführung des Radio-Photolumineszenz-Dosimetriesystems für die Personendosimetrie ist weitergehend der Einsatz für die Umgebungsdosimetrie geplant. In 2016 hat die Dosimetriestelle des PSI an der Vergleichsmessung für Umgebungsdosimetrie sowohl mit dem bewährten TLD-(Al2O3:C)- als auch dem RPL-Dosimetriesystem teilgenommen. Die Ergebnisse der Vergleichsmessung bestätigen die Eignung des RPL-Dosimetriesystem für diesen Einsatzzweck (Tabelle 1). Seit dem 4. Quartal 2016 werden bei der Umgebungsdosimetrie ausserhalb des PSI-Geländes parallel TLD- und RPL-Dosimeter eingesetzt, um die Vergleichbarkeit an den unterschiedlichen Messpunkten zu prüfen.

Für die Umgebungsdosimetrie werden die Al_2O_3:C-TLD-Detektoren mit dem gleichen Temperaturprofil regeneriert, mit dem sie auch ausgelesen werden: 2 s Aufheizen und anschliessend 12 s Auslesen bei 265 °C mit N_2 als Heizgas. Das Auslese-Temperaturprofil ist für eine vollständige Regenerierung jedoch nicht ausreichend, sodass es bis zu neunmal durchlaufen werden muss. Zur Optimierung des Regenerier-Temperaturprofils wurden Testserien mit höheren Temperarturen und längeren Zeitdauern durchgeführt. Zurzeit wird zur Regenerierung 310 °C für 15 s verwendet, um Restsignale unterhalb 0.02 mSv zu erreichen. Die Tests sind jedoch noch nicht abgeschlossen und die Auswertung ist in Arbeit.

An der *Solid State Dosimetry Conference* SSD 18, die im Juli 2016 in München stattgefunden hat, wurden die Ergebnisse der Abnahmetests des RPL-Dosimetriesystems in einem Vortrag vorgestellt und als Publikation zur Veröffentlichung in einem Tagungsband der Zeitschrift *Radiation Measurements* eingereicht. Ein Vortrag zum gleichen Thema wurde am 84. Treffen des Arbeitskreises Dosimetrie des Deutsch-Schweizerischen Fachverbands für Strahlenschutz e.V. im März am Kernkraftwerk Mühleberg, Schweiz, gehalten.

Im Jahr 2016 hat die Dosimetriestelle des PSI an der Schweizer Vergleichsmessung für Personendosimetrie mit den anerkannten TLD-, DIS- und RPL-

Dosimetriesystemen, und an der internationalen Vergleichsmessung IC2016ph, organisiert durch EURADOS, mit dem TLD- und dem RPL-System teilgenommen. Die Referenzbedingungen der Vergleichsmessungen wurden von den Veranstaltern im Berichtsjahr noch nicht bekannt gegeben, daher können noch keine Ergebnisse rapportiert werden.

Bei der Vergleichsmessung für Neutronen-Dosimeter, organisiert durch die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB), hat die Dosimetriestelle sowohl mit dem anerkannten PADC-Neutronendosimeter als auch mit *Fluorescence Nuclear Track Detection* (FNTD)-Dosimetern teilgenommen. Die FNTD-Dosimeter werden von der Firma Landauer Inc. USA entwickelt und befinden sich in der Erprobungsphase.

Tabelle 2 zeigt den Vergleich der Messwerte der PADC- und FNTD-Detektoren. Das anerkannte Dosimetriesystem vom PSI (PADC) erfüllt die Anforderung der Verordnung über die Personendosimetrie. Die FNTD-Werte stimmen mit denen der PADC überein, ausser für das Strahlungsfeld 16. Der Vorteil von FNTD-Detektoren ist, dass sie wiederverwendbar sind. Der Nachteil ist, dass die Empfindlichkeit für ^{241}AmBe- und ^{252}Cf-Neutronenenergiespektren um einen Faktor 2 unterschiedlich ist. Eine falsche Interpretation ist der Grund für die Diskrepanz in dem FNTD-Ergebnis für das Strahlungsfeld 16.

(16/5) Fachbegleitung von Studenten

Dissertation «Determination of Uranium series disequilibrium in ground and surface waters using extraction chromatography» (A. Pregler)

Im Rahmen der Dissertation wurden an geologisch unterschiedlichen Standorten Proben aus Grund- und Oberflächenwasser entnommen, um diese auf ihren natürlichen Radionuklidgehalt zu untersuchen. Es wurden 6 Nuklide aus der ^{238}U-Zerfallsreihe (^{238}U, ^{234}U, ^{226}Ra, ^{222}Rn, ^{210}Pb, ^{210}Po), ^{235}U sowie ^{228}Ra und ^{224}Ra aus der ^{232}Th-Reihe analysiert. An den markantesten Standorten wird eine monatliche Probennahme über mindestens ein Jahr durchgeführt, um Variationen im Nuklidgehalt verfolgen zu können. Die höchsten Aktivitäten mit bis zu 3 Bq/Liter ^{234}U wurden dabei im Drainagerohr eines trockengelegten Moores in der Nähe von Bern gefunden, das seinen Ablauf im Lyssbach hat. Das Trockenlegen des ursprünglichen Moores, das heute landwirtschaftlich bearbeitet wird, führt zu einer Sauerstoffzunahme im Boden, wodurch Uran mobilisiert und ausgewaschen wird. Abbildung 3 zeigt den Aktivitätsverlauf ausgewählter Radionuklide im Lyssbach über die vergangen 5 Monate. Es ist klar zu erkennen, dass die Aktivitätskonzentration mit der Schüttungsrate aus dem Drainagerohr stetig abnimmt. Dies bedeutet, dass je weniger sauerstoffreiches Regenwasser die uranhaltige Schicht durchfliesst, umso weniger Uran in hexavalenter

Tabelle 2: *Ergebnis der PTB-Neutronenvergleichsmessung in 2016.*

Strahlungsfeld #	Quelle	Winkel [°]	Abstand [cm]	$H_p(10)$ [mSv]	PADC #	PADC $H_p(10)$ [mSv]	FNTD #	FNTD $H_p(10)$ [mSv]
11	^{252}Cf + ^{137}Cs	0	58	1.00 ± 0.05	4 7 15 19	1.20 1.05 1.18 0.92	3 11 15 18	1.023 1.277 1.149 0.994
12	^{252}Cf	0	58	5.00 ± 0.24	9 26 27 28	5.36 5.27 5.18 5.24	13 16 25 28	5.135 5.721 5.374 5.409
13	^{252}Cf	0	100	7.00 ± 0.22	1 10 14 23	7.72 7.50 8.20 7.47	1 4 9 24	7.690 7.566 7.969 6.938
14	^{252}Cf	30	100	3.5 ± 0.11	2 25	2.65 2.77	10 27	2.813 2.837
15	^{252}Cf	0	100	0.30 ± 0.01	8 12 18 15	0.24 0.30 0.33 0.16	2 17 21 29	0.399 0.351 0.581 0.270
16	^{241}AmBe	0	100	0.90 ± 0.05	3 5	0.86 0.79	19 26	1.879[(a)] 1.939[(a)]

[(a)] FNTD-Daten werden mit dem ^{252}Cf-Kalibrierfaktor berechnet. Die Dosen nach Berechnung mit dem ^{241}AmBe-Kalibrierfaktor sind 0.90 mSv and 0.92 mSv.

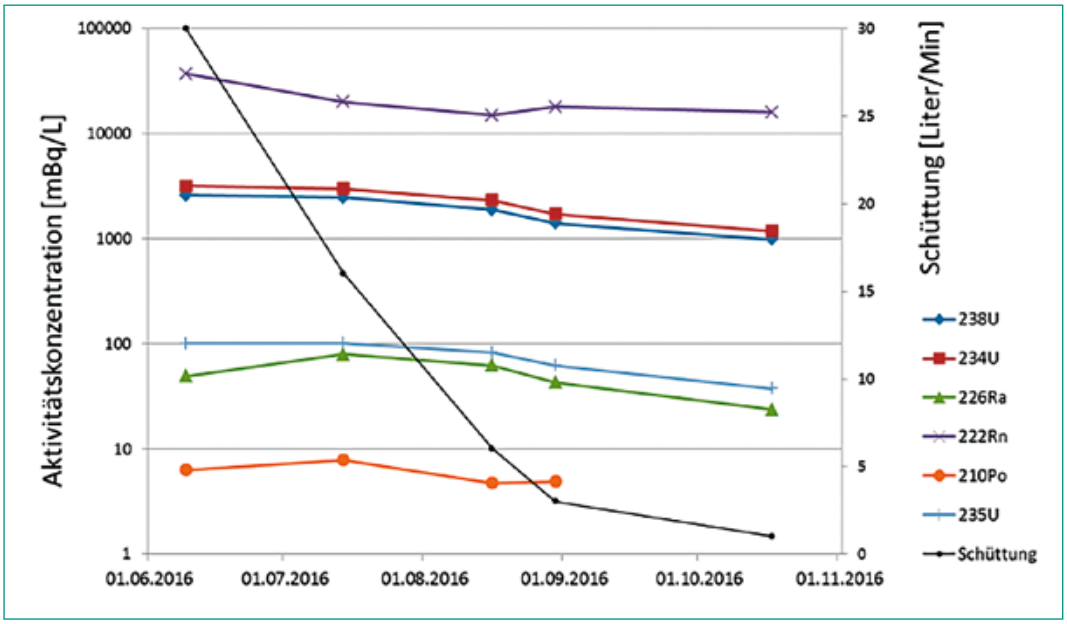


Abb. 3:
Aktivitätsverlauf der Radionuklide über 5 Monate im Drainagerohr am Lyssbach (Bern)

Stufe aus dem Boden mobilisiert wird. Die Mechanismen für diese Mobilisierung sollen im Verlauf der Arbeit noch detaillierter untersucht werden. Ebenso sind weitere Probeentnahmen in Gebieten vorgesehen, in denen sich Wasserversorgungsanlagen mit erhöhten Nuklidgehalten im Trinkwasser befinden.

Masterarbeit. «Comparison of the neutron dose rate at work place fields indicated by commercial radia-tion protection survey instruments with evaluation of the special neutron distribution» (R. Galeev):
Neben der Anfang 2016 begonnenen Dissertation wurde im Berichtsjahr auch eine Masterarbeit durchgeführt und erfolgreich abgeschlossen. Hier wurden Neutronenfelder rund um Brennstoffcontainer mit Hilfe von Bonner-Kugel-Spektrometern auf dem ZWILAG-Areal untersucht. Daneben wurden auch vergleichende Messungen mit verschiedenen Detektoren zur Bestimmung von Neutronen-Dosisraten durchgeführt. Ein Teil der Messergebnisse wurden in einer durch das EPFL betreuten Masterarbeit diskutiert.

Masterarbeit. «Analysis of Cr-39 data at PSI» (A. Stabilini):
Die Masterarbeit wurde im Oktober 2016 begonnen. Schwerpunkt ist die weitergehende Untersuchung vorhandener Dosimetriedaten von PADC-Neutronen-Detektoren, die mit Neutronenstrahlqualitäten von Beschleunigeranlagen bestrahlt worden sind. Diese wurden an der PTB und am NPL (National Physical Laboratory, England) mit thermischen Neutronen und am CERF des CERN mit einem Höhenstrahlung-Neutronenspektrum bestrahlt. Die Detektoren waren mit einem ^{6}Li-Chip ausgestattet, um die Empfindlichkeit für thermische Neutronen zu erhöhen. Für die wissenschaftliche Auswertung, der mit dem TASL-System ausgewerteten PADC-Detektoren, werden neue Bildanalyse-Methoden entwickelt. Dadurch sollen bessere Informationen über das LET-Spektrum der Neutronenstrahlung und die Energieabhängigkeit der PADC-Detektoren erhalten werden, um eine präzisere Neutronen-Äquivalentdosis bestimmen zu können. Die entwickelten Methoden sollen auch bei der Auswertung eines für 2017 geplanten PADC-Materialtests eingesetzt werden.

Praktikumsarbeit (A. Chaube):
Bei der Praktikumsarbeit wurde ein Umwelt-Gammaspektrometriesystem mit grossvolumigen Natrium-Jodid (NaI(Tl)) Detektor in den Bestrahlungsanlagen der Eich- und Kalibierstelle näher untersucht.

Praxisteil des Studiums der Sicherheitstechnik (P. Wagner)
Im Verbund mit der Dualen Hochschule Baden-Württemberg, Karlsruhe (DHBW Karlsruhe) wurde seit Oktober 2016 der Praxisteil des Studiums der Sicherheitstechnik in der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit gestartet. Die praktische Ausbildung (50% des Studiums) wird in den Gruppen «Eichstelle» und «Expertisen und Support» betreut. Das Studium wird nach drei Jahren mit dem «Bachelor of Science» abgeschlossen.

(16/6) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Im Berichtszeitraum wurden für das ENSI mehrere Tritium- und Radiokarbon-Messungen von Abwässern aus Kernkraftwerken durchgeführt.

Nationale Zusammenarbeit

Auf nationaler Ebene fanden intensive Kollaborationen in mehreren Teilprojekten mit dem Institut de radiophysique (IRA) und fachliche Beratungen für das METAS statt. Am 13.09.2016 gab es zudem ein gemeinsames Symposium IRA-PSI.

Bewertung 2016 und Ausblick 2017

Die Projektziele 2016 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

[1] *R. Galeev, G. Butterweck, M. Boschung, B. Hofstetter-Boillat*, *E. Hohmann, S. Mayer:* Suitability of Portable Radionuclide Identifiers for Emergency Incorporation Monitoring, Radiat. Prot. Dosim., doi: 10.1093/rpd/new330, 2016.

[2] *R. Galeev*: Comparison of the neutron dose rate at work place fields indicated by commercial radiation protection survey instruments with evaluation of the special neutron distribution, Master Thesis EPF Lausanne, ETH Zürich, 2016.

[3] *G. Butterweck*: Performance Tests of a Prototype for a new AGS-System, Workshop on Aero Gamma Spectrometry, Bad Schlema, Germany, 7. – 9.6.2016

Development of a simulation tool for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of transport and storage casks

Author and Co-authors	C. Dinkel, R. Hackenschmidt, F. Rieg
Institution	University of Bayreuth, Chair of Engineering Design and CAD
Address	Universitätsstrasse 30, 95447 Bayreuth, Germany
Phone, E-mail, Internet address	+49 (0)921 55 7316, christian.dinkel@uni-bayreuth.de http://www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de
Duration of the project	1 April 2014 to 31 March 2016

ABSTRACT

The goal of the project is the development of an independent and innovative tool for the assessment of the thermal dimensioning of transport and storage casks (T/S-casks) for fuel assemblies. The tool should be able to determine the temperature distribution within T/S-casks with any possible loading in accordance to ENSI by the help of a totally independent calculation method. Hereby, the treatment of a Helium-filled annulus within the cask by a specifically designed Finite-Element-Analysis (FEA) is a special innovation. Therefore, each thermal boundary condition, like convection and heat conduction, was evaluated and linked to a novel, global boundary condition. With the help of this boundary condition it is possible to consider the thermal effects of the Helium-filled gap without equipping this gap with finite elements. The combination of this boundary condition together with the bridging of the gap is referred to as thermal gap condition (TGC) in the scope of the research project. Thereby, a significant time and resource saving can be enabled, compared to current assessments. The TGC was successfully integrated in the newly developed FE-program *Z88ENSI*, which is exclusively provided for ENSI.

Project goals

This research project aims to develop an independent simulation program, which simplifies the thermal evaluation of transport and storage casks, based on the Finite-Element-Analysis. Therefore, simulative and analytical calculation methods are combined. The main focus is on the development of a so called thermal gap condition (TGC), which maps the thermal effects in gas-filled gaps and transfers them to the FEA. Particularly, a Helium-filled annulus is examined, which is placed between inner and outer part of the cask. The goal is to consider its effects onto heat transfer without meshing the gap. Therefore, the TGC is integrated in the existing FE-program *Z88Aurora* [1], developed by Prof. Dr.-Ing. Frank Rieg, Chair of Engineering Design and CAD of the University of Bayreuth, Germany. After the evaluation of the thermal behavior of the cask, the mechanical consequences can be examined by observing the thermal expansion of the cask in another FE-simulation.

In the current reporting year the newly developed software solution *Z88ENSI* was tested extensively and was verified by a specifically created cask model. Furthermore, a user manual and a demo video were produced in order to shorten the training time and to increase the handling of the software.

Work carried out and results obtained

Problem definition and motivation

Transport and storage casks have to fulfill several protection objectives, for example the safe enclosure of the transported material. Another protection objective, which is considered in this research project, is the safe dissipation of the decay heat, which is generated by the fuel assemblies. In order to not damage the stability of a cask, the maximum temperature has to be limited. This is necessary because the strength of the used materials decreases with rising temperature.

Gas filled gaps in thermal simulations of transport and storage casks pose a particular challenge. Since not only heat conduction exists as heat transfer mechanism, but convection and heat radiation occur as well, the consideration of such gaps within numerical simulations leads to a higher computational effort. Because these gaps act like heat barriers for the decay heat, it is important to take them into account. Furthermore, the geometrical dimension of these gaps is much smaller than the other dimensions of the cask. This requires a finer meshing in the FEA and thus the computational effort rises significantly. The focus of this project is an annular gap, which divides the inner and outer part of the cask, as Figure 1 shows schematically.

Hence, it is the goal of the project to develop a special kind of boundary condition for the Finite-Element-Analysis that allows to avoid the complicated consideration of such a gas filled gap, but nevertheless considers its effects on the heat dissipation out of the cask. This newly developed boundary condition is referred to as Thermal Gap Condition (TGC) and was successfully integrated in the created FE-simulation tool *Z88ENSI*.

Thermal gap condition

Basic Considerations

Within a FEA physical equations are solved at certain positions. These positions are called nodes. They are connected by elements, by which information can be transferred from node to node. Because the annular gap between inner and outer part should not be meshed for the benefit of an accelerated simulation, it is not equipped with finite elements, so no information can be transmit-

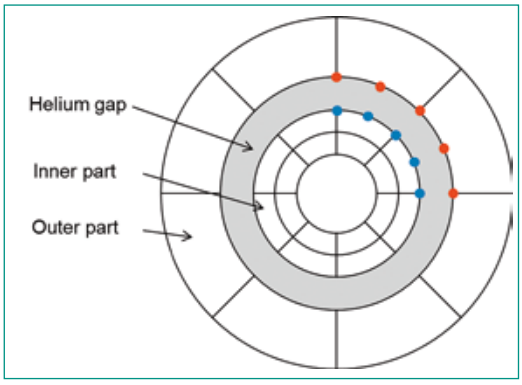


Figure 1 (left): *Schematic illustration of the annular gap*

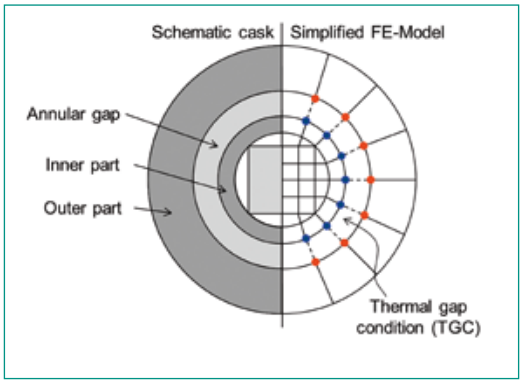


Figure 2 (right): *Schematic illustration of thermal gap condition between the nodes of inner and outer cask part (blue and red)*

ted. Hence, another way has to be chosen to analyze the thermal processes, which are crucial in the gap. Therefore, the thermal gap condition represents a function, which is able to transfer information of a node at the inner cask part to a node at the outer cask part [2]. This is illustrated in Figure 2. To transfer the node information and to consider the thermal processes in the gap at the same time, the FE-equational system is augmented by further equations that put the relevant nodes of inner and outer part in relation to each other (see Figure 2: exemplary blue and red nodes) This is done by the Lagrange Multiplier method. This is a mathematical procedure, which establishes a connection between two separated FE-models. Doing this, it is possible not only to connect the separated FE-models, but furthermore to define a certain transmission function, which has an effect on the nodes at the edge of the actual model. This is shown schematically in Figure 3.

A possible transmission function could be that every node at the inner surface of the gap has the same temperature as the opposite node at the outer surface of the gap. This happens in Figure 3. In this figure, this is done at two quadratic FE-plane elements, which are divided by a gap. If this is simulated using such a transmission function, the result shown in Figure 3 arises. Considering two more fictive boundary conditions (50 °C for all nodes at the very left, 0 °C for all nodes at the very right side), the temperature for the nodes at the gap is calculated to 25 °C (see Figure 3, bottom). As this result is calculated for both sides of the gap, the claimed transmission function is fulfilled. This is achieved with the Lagrange-Multiplier method.

In the present project, a more complex transmission function has to be found. In case of heat conduction, the transmission function for an annular gap can be found in the literature, as Figure 4 shows. If only heat conduction appears, the equation known from the literature for circular structures is used as thermal gap condition.

If convection is also important, the heat conductivity of the gas within the gap (Helium) λ_{He} is increased by the factor Nu (Nusselt number) [3], see Figure 5.

Theoretically, the heat transfer mechanisms conduction, convection and radiation occur in the Helium-filled gap. Extensive studies via commercial simulation programs and practical tests detected conduction as the most important transfer mechanism. Convection only occurs, as shown in [2], if the gap wide is big enough. Because radiation owns a big proportion of the total heat transfer only in case of very high temperature, it is neglected in the thermal gap condition.

As mentioned before, the occurrence of convective influences is dependent of geometrical conditions, for example the gap wide. Furthermore, thermodynamic parameters, like the temperature in the gap, play a major role. According to [3], the Nusselt number Nu is the crucial parameter for the occurrence of natural convection. If Nu>1, convective processes are important for the total heat transfer. So, the Nusselt number in the gap is calculated roughly using analytical equations. If it is bigger than 1, convection is taken into account as a further heat transfer mechanism for the thermal gap condition. The bigger the gap wide, the bigger the convective influence in the gap. If only very narrow gaps are considered, the convective proportion of the total heat transfer is very small.

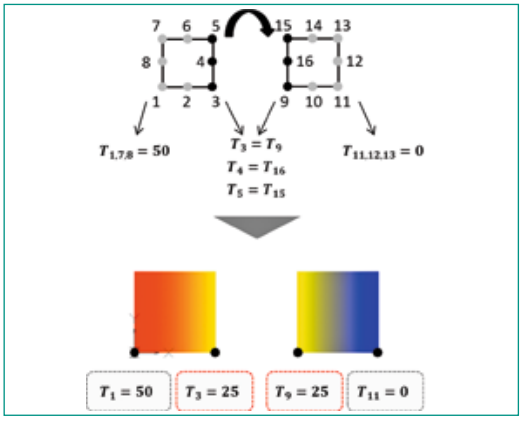


Figure 3: *Exemplary transmission function for the connection of two separated FE-Models*

$$\vartheta_{k+1} - \vartheta_K = K$$

$$with\ K = \frac{\dot{Q}}{2\pi L \lambda_{He}} \ln\left(\frac{r_{k+1}}{r_k}\right)$$

Figure 4: *Thermal gap condition for pure heat conduction*

$$\vartheta_{k+1} - \vartheta_K = K$$

$$with\ K = \frac{\dot{Q}}{2\pi L \lambda_{CC}} \ln\left(\frac{r_{k+1}}{r_k}\right)$$

$$and\ \lambda_{CC} = Nu \cdot \lambda_{He}$$

Figure 5: *Thermal gap condition for heat conduction and convection*

Technical program implementation

The technical program implementation of the TGC is coded in the programming language C. The basic program sequence is shown in Figure 6.

Based on an existing or created geometry, further information about the thermodynamic parameters in the gap, like viscosity or heat conductivity of the gas, are read. This can happen with the help of *.txt-control files or via the newly developed graphical user interface, which can be seen in Figure 7 in extracts. This way all needed values can be edited conveniently. The GUI is programmed in the language C++.

Moreover, thermal and mechanical boundary conditions, as it is absolutely necessary for FEA, can be defined. This happens via the GUI of *Z88Aurora*. If all input parameters and boundary conditions are defined, the FE-program *Z88ENSI* simulates the heat dissipation out of the cask. *Z88Aurora* together with *Z88ENSI* is made available for ENSI free of cost.

At first, the solver needs to find all nodes, which are located at the edge of the gap. If all node pairs, which need to get a TGC, are found, the TGC is created. This happens by calculating the temperature in the gap roughly in an iterative procedure. This way, it can be estimated, which TGC has to be considered. Depending on the result of this estimation, the appropriate TGC is implemented in the thermal solver. The assessment of the results (temperature distribution and heat flow) can take place individually by the user in *Z88Aurora*.

Verification

Z88ENSI is verified both with test bench results and with comparative calculations and simulations with commercial software tools. This is described in the following.

Test bench

For the verification of *Z88ENSI*, a test bench was designed and produced. It is the goal to measure the amount of heat, which is transported radially over the Helium-filled gap. This way, a successful verification of the thermal gap condition can be provided. Therefore, the temperature distribution in the

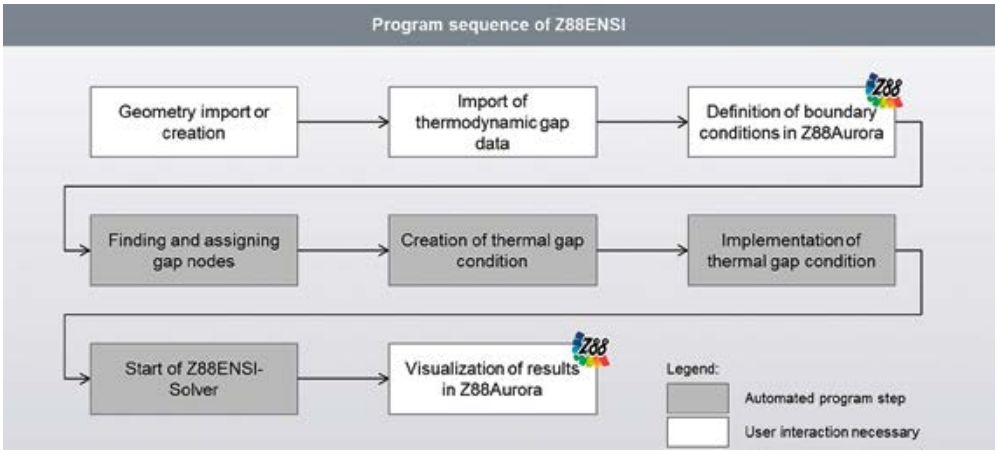


Figure 6: *Program sequence of* Z88ENSI

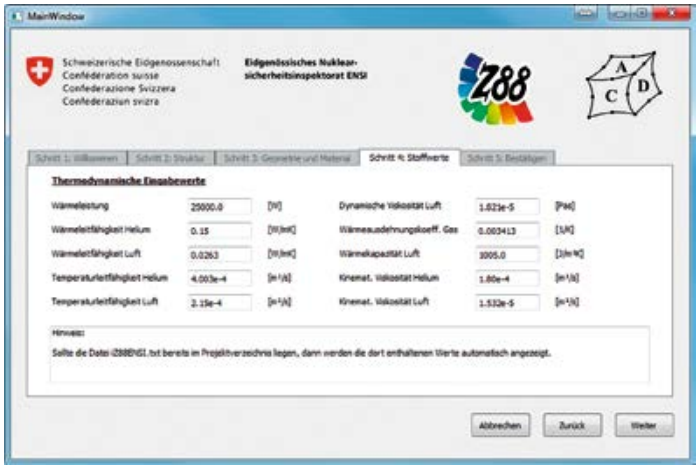


Figure 7: *Import of parameters in the GUI of* Z88ENSI

Helium gap within the cask is measured. The final test bench can be seen in Figure 8. The test bench represents a downsized and simplified T/S-cask.

The following requirements are defined for the test bench:

- Geometric similarity to real transport- and storage casks
- Measurable temperature gradient in Helium gap
- Helium tightness
- Measurement technology for pressure and temperature detection

In order to imitate the heat transfer processes of real T/S-casks, a heating tape is applied in the center of the test bench, whereby the cask can be heated up to 200 °C. The temperature can be adjusted, that means measurements can be carried out at different temperature levels.

In comparison to real casks, the dimensions of the test bench are downsized significantly. The test bench has a height of 409 mm and a maximum diameter of 250 mm. The dimensions of the annular gap are not downsized in order to achieve realistic heat transfer mechanisms in the gap. Therefore, dimensionless numbers are considered.

Furthermore, the test bench is filled with Helium, exactly like a real cask. Helium has much higher heat conductivity than air and supports the heat dissipation out of the cask. This leads to high requirements for the seal and welded seams. Several pressure holding tests have been performed. An overpressure is established in the test cask to avoid the entering of air.

The test bench is equipped with comprehensive measurement technology for pressure and temperature measurement. For the tightness monitoring the pressure is controlled at all time. Before the tests are started, the cask is evacuated and filled with Helium. This ensures that Helium and air cannot be mixed. In case of a decreasing pressure in the cask, leaks exist. The temperature is monitored at 18 positions in the cask.

To verify the thermal gap condition in principal, comparative simulations with the exact test bench geometry are performed using *Z88ENSI*. The maximum discrepancy between test bench and TGC-simulations is 7.7 %.

Comparative simulations

Heat transfer in the cask, in particular in the Helium-filled gap, takes place via conduction, convection and radiation. To evaluate the thermal gap condition, comparative simulations were made, which can show the influence of each heat transfer mechanism.

To assess the occurrence of natural convection in the annular gap, Computational Fluid Dynamics (CFD) simulations based on real cask geometries are carried out. The results were published (see chapter Publications). An exemplary model can be seen in Figure 9. The arising decay heat is transported over the gap to the environment via conduction and convection.

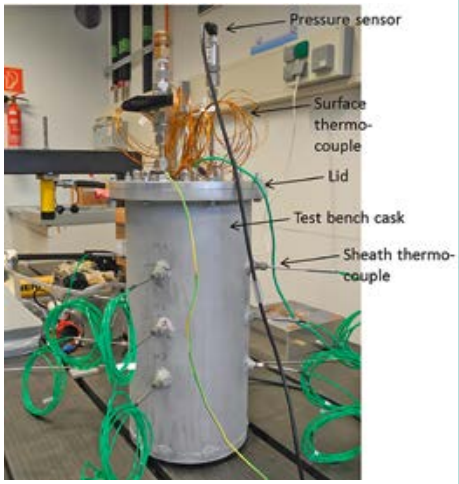


Figure 8:
Test bench for temperature measurement in the helium gap

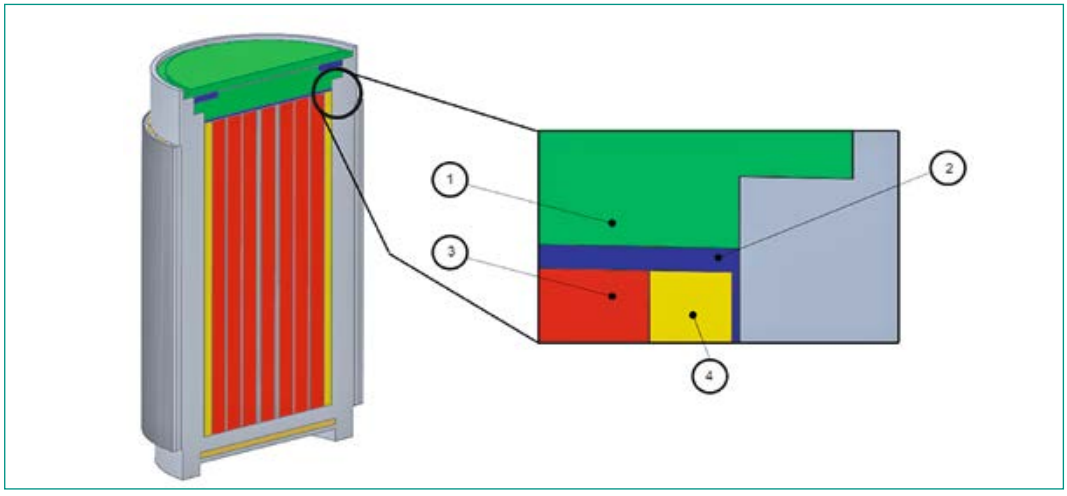


Figure 9:
Examined cask model with lid (1), Helium gap (2), fuel assemblies (3) and basket (4)

Figure 10:
Meshed model of a T/S-cask

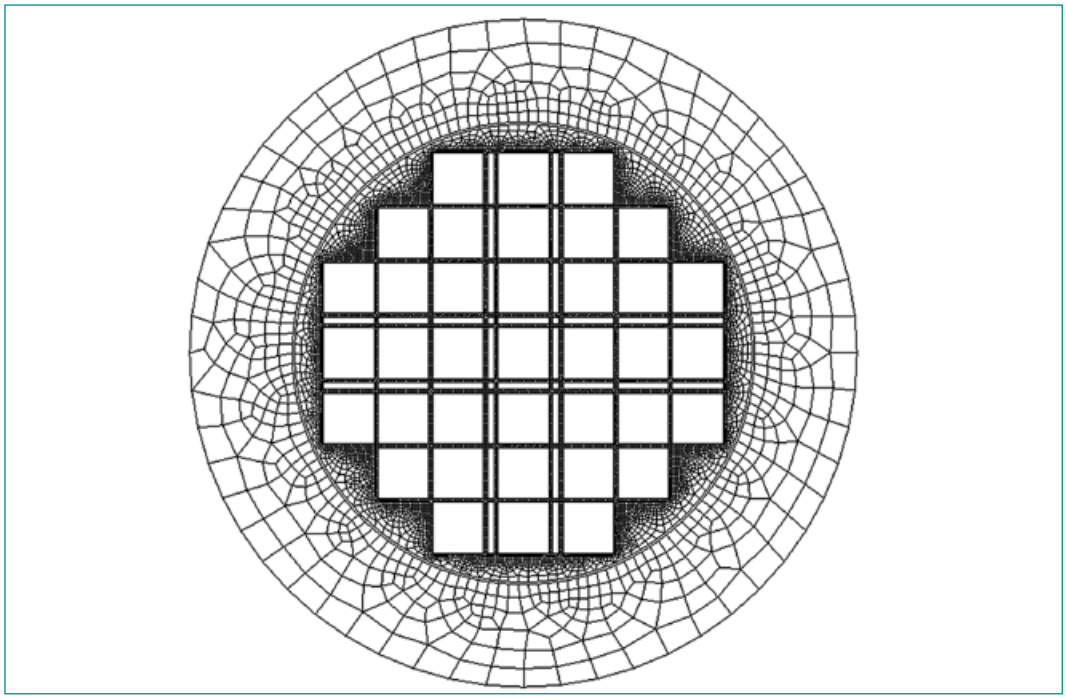
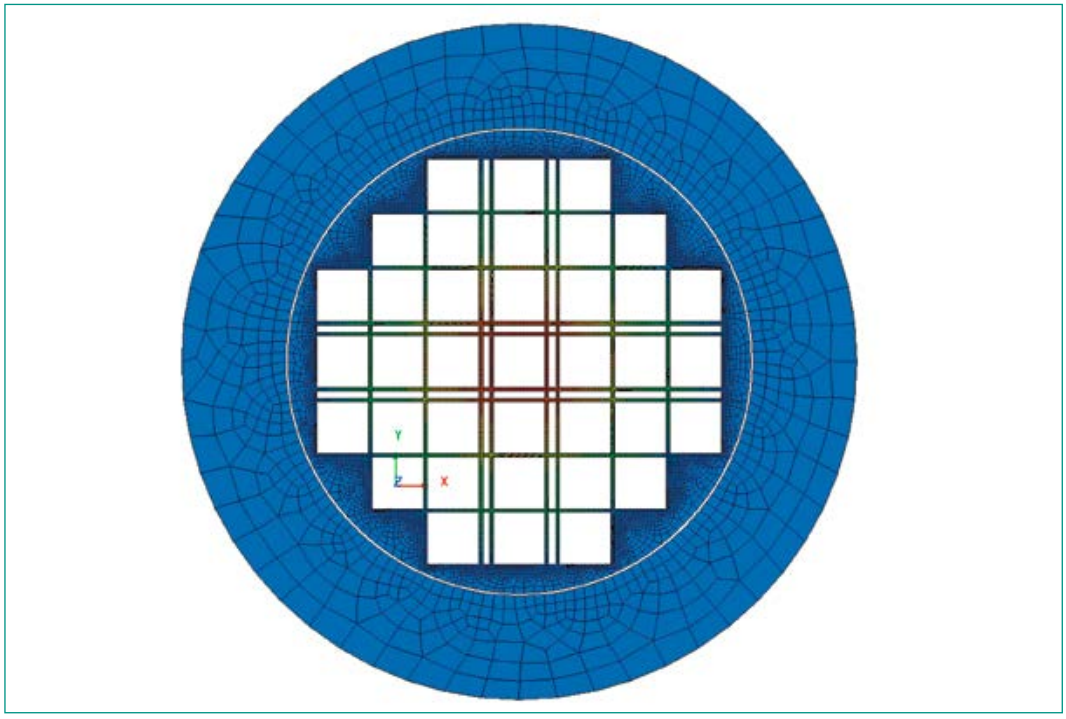


Figure 11:
Exemplary temperature distribution in T/S-cask



The model used for these CFD-evaluations was simplified and calculated with *Z88ENSI* as well. This is illustrated in Figure 10. In *Z88ENSI* only radial heat flows are considered. Because of this, no lids are modeled. Further on, the amount of modeled components is reduced. As boundary condition a surface temperature at the outer wall of the cask of 95 °C is chosen, whereas the CFD-simulations are based on a convective boundary condition to the environment. An exemplary temperature distribution is shown in Figure 11.

As expected, the highest temperature is located in the center of the cask. Due to the fact that the boundary conditions are symmetric to the central point, the results behave the same way. The peak temperature, which is calculated in *Z88ENSI*, has a maximum deviation from the CFD-simulations of 15.6 %. This means *Z88ENSI* is not made for the quantitative prediction of the peak temperature, but for the evaluation of how different influences behave, like boundary conditions and loads.

Documentation

A detailed documentation about how to use *Z88ENSI* was prepared and handed over to ENSI.

Assessment 2016

The research software *Z88ENSI* was handed over to ENSI and the project was finished successfully. The slight delays of single work packages (see annual research report 2014 and 2015 [2, 4]) were compensated. Using *Z88ENSI*, ENSI is able to perform independent simulations with arbitrary load situations of different cask types together with numerous boundary conditions.

Publications

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.
C. Dinkel, M. Frisch, D. Billenstein, B. Roith, F. Rieg: Development of a simulation tool for the thermal evaluation of transport and storage casks, PATRAM 2016, Kobe, Japan, 2016.

References

[1] *F. Rieg, R. Hackenschmidt, B. Alber-Laukant*: Finite Elemente Analyse für Ingenieure, Grundlagen und praktische Anwendung mit Z88Aurora, 5. Auflage, Carl Hanser Verlag, München, 2014.

[2] *C. Dinkel, M. Frisch, R. Hackenschmidt, F. Rieg:* ENSI Erfahrungs- und Forschungsjahresbericht 2014, Brugg, 2014.

[3] *Verein Deutscher Ingenieure*: VDI-Wärmeatlas, 11. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg, 2013.

[4] *C. Dinkel, M. Frisch, R. Hackenschmidt, F. Rieg*: ENSI Erfahrungs- und Forschungsjahresbericht 2015, Brugg, 2015.

FS experiment: in-situ clay faults slip hydromechanical characterisation

Author und Co-author(s)	Dr. Christophe Nussbaum[1)] & Prof. Yves Guglielmi[2)]
Institution	1) swisstopo; 2) Lawrence Berkeley National Laboratory, USA
Address	Seftigenstrasse 264, 3084 Wabern
Phone, E-mail, Internet address	+ 41 79 307 22 35, Christophe.nussbaum@swisstopo.ch
Duration of the Project	5 years (2013-2018)

ABSTRACT

Understanding fault reactivation is critical in deep geologic disposal, hydraulic fracturing, and CO_2 sequestration because it may result in enhanced fault permeability, potentially inducing fluid leakage from the injection zone through overlying caprock and eventually triggering shallow seismic events. Here we show preliminary results from a controlled field stimulation experiment (FS experiment dedicated to the hydro-mechanical characterization of in-situ clay fault slip) conducted in a N140°-dipping 50-to-60°SE fault in the Opalinus Clay Formation in the Mont Terri underground rock laboratory (Switzerland). We measured fault slip and seismicity induced by fluid-injection in a natural fault at a depth of 300 m. We observe multiple dilatant slip events (~ 30 μm/s) associated with factor-of-1000 increase of permeability, and a magnitude ~ -2.5 main seismic event associated with a swarm of very small magnitude ones. Seismicity occurs after aseismic slip has been initiated within the fluid-pressurized zone of the fault. Two monitoring points set across the fault zone allow estimating that, at the onset of the seismicity, the radius of the fault patch invaded by pressurized fluid is ~ 5-to-7 m which is larger than the approximate location of the seismic events. The seismic source radius which was estimated to ~ 1.2 m indicates that only a fraction of the activated fault patch experienced unstable slip. Significantly different slip/dilation signals at the two monitoring points tend to show that patches of different fault hydromechanical properties could be controlling the slip stability. Furthermore, using the slip tendency analysis and 3DEC modelling, we estimate the variability of the stress tensor across the fault zone by fitting the measured 3D displacement vectors with the fault planes geometry.

Project goals

The Fault Slip (FS) experiment at the Mont Terri underground rock laboratory in Switzerland consists of a series of controlled field stimulation tests conducted in June and fall of 2015 in the Main Fault intersecting the Opalinus Clay Formation. This experiment aims at understanding (i) the conditions for slip activation and stability of clay faults, and (ii) the evolution of the coupling between fault slip, pore pressure and fluids migration. Results obtained by the experiment are crucial in defining mechanisms of natural and induced earthquakes, their precursors and risk assessment, as well as the loss of integrity of natural low permeability barriers. The current report addresses preliminary hydraulic and mechanical analyses of field data.

Work carried out and results obtained

The Mont Terri rock laboratory is located in the southern limb of the SW-NE trending Mont Terri anticline which is a flat-ramp-flat structure thrust towards the NW (fault-bend fold) and where the studied fault, although called the «Main Fault» because it is the most deformed zone intersected by the laboratory facilities, is a minor splay (third order structure). The Mont Terri Main Fault «core» consists of a thrust zone about 0.8 to 3 m wide that is bounded by two major fault planes. In the laboratory gallery walls, the upper fault boundary plane is oriented N066° and dipping 45°SE and the lower boundary plane is oriented N075° and dipping 40°SE. At depth the directions and dip of those two main planes may vary from N050° to N075° and from 40° to 65°SE displaying a complex surfaces geometry (Fig. 1A and B). The detailed fractures

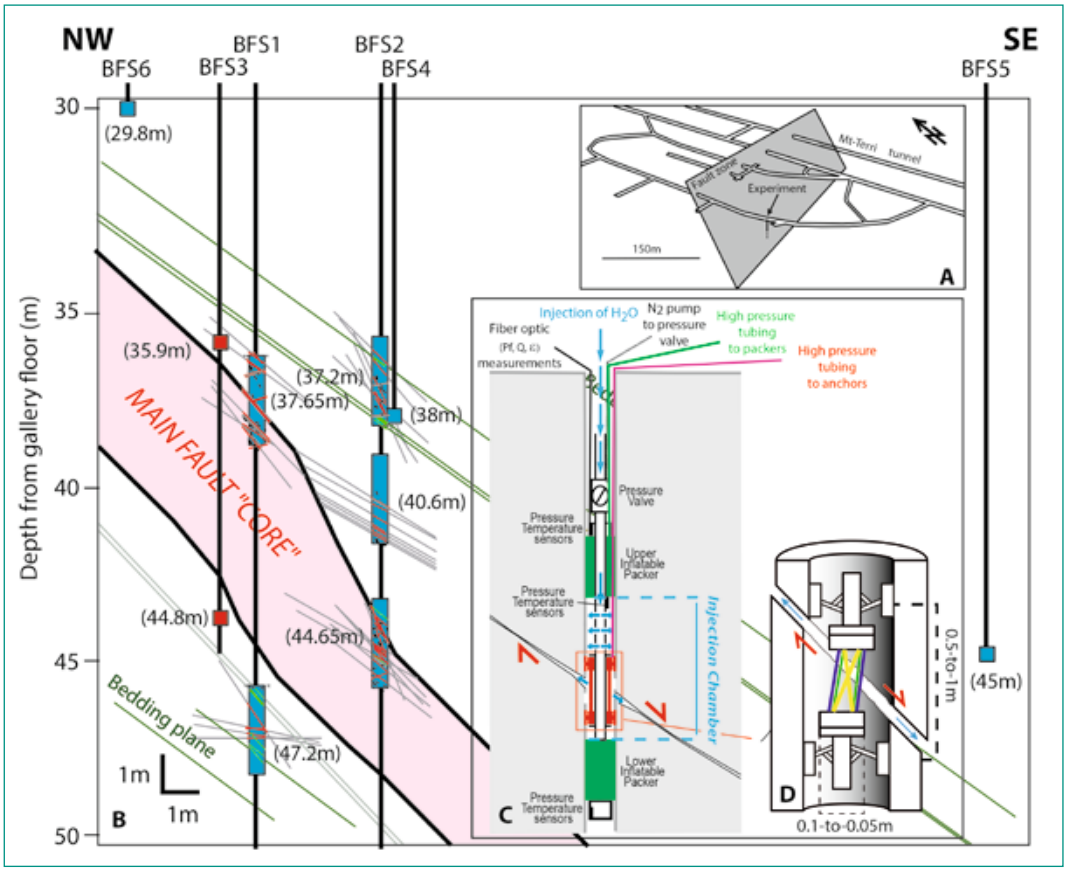


Figure 1: *(A) Three-dimensional view of the Main Fault plane with the location of the FS experiment; (B) Simplified cross section of the Main Fault with the blue rectangles indicating the location of the packed-off sections (test intervals) in boreholes BFS-1 and BFS-2. The borehole BFS-3 is equipped by two 3-components accelerometers placed in the hanging- and footwall of the Main Fault for the passive seismic monitoring during the stimulation. The three remaining boreholes (BFS-4, BFS-5 and BFS-6) were used to monitor the pore pressures in the intact hanging wall close to the fault zone; (C) Set-up of the SIMFIP test equipment; (D) Schematic view of the three-dimensional deformation unit. Tubes are differently colored to show that they display different deformations when there is a relative movement of the rings anchored to the borehole wall across the activated fracture. Under the known stress state from the stress determination in the Mont Terri rock laboratory, the reactivation of the Main Fault is expected to be in normal faulting with a strike-slip component.*

structures visible at the tunnel-wall scale and on cores, and the strain intensity within the core zone of the Main Fault, are clearly heterogeneous [1], including zones with fault gouge, C'-type shear bands [2], meso-scale folds, micro-folds, numerous fault planes and apparently undisturbed parts. Parts of the Main Fault comprise a «scaly» fabric [3], where the rock splits progressively into smaller fish-like flakes [4]. The different sets of faults in the Main Fault can be interpreted as Riedel P- and R-shears. Around that thrust core, there is a damaged zone of variable thickness and other «satellite» secondary fault zones. The main fault cuts the bedding which direction and dip are N055° to N065° and 50 to 55°SE. Thus, in some areas the fault is almost parallel to the bedding, while in others there is an angle of 10 to 15° between the dips of the main fault plane and the bedding.

The apparatus used for the injection tests in boreholes BFS-1 and BFS-2 is composed of surface equipment to conduct the test and acquire the data, and a newly developed downhole probe (SIMFIP) which simultaneously measures displacement, pore pressure and injection flow. The experimental setup has been described in detail in the annual report of 2015.

Four interval tests were conducted beneath (test 47.2 m), within (test 44.65 m) and above (tests 40.6 m and 37.2 m) the Main Fault Core (FC) in borehole BFS-2 (Fig. 1B). In addition, a packed-off interval across the upper Main Fault Plane at 37.65 m in borehole BFS1 was used as a monitoring point. Test 37.2 m is the furthest from the fault core. It was conducted in mainly intact rock affected by a few polished and striated <10-meter long secondary faults. Test 40.6 m is affected by subparallel faults that may be considered as reactivated bedding surfaces in the damage zone close to the fault core. Test 47.2 m is in a more sparsely fractured zone comparable to the fracture zone at test 37.2 m. In each test interval, first, packer inflation is hydraulically activated from the surface using water conveyed in flexible hoses. Second, the three-dimensional deformation cage is attached to the borehole wall by oil-pressure actuators supplied from the surface (Fig. 1C). Third, water injection is conducted into the chamber after opening the downhole gage. During the tests, the injection pressure is imposed by the surface-mounted pump, while flowrate, injection chamber pressure and displacement variations are synchronously monitored at the injection interval and at the 37.65 m monitoring interval. Borehole BFS-3 was used to monitor the induced seismicity with two and three components accelerometers respectively installed in the hanging wall and in the footwall of the fault (Fig. 1A). The three remaining boreholes (BFS-4, BFS-5 and BFS-6 in Fig. 1A) were used to monitor the pore pressures in the intact hanging wall close to the fault zone. All the data are synchronized.

Hydro-mechanical response of the tested zones

Figure 2 shows that pressure and flow-rate time variations at the tests conducted outside the fault core (tests 37.2 m, 40.6 m and 47.2 m) are characterized by an initial pressure increase without significant flow followed by a sudden increase in the flowrate that occurs without any significant increase of pressure, indicating that the tested structure is opening to accept fluid (Fracture Opening Pressure – FOP). The same range of flowrate variations of 30 to 60 L/min was observed dur-

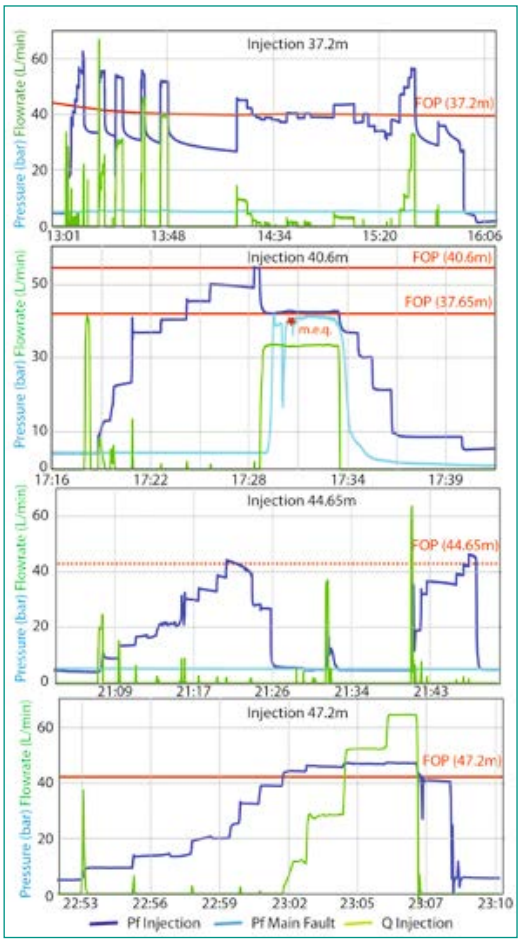


Figure 2: *Pressure and injected flowrate variations monitored at the 5 packed-off sections (localization in Fig. 1B); Dark blue – pressure at the injection interval, light-blue – pressure at the monitoring interval (Test 37.65 m), green – flowrate monitored at the injection interval, m.e.q. micro-earthquake triggered during injection test 40.6 m.*

ing tests 37.65 m, 40.6 m, and 47.2 m respectively above FOP values of 4.2, 5.3 and 3.9±0.1 MPa. Flowrate quasi-instantaneously falls to zero when pressure is stepped below 3.9, 4.3 and 4.1±0.1 MPa in tests 37.2 m, 40.6 m and 47.2 m, respectively. In the fault core (Test 44.65 m), although no clear flowrate variation was observed (most of the flowrate transients seen in the figure are related to pumping artefacts), pressure steps show a decrease with time above 3.92±0.2 MPa which could be correlated to a small leakage in thefault core beyond the flowmeter accuracy or to a large injection chamber volume expansion related to the high deformability of fault material of this interval.

During injection in the interval 40.6 m, a 4.2±0.01 MPa pressure increase (Fig. 2 between 17:28 and 17:34) occurred in the monitoring chamber located at 37.65 m depth in borehole BFS-1 (Fig. 1). This increase that occurs 21±1 seconds after the FOP point has been exceeded in the injection chamber, is related to the hydraulic diffusion of the injected flowrate from the injection to the monitoring chamber located 3.5 m away. No hydraulic connection was observed between the other injection intervals and the monitoring chamber. We estimated the transmissivity (T) of the tested intervals from the steady state constant-head step tests by first plotting the steady state flow (Q) and the applied pressure step (ΔH), and then as a second step approximating that points are within a linear flow regime. The linear value of Q/ΔH is then used to calculate the transmissivity of the test interval with the Thiem equation (1):

$$T = \frac{Q}{2\pi\Delta H} \ln\left(\frac{r_0}{r_w}\right) \qquad (1),$$

where Q is the flowrate (m^3/s), ΔH is the pressure head step-up (m), r_0 is the radius of influence of the test (m), r_w is the well radius (r_w=0.073 m). The Thiem equation is based on the assumption that all flow is radial and laminar through a homogeneous aquifer. It was originally developed for pumping tests in granular porous media using two observation wells, but is commonly used in a single well context for hydraulic tests in fractured rock boreholes [6, 7]. Here we consider that during the flowrate increasing steps, the fracture displacements are small which induces a relatively low deviation from linearity of the pressure-vs-flowrate curve. The only parameter not known other than T value is the radius of influence. The uncertainty in r_0 is relatively small because it is located in the log term. We assumed radii of 1 to 3.5 m based on observations made during test 40.7 m. It gives transmissivities of 1.8×10^{-6}, 2.0×10^{-5}, and 2.1×10^{-5}±0.5 m^2/s in intervals 37.2 m, 40.6 m and 47.2 m, respectively. Figure 3 shows the plastic displacement vector measured for pressures around the fault opening pressure in the five intervals. A range of displacement vector norm of 0.010-to->0.5 x 10^{-3} m was measured, the highest value being captured on the upper Main Fault surface (monitoring interval at 37.65 m).

First, there is a large dilatant effect in the four injection intervals (tests 47.2 m, 44.65 m, 40.6 m and 37.2 m) since the poles of displacement vectors do not plot on the existing fracture planes traces in the stereographic projections. Interestingly, the monitoring interval at 37.65 m does not show any dilatant behavior or if any, it is small compared to the injection intervals. This can be seen on the stereographic projection by the position of the plastic displacement vectors on the great circle of fault planes. These contrasting data highlight a different hydromechanical response at the monitoring interval compared to the injection borehole, characterized by a larger chamber and overall dilation of the activated planes close to the injection source. Second, displacements vectors show an azimuth rotation with time (from vector 1 to 5 or 7 depending on the tests). This rotation occurred with increasing pressure in the chamber, and it turns to significantly deviate from initial to the fault opening pressure (vectors 4 and 5 at test 37.2 m, vectors 3-to-5 at test 40.6 m, vectors 3-to-7 at test 44.65 m, vectors 2-to-3 at test 47.2 m). Movement is much more complex at the monitoring chamber where a drastic change in the displacement azimuth is observed from vector 3 to 4. In that case, it is interpreted as the activation of different fault planes in the chamber. Third, displacement average orientations are in good accordance with the main fractures families orientations in the chambers, which are respectively N039-to-N058 and 59-to-69°E.

Next steps in the work will define in details the activated planes in each chamber and the kinematics of the movements on the planes. Preliminary observations show a mainly normal opening with a slight dextral slip on average N42/45°SE planes in test 37.2 m, a dextral slip on N35/32SE and N67/58°SE planes respectively in the tests at 40.6 m and 47.2 m, and a mainly normal movement in the fault core at tests 37.65 m and 44.65 m. Slip in the fault core composed of scaly clay fabric at 37.65 m is complex and hard to resolve on one single plane.

Variations in the displacement orientations in the fault hanging wall and in the fault core (tests 37.2mn 40.6 m, 44.65 m and 37.65 m) compared to the fault foot wall (test 47.2 m) are observed. Such observations may indicate that there is a significant stress reorientation between the two faults compartments. Detailed analyses of the stress tensor will be conducted from an inversion of the observed displacement data.

Discussion

Field reactivation stimulation of the Main Fault provide new observations showing that faults in clay rich layer may display complex hydromechanical behavior. In particular, this includes substantial increases in permeability correlated with relatively very small, sub-millimeter, slip movements. This is to our knowledge one of the first in situ measurements of permeability evolution coupled to fault movement at rupture, as typical field experiments performed on fault drilling projects in the best cases give properties of the fault either before or after its activation [8, 9, 10]. If we consider a ~10^{-13} m^2/s initial transmissivity value of the Main Fault [11], we find that a pressurization of the fault to ~50 % of the lithostatic pressure induces a 5 to 6 orders of magnitude transmissivity increase that is clearly related to the slip activation of the tested fault. These values are firmly in the range of those observed in deep crystalline rock masses [12]. They are also in reasonable agreement with two other experiments of fault activation in shales and in carbonates that have been conducted with the same equipment and protocol, respectively showing a two orders of magnitude transmissivity increase due to ~10-to-50 10^{-6} m shear reac-

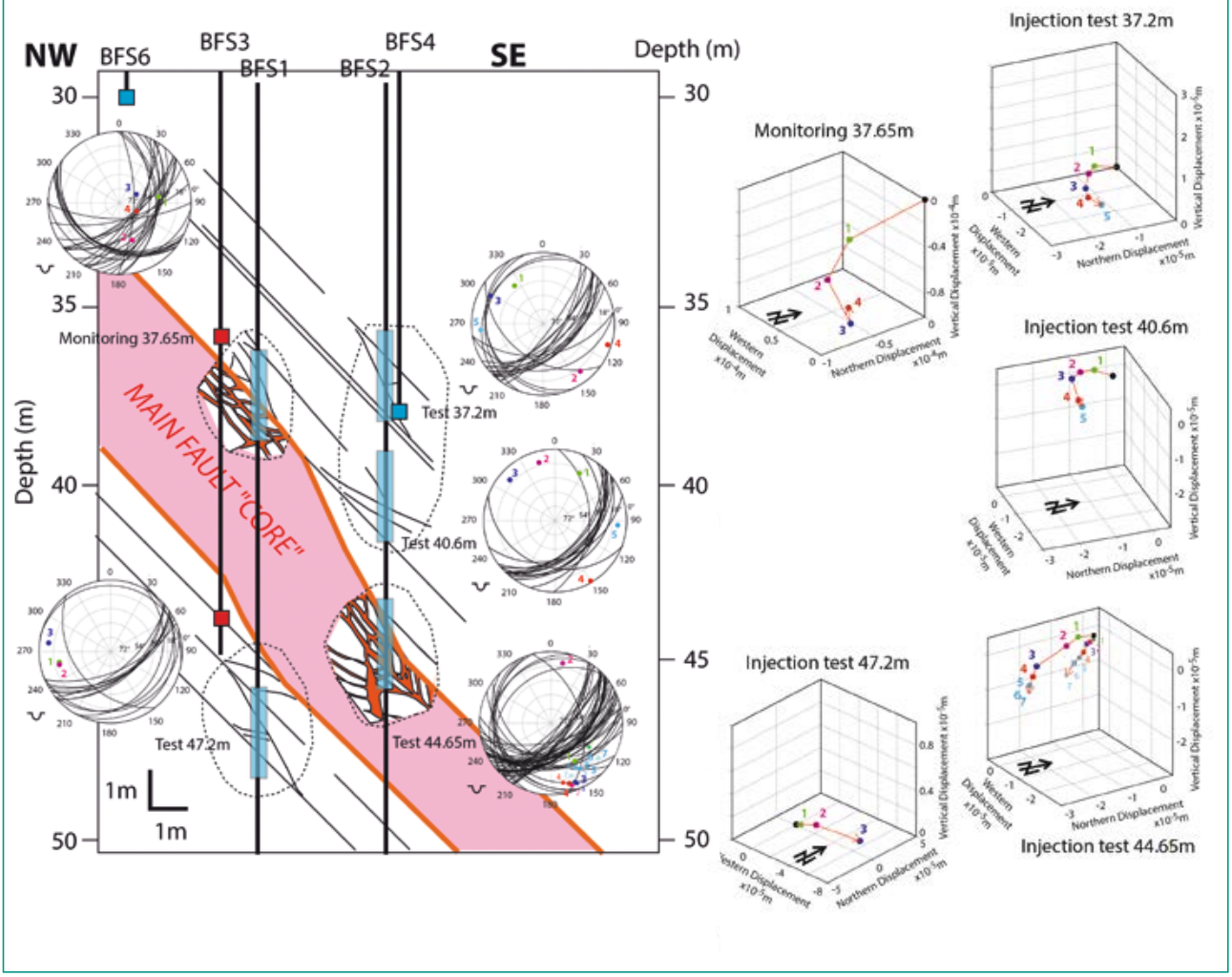


Figure 3:
Stereographic projection of the fault movements (colored points) at each test interval. In black the Fault planes affecting the test interval are projected. Graph on the right show the three-dimensional plastic displacement vector variations at each test interval. Numbers 1-to-n show vectors at different times during the injection. From 1-to-n, we may also consider that pressure is increasing into the test interval.

tivation [13] and a 14-fold increase of the fault permeability associated with a 1.2 10^{-3} m dilatant slip event [14].

In test 40.6 m, the experiment shows that a small amplitude movement of hundreds of micrometers can be produced on a 30-to-50 m^2 patch at the fault core to damage zone interface (FC-FDZ) of a fault that is critically stressed. In turn, this movement depends strongly on the diffusion speed of the fluid, here estimated at ~0.17 m/s. In an oncoming work, the slip rate variations on the activated plane will be calculated in details. We cane already estimate that given the low effective normal stresses and for the range of displacement velocities measured in the field (a few micrometers per second), such a clay rich interface should favor velocity strengthening behavior of the fault [15] and thus aseismic slip. This was not the case since a swarm of seismic events was triggered during test 40.6 m injection (m.e.q. in Fig. 2). The other key result is that the transmissivity significantly increased for a very small amount of cumulated strain. One explanation is that strain did not only localize on the slipping interface, but also in the surrounding zone, which could also explain the high dilation associated to the movements in this zone. This is in accordance with some recent laboratory experiments that showed that clay fracture conductivity may decrease initially at low shear strain then increase at high strains through fracture generation out of the main shear plane [16]. Another reason for the high permeability increase at the FC-FDZ interface could be related to the alteration of the stress state in this fault zone area highlighted by the displacement reorientations between the foot wall and the hanging wall. Such stress alterations as a result of the fault rupturing have been inferred in crustal scale deep faults [17], and some theoretical analyses showed that elastic property contrasts between the fault core and the fault damage zone may allow high permeability increase without a major fault rupture [18].

Conclusion

The field experiments of Mont Terri Main Fault activation bring new data showing that faults affecting shale layers may display a high leakage potential induced by relatively low infra-millimeter slip movements. The range of permeability variations induced by such low effective stress and low shear strain variations appear several orders higher than the ones measured in the laboratory. Contrasted elastic properties at the FC-FDZ interface associated to the regional stress alteration could provide property and stress conditions for significant leakage induced by limited to a moderate activation of the fault zone. Work will concentrate on:

- Kinematic analyses of the activated planes to estimate in details slip rate variations and state of stresses across the fault zone
- Correlation of the measured slip variations with the observed induced earthquake
- Refined analyses of fault permeability variations associated to fault movements

National Cooperation

In the frame of the FS experiment, Maria Kakurina (University of Neuchâtel, CHYN), has started in April 2016 her PhD on the geological characterisation of the fault zone and hydromechanical modelling of the field data. Her supervisors are Prof. B. Valley (University of Neuchâtel), Prof. Y. Guglielmi (Lawrence Berkeley National Laboratory) and Dr. C. Nussbaum (swisstopo). The duration of her PhD is three years.

International Cooperation

This project is mainly conducted by international partnerships. The main data processing of the field data is performed at Lawrence Berkeley National Laboratory in California by Prof. Y. Guglielmi, J. Rutqvist, P. Jeanne and J. Birkholzer. The main outcomes are presented in this report.

The project benefits from the expertise and contribution from Japanese and Chinese research institutes. Prof. T. Shimamoto (Institute of Geology, China Earthquake Administration, Beijing) and K. Aoki, Y. Seshimo and Y. Tanaka (Japanese Atomic Energy Agency) conducted friction laboratory experiments at low to intermediate slip rate (velocity 0.21 to 2.1 mm/s) using a rotary-shear low to high velocity friction apparatus. The objectives consist in determining the frictional properties of the fault gouges collected from the FS drillcores and to compare them with the field experiment. Preliminary results show a good correlation between field and laboratory data with nearly steady-state friction coefficient in the range of 0.2 to 0.3 under saturated conditions).

Publications and proceedings in 2016

Aoki, K., K. Seshimo, Y. Guglielmi, C. Nussbaum, T. Shimamoto, S. Ma, L. Yao, M. Kametaka and T. Sakai, Frictional Properties of Main Fault Gouge of Mont Terri, Switzerland, AGU Fall Meeting, San Francisco, CA, December, 2016.

Kakurina, M., Y. Guglielmi, C. Nussbaum and B. Valley: Geological modeling of a fault zone in clay rocks at the Mont-Terri laboratory (Switzerland). AGU Fall Meeting, San Francisco, CA, December, 2016.

Guglielmi, Y., J. Birkholzer, J. Rutqvist, P. Jeanne and C. Nussbaum: Can fault leakage occur before or without reactivation? Results from an in situ fault reactivation experiment at Mont Terri, Greenhouse Gas Control Technologies 13th International Conference, Lausanne, Switzerland, November, 2016.

Guglielmi, Y., C. Nussbaum, L. de Barros, J. Birkholzer and F. Cappa: First results of aseismic fault slip and leakage preceding an earthquake induced during an in sittu fault reactivation experiment in shales (Mont Terri FS experiment, Switzerland). Geological Society of America annual meeting, Denver, 2016.

Henry, P., Y. Guglielmi, A. Morereau, S. Seguy, R. Castilla, C. Nussbaum, P. Dick, J. Durand, D. Jaeggi, F. V. Donze and A. Tsopela: Permeability – fluid pressure – stress relationship in fault zones in shales. AGU Fall Meeting, San Francisco, CA, December, 2016.

Nussbaum, C., and Y. Guglielmi. Observations of fault zone heterogeneity effects on stress alteration and slip nucleation during a fault reactivation experiment in the Mont Terri rock laboratory, Switzerland, AGU Fall Meeting, San Francisco, CA, December, 2016.

References

[1] *Nussbaum, C., Bossart, P., Amann, F., Aubourg,* C. Analysis of tectonic structures and excavation induced fractures in the Opalinus Clay, Mont Terri underground rock laboratory (Switzerland). Swiss J Geosci 104. 2011. 187–210

[2] *Passchier, C.W., Trouw, R.A.J.* Microtectonics, second ed. Springer-Verlag, Berlin/Heidelberg. http://dx.doi.org/10.1007/3-540-29359-0. 2005.

[3] *Laurich, B., Urai, J.L., Desbois, G., Vollmer, C., Nussbaum,* C. Microstructural evolution of an incipient fault zone in Opalinus Clay: Insights from an optical and electron microscopic study of ion-beam polished samples from the Main Fault in the Mt-Terri Underground Research Laboratory. Journal of Structural Geology 67. 2014. p. 107–128.

[4] *Vannucchi, P., Maltman, A., Bettelli, G., Clennell,* B. On the nature of scaly fabric and scaly clay. J. Struct. Geol. 25. 2003. p.673–688.

[5] *Guglielmi, Y., Cappa, F., Lançon, H., Janowczyk, J.B., Rutqvist, J., Tsang, C.F., Wang, J.S.Y.* ISRM Suggested Method for Step-Rate Injection Method for Fracture In-Situ Properties (SIMFIP): Using a 3-Components Borehole Deformation Sensor. Rock Mechanics and Rock Engineering. 2013.

[6] *Doe, T.W., Remer, J., Schwartz, W.J.* Analysis of constant-head well tests in nonporous fractured rock. In Doe, T.W., Schwartz, W.J. (Eds). Proceedings of the 3rd International Well Testing Symposium, Berkeley, CA (March 26–28, 1980). 1980.

[7] *Quinn, P.M., Parker, B.L., Cherry, J.A.* Using constant head step tests to determine hydraulic apertures in fractures rock. Journal of Contaminant Hydrology 126, p.85–99. 2011.

[8] *Kitagawa, Y., Koizumi, N. , Notsu, K. and Igarashi, G.* Water injection experiments and discharge changes at the Nojima Fault in Awaji Island, Japan, Geophys. Res. Lett., 26(20). 1999. 3173–3176.

[9] *Doan, M.L., Brodsky, E.E., Kano, Y. and Ma, K.F.* In situ measurement of the hydraulic diffusivity of the active Chelungpu Fault, Taiwan. Geophysical Research Letters, Vol. 33. 2006.

[10] *Cornet, F.H., Doan, M.L., Moretti, I. and Borm, G.* Drilling through the active Aigion Fault: The AIG10 well observatory, C. R. Geoscience., 336(4–5). 2004. 395–406.

[11] *Nussbaum, C. and Bossart,* P. Compilation of K-values from packer tests in the Mont Terri rock laboratory, Technical Note 2005-10, Mont-Terri Project, Geotechnical Institute Ltd, Switzerland. 2004.

[12] *Townsend, J., and Zoback, M. D.* How faulting keeps the crust strong, Geology, 28(5). 2000. 399–402.

[13] *Guglielmi Y., Elsworth D., Cappa F., Henry P., Gout C., Dick P., and Durand J.* In Situ observations on the coupling between hydraulic

diffusivity and displacements during fault reactivation in shales. Journal of Geophysical Research: Solid Earth, 120. 2015.

[14] *Guglielmi Y., Cappa F., Avouac J.P., Henry P., Elsworth D.* Seismicity triggered by fluid-injection-induced aseismic slip. Science, 12 June 2015, Vol. 348, Issue 6240. 2015.

[15] *Ikari, M.J., Saffer, D.M. and Marone,* C. Frictional and hydrologic properties of clay-rich fault gouge. Journal of Geophysical Research, Vol. 114. 2009.

[16] *Cuss, R.J., Milodowski, A., Harrington, J.F.* Fracture transmissivity as a function of normal and shear stress: Firs results in Opalinus Clay. Physics and Chemistry of the Earth 36, 2011. 1960–1971.

[17] *Lin, W., Yeh, E.-C., Ito, H., Hung, J.H., Hirono, T., Soh, W., Ma, K.F., Kinoshita, M., Wang, C.Y., Song, S.R.* Current stress state and principal stress rotations in the vicinity of the Chelungpu fault induced by the 1999 Chi-Chi, Taiwan, earthquake. Geophysical Research Letters, Vol. 34, 2007.

[18] *Faulkner, D.R., Mitchell, T.M., Healy, D., Heap, M.J.* Slip on «weak» faults by the rotation of regional stress in the fracture damage zone. Nature, Vol. 444. 2006.

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 68 18, florian.amann@erdw.ethz.ch
Duration of the Project	4 years

ABSTRACT

The HM Experiment was successfully finalized in 2016. The study aimed at a systematic, experimental characterization of the hydro-mechanical properties and behavior of Opalinus Clay. The findings contribute to a better understanding of the geomechanical behaviour of the material and the interpretation of observations around test galleries at the Mont Terri Underground Rock Laboratory. This report summarizes key findings of the studies conducted in the framework of the HM Experiment.

In a preliminary study, specimens were equilibrated to different levels of relative humidity to establish the water retention characteristics and demonstrate the influence of suction on geomechanical properties. The results showed that suction has a significant influence on these properties. Both stiffness and strength, for example, increased with increasing suction.

In a next study, consolidated drained and undrained tests utilizing a standard triaxial stress path were conducted on back-saturated specimens, consolidated at effective confinements between 0.5 and 16 MPa. P-specimens and S-specimens were used. The measured pore pressure response during undrained tests and the effective geomechanical properties were analyzed with respect to their dependency on the confinement and anisotropy. The result showed that Skempton's pore pressure parameters A and B and the Young's moduli depend on the confinement and the anisotropy. Additionally, a change from overconsolidated to normally consolidated behavior was observed with increasing confinement. This was also reflected in a non-linear appearance of the effective peak strength envelope. A possible explanation related to the dilatant structure of the material was suggested.

A second series of consolidated undrained tests were conducted using different stress paths approximating a tunnel excavation. Three different stress paths were applied to P- and S-specimens. An influence of the stress path and the anisotropy on the hydro-mechanical response of the specimens was observed. The results of the tests using the three-dimensional stress path were able to conceptually reproduce the pore pressure evolutions usually observed during tunnel excavations at the Mont Terri Underground Research Laboratory. No difference in peak strength between P- and S-specimens and the different stress paths was found. Nevertheless, the state of failure is affected by the transversal isotropy. S-specimens fail at lower effective stresses compared to P-specimens.

In the framework of the HM-B experiment drilling and borehole completion with a packer system that allows to measure changes in fluid pressure and suction that develops during unloading the borehole by overcoring was successfully completed.

Project goals

The primary objective of the HM experiment was to obtain a better understanding of the hydro-mechanical processes that control the rock mass behavior around an excavation in Opalinus Clay. Of particular interest was the quantification of effective rock mechanical properties and the hydro-mechanically-coupled behavior of Opalinus Clay on the laboratory scale. The main focus of the project was on a systematic experimental analysis of the poroelastic properties such as Skempton's pore pressure coefficients, the stress-strain behavior under drained and undrained compressive loading conditions, the pore pressure evolution during compressive loading, and the effective strength properties. A question that is additionally addressed in the HM-B experiment is the evolution of pressure and suction due to unloading. The project aims are associated with HM-coupled phenomena relevant for the excavation phase (hours-days) and open drift phase (0–1 years) of a future nuclear waste repository.

Work carried out and results obtained

The HM Experiment was successfully finished in 2016. The key findings of this project are summarized in the following chapters. For a detailed description of methods, raw data and further data interpretation it is referred to Wild (2016).

For the HM-B experiment drilling and borehole completion with a packer system that allows to measure changes in fluid pressure and suction that develops during unloading the borehole by overcoring was successfully completed

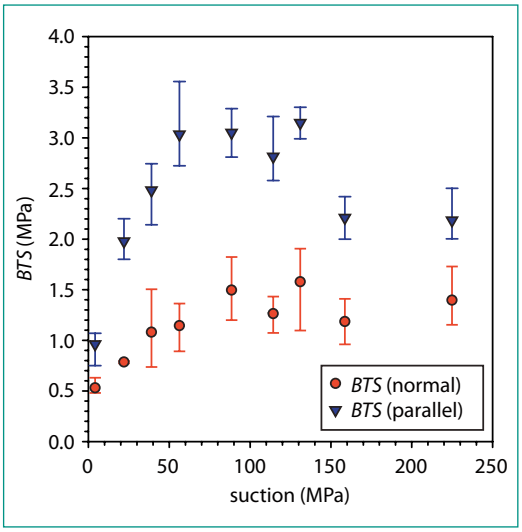


Figure 1: *Relationship between the Brazilian tensile strength (BTS) normal and parallel to bedding and suction. Mean value and data range for each applied suction are given (modified from Wild et al. 2015).*

Influence of suction on the geomechanical properties of Opalinus Clay

Studies on the undrained strength of Opalinus Clay reported in literature show a significant scatter of the peak strength values. A review of these studies revealed that the tests have been conducted using different procedures and the unknown initial effective stress state of the specimens might influence the results. The potential influence of the initial effective stress state, especially in context of partial saturation, was investigated in the framework of the HM Experiment by re-evaluating and integrating the results from a series of laboratory experiments conducted in the framework of a Bachelor Thesis and a Master Thesis by Sebastian Zimmer and Linda Wymann, respectively. The outcome has been published in Wild et al. (2015). Specimens of Opalinus Clay were equilibrated in desiccators at levels of relative humidity between 19 and 99% and subsequently tested for their Brazilian tensile and unconfined compression strength. Furthermore, Young's modulus, Poisson's ratio, onset of dilatancy, and the p-wave velocity was determined. A clear increase in unconfined compressive strength (by a factor of 1.5), Brazilian tensile strength (by a factor of 2–3), stress at the onset of dilatancy (by a factor of 4), and Young's modulus (by a factor of 3–4) was observed with increasing suction up to 56.6 MPa. As an example, the results for the Brazilian tensile strength are shown in Figure 1. For suctions exceeding 56.6 MPa, the strength and stiffness remained relatively constant. The increase in strength additionally depends on the rock anisotropy. The tensile strength parallel to bedding and the unconfined compressive strength normal to bedding are significantly more affected by increasing suction (i.e. decreasing water content) than the tensile strength normal to bedding or the unconfined compressive strength parallel to bedding (Figure 1). A similar observation was made for the p-wave velocity. The p-wave velocity parallel to bedding remained almost constant for the tested suction range, whereas the p-wave velocity normal to bedding dropped significantly up to about 22 MPa suction. The drop is associated with desiccation cracks which were also shown to occur rapidly (within the first 3 hours) after sample dismantling and air-exposure (i.e. drying under ambient conditions).

These observations highlight the significant influence of suction on the geomechanical properties of Opalinus Clay. The influence has to be considered when assessing the performance of a nuclear waste repository during the open-drift phase but also

implies the need for tests on fully back-saturated specimens in order to determine the material's properties that are representative for in-situ conditions before and during an excavation in Opalinus Clay.

Laboratory testing procedure

A review of test procedures for consolidated drained and undrained tests and the associated key aspects that have to be considered was performed. Testing of materials like Opalinus Clay is challenging due to the low permeability which asks for long test durations, the material's sensitivity to fluids, and the desaturation during sampling and handling of the specimens. For the aim of back-saturating the specimen and establishing equilibrated effective stress states representative for the in-situ conditions, a multi-stage testing procedure is inevitable. Based on the theoretical considerations from literature, a testing procedure for consolidated drained and undrained tests for Opalinus Clay was elaborated. Test conditions that allow for testing properties and behavior of Opalinus Clay relevant for the evaluation of tunnel construction at the Mont Terri Underground Laboratory were chosen. The testing procedure was applied to a series of Opalinus Clay specimens. Results are presented and discussed to illustrate the applicability of the proposed laboratory protocol for low permeable clay shales and highlight key aspects that have to be considered during the individual stages (i.e. saturation, consolidation, and shearing). Furthermore, the tests were interpreted and discussed in a different study in the framework of the HM Experiment with respect to the effective strength and hydro-mechanically-coupled behavior of Opalinus Clay as well as with respect to the dependency on the stress path (see next sections).

All tests were conducted on samples taken from 67.5 mm diameter cores obtained from two 25m long borehole (BHM-1, BHM-2) drilled normal and parallel to bedding in the shaly facies of Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Rock Laboratory. The specimens were cut to a diameter-height ratio of 1:2. Despite an optimized preparation procedure, which allowed to avoid extensive environmental exposure of the specimens, a change in water content was inevitable. Since this decrease in water content might be significant in terms of strength or stiffness (e.g., Wild et al. 2015), re-establishing of full saturation was necessary to gain test results representative for in-situ conditions.

The tests were conducted at the DIPLAB Geomeccanica laboratory of the Politecnico di Torino, Italy. A high and a medium pressure triaxial apparatus (HPTA, MPTA) were used. They have been manufactured by GDS Instruments and modified in the laboratory to test weak rocks under controlled conditions with respect to axial, radial load, displacement, and back pressure (for further details see Barla et al. 2010).

As preparation for the complete back saturation of the specimen, a flushing phase was considered. The application of a small back pressure (0.1–0.5 MPa) at the bottom of the specimen allowed to remove air from the apparatus system and pore space.

An isotropic confining pressure that exceeds the pore pressure in the specimen and that is large enough to avoid swelling and associated damage of the clay shale structure and diagenetic bonds was applied at the same time. Deaired water with a chemistry close to the formation water at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (according to Pearson 2002) was used.

Saturation of the specimens was achieved by increasing the back pressure during several back pressure stages. Elevated back pressure reduces the volume of trapped gas bubbles and increases the amount of gas soluble in water (Lee and Black 1972, Lowe and Johnson 1960). To assure saturation, Skempton's pore pressure parameter *B* was determined before each back pressure increase. The *B*-value is the ratio between a change in pore pressure and a change in confining stress (Skempton 1954). Its value depends on porosity, effective confinement, and compressibility of the skeleton, fluid, solid material, and testing system (Bishop 1966, Wissa 1969, Bishop 1976). For many rocks and soils, B can be significantly smaller than 1 although the specimen is saturated (Skempton 1954, Wissa 1969). The specimens tested in this study were considered to be saturated when *B* was sufficiently high (i.e. higher than 0.9) and/or did not change significantly for two subsequent *B*-checks (i.e. ΔB in the order of ± 0.03). An example of the evolution of Skempton's pore pressure parameter *B* during the saturation phase of specimen ETH14 is shown in Figure 2.

The saturation phase was followed by a consolidation phase were the specimens were consolidated to different effective confinements (i.e., 0.5, 0.75, 1.0, 2.0, 4.0, 6.0, 8.0, 12.0, and 16.0 MPa). After complete consolidation, the specimens were subjected to 1) a standard triaxial stress path by increasing the axial load while the total confinement was kept constant or 2) a stress path mimicking tunnel excavation. The axial load was applied either parallel

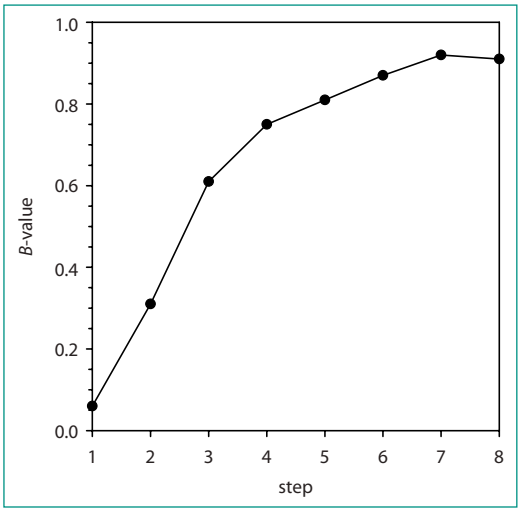


Figure 2: *Values of Skempton's pore pressure coefficient* B *obtained for the individual* B*-checks during the saturation phase of specimen ETH14.*

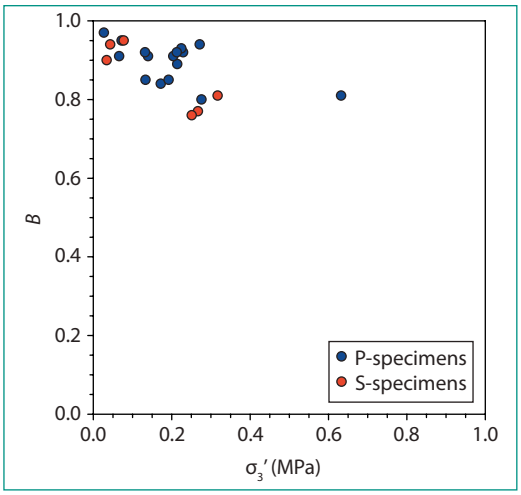


Figure 3: *Values for the Skempton's pore pressure parameters* B *for P- and S-specimens in dependency of the effective confinement obtained from the last* B*-check during the saturation phase (Wild 2016).*

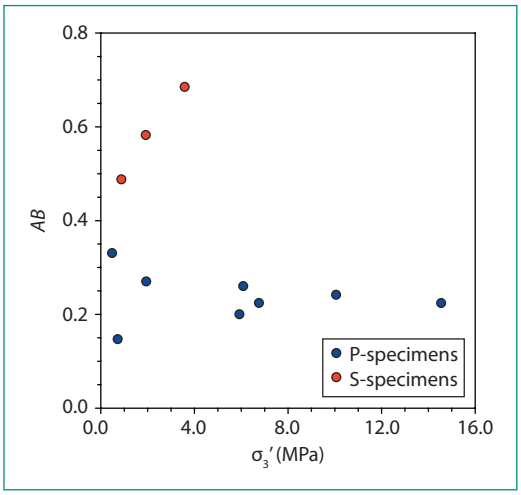


Figure 4: *Values for the Skempton's pore pressure parameter AB for P- and S-specimens in dependency of the effective confinement tested during the elastic phase of shearing (i.e. before the onset of dilation) (Wild 2016).*

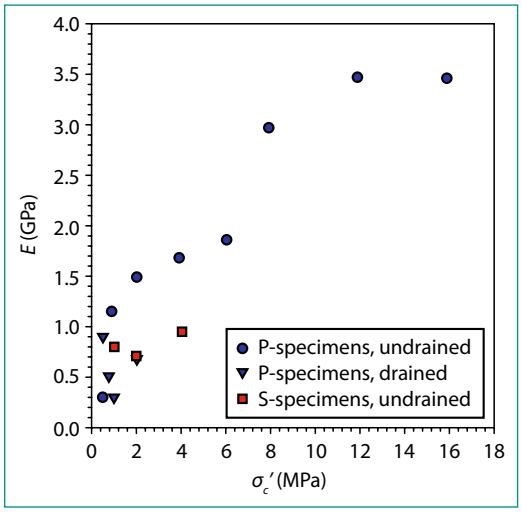
(P-specimens) or normal (S-specimens) to bedding. For the standard triaxial stress paths, constant axial strain rates in the order of 10^{-6} s^{-1} for P-specimens and 10^{-7} s^{-1} for S-specimens were used under undrained conditions and 10^{-8} s^{-1} were applied under drained conditions (only P-specimens were tested here). For the stress paths simulating tunnel excavation, tests conditions were undrained and stress rates were selected so that the failure was expected to occur within 3 hours for P-specimens and 30 hours for S-specimens. Pore pressure changes were measured during all tests by an external transducer close to the specimen's top (Barla et al. 2010).

Standard triaxial tests on Opalinus Clay

A series of specimens from the shaly facies of Opalinus Clay was subjected to consolidated undrained (CU) and drained (CD) laboratory tests utilizing a standard triaxial stress path in order to study the influence of confinement and anisotropy on the pore pressure response and effective geomechanical properties.

No significant difference in *B*-value with respect to the specimen's geometry was found (Figure 3). However, a decrease in *B*-value from 0.90-0.97 to 0.76-0.80 with an increase in effective confinement from 0.03 to 0.63 MPa was observed, which could be related to a decrease in drained compressibility. At low differential stresses, P- and S-specimens behave differently: P-specimens build-up less pore pressure compared to a theoretical isotopic material whereas S-specimen show a higher pore pressure increase. This is reflected in an *AB*-value smaller or higher than 1/3*B*, respectively (Figure 4). The determination of the undrained Young's moduli for P-specimens revealed a dependency on the effective consolidation stress. E increased from 0.3 to 3.5 GPa between 0.5 and 16 MPa effective consolidation stress (Figure 5). The undrained Young's modulus for P-specimens was about twice the undrained Young's modulus of S-specimens. Drained Young's moduli from P-specimens were in the range of undrained S-specimens. An increase with increasing effective consolidation stress was also measured for the axial stress at the onset of dilatancy. For effective consolidation stresses exceeding 4 MPa, however, no dilation occurred anymore.

For the effective strength properties, no difference between P- and S-specimens and the test type (i.e. CU or CD tests) was recognized. A fit of a linear Mohr Coulomb failure envelope through all peak strength values revealed an effective friction angle of 35,3 ° and an effective cohesion of 1.0 MPa (Figure 6). However, a bi-linear or non-linear failure envelope is possible and can be related to a change in behavior of the Opalinus Clay when passing from an overconsolidated state towards a normally consolidated state. This change was reflected by a change from dilation to compaction and a change from brittle to more brittle-ductile behavior between 5 and 8 MPa effective consolidation stress, which can be related to the fabric of the material.



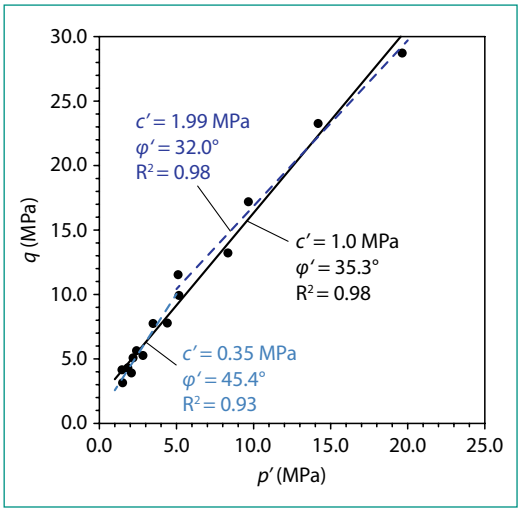
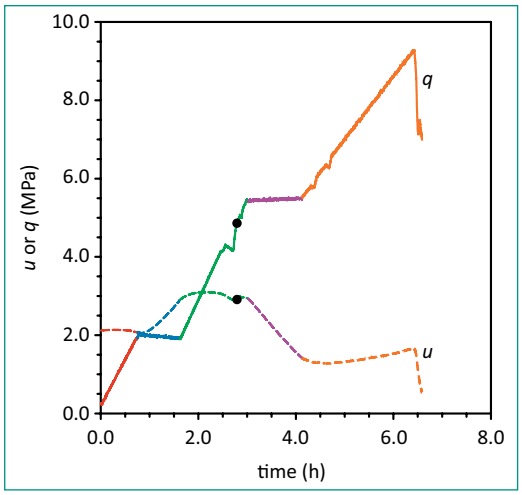


Figure 5 (left): *Dependency of drained and undrained Young0s moduli on the effective consolidation stress (Wild 2016).*

Figure 6 (right): *Possible peak strength failure envelopes for all specimens tested utilizing a standard triaxial stress path (modified from Wild 2016).*



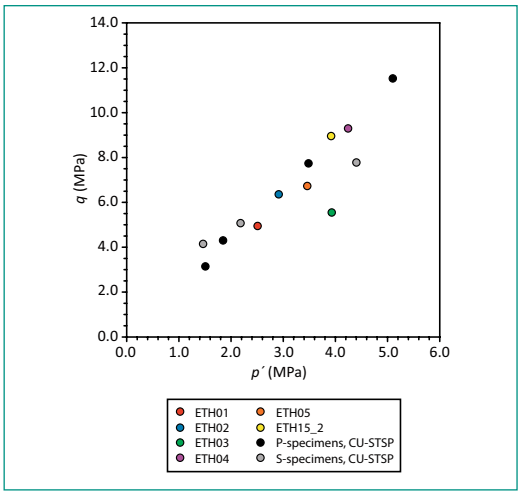


Figure 7 (left): *Stress and related pore pressure response for a P-specimens subjected to the isotropic three-dimensional stress path (modified from Wild 2016).*

Figure 8 (right): *Differential stress at peak vs. effective mean stress for different stress pahts. Also plotted are the results from the study utilizing consolidated undrained tests with tandard triaxial stress paths (CU-STSP) (modified from Wild 2016).*

Triaxial tests with different stress paths

Triaxial tests on back-saturated specimens using different controlled stress paths were conducted to study the influence of the stress path on the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay. Three different stress paths approximating a tunnel excavation were applied: a two-dimensional stress path with isotropic initial stress conditions (i.e. pure shear compression), a two-dimensional stress path with anisotropic initial stress conditions, and a three-dimensional stress path. The influence of the stress path was investigated with respect to the specimens' geometry (i.e. P- and S-specimens were tested). Differences in the hydro-mechanical response were identified with respect to the specimens' geometry but also to the stress paths. When subjected to the two-dimensional stress paths, positive excess pore pressures were measured for S-specimens at low differential stresses whereas P-specimens showed negative excess pore pressure. The magnitudes of excess pore pressure were higher for the anisotropic two-dimensional stress path. Dilation associated with yielding was observed for all specimens. The application of the three-dimensional stress path revealed pore pressure responses that were conceptually comparable to the pore pressure response observed in situ. This is illustrated in (Figure 7) which shows the pore pressure evolution of the P-specimen subjected to the three-dimensional stress path. The black dot approximately represents the point where the tunnel face would pass the monitoring point. Pore pressure increase in front of the tunnel face can be related to poroelastic response of the rock mass to a change in differential and mean stress. Again, differences between P- and S-specimens were identified. Decrease in pore pressure before the tunnel face can be related to the dilation associated with yielding.

With regard to the effective peak strength of the specimens, no significant difference between P- and S-specimens and compared to the standard triaxial tests was found (Figure 8). Nevertheless, it was shown that the state of failure is affected by the transversal isotropy as for specimens consolidated to the same effective stress, S-specimens fail at lower effective stresses compared to P-specimens.

National Cooperation

ENSI provides major funding of the HM experiment and cooperates with ETH in the coordination of this research activity. An additional national project partner for the HM-B project is Swisstopo.

International Cooperation

The Chair of Engineering Geology at ETH and ENSI internationally corporate with 1) Politecnico di Torino, Italy, 2) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR); 3) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS).

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

The HM Experiment was successfully finalized in 2016 with some major scientific results. The findings (including (poro)elastic properties, stress-strain behavior in combination with the pore pressure response, the dependency of these properties and behavior on the confinement and the stress path, and the non-linear effective peak strength failure envelop contribute to the geomechanical understanding of the material itself and the interpretation of observations around test galleries at the Mont Terri Underground Rock Laboratory. The major findings from the HM Experiment, which are compiled in a dissertation (Wild 2016), will be published in several journal papers in 2017.

The HM-B project will be finalized in 2017 providing that the system in saturated and in equilibrium with ambient conditions. The pilot borehole that contains the packer system will be overcored using a 350 mm diameter borehole to unload the core with the instrumentation. Pore pressure and suction evolution will be monitored during overcoring.

Publications

K.M. Wild (2016): Evaluation of the hydro-mechanical properties and behavior of Opalinus Clay. Dissertation, ETH Zurich, Switzerland, 205 pp.

References

G. Barla, M. Barla, D. Debernardi (2010): New Triaxial Apparatus for Rocks. Rock Mechanics and Rock Engineering, 43, 225–230.

A.W. Bishop (1966): Soils and Soft Rock as Engineering Materials. Inaugural Lecture. Imperial College of Science and Technology, 6,189–213.

A.W. Bishop (1976): The influence of system compressibility on the observed pore-pressure response to an undrained change in stress in saturated rock. Géotechnique, 26(2), 371–375.

K.L. Lee, D.K. Black (1972): Time to dissolve air bubble in drain line. Journal of the Soil Mechanics and foundation di-vision, 98(2), 181–194

J. Lowe, T.C. Johnson (1960): Use of back pressure to increase degree of saturation of triaxial test specimens. In: ASCE research conference on shear strength of cohesive soils, 819–836.

F.J. Pearson (2002): PC Experiment: Recipe for Artificial Pore Water. Unpublished Mont Terri Technical Note 2002-17.

A.W. Skempton (1954): The pore-pressure coefficients A and B. Géotechnique, 4, 143–147.

A.E.Z. Wissa (1969): Pore pressure measurement in saturated stiff soils. Journal of the Soil Mechanics and Foundations Division, 95(4), 1063–1074.

K.M. Wild, L.P. Wymann, S. Zimmer, R. Thoeny, F. Amann (2015): Water Retention Characteristics and State-Dependent Mechanical and Petro-Physical Properties of a Clay Shale. Rock Mechanics and Rock Engineering, 48, 427–439.

K.M. Wild (2016): Evaluation of the hydro-mechanical properties and behavior of Opalinus Clay. Dissertation, ETH Zurich, Switzerland, 205 pp.

Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel

Program, design and installations (Part 1)

Author und Co-author(s)	M. Ziegler, S. Loew
Institution	ETH Zürich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address	+41 (44) 632 23 42, martin.ziegler@erdw.ethz.ch
Duration of the Project	3 years

ABSTRACT

We conduct research in the new Belchen N2 highway tunnel (Sanierungstunnel Belchen, STB) between Basel and Lucerne, which is currently being excavated with a tunnel-boring machine (TBM). The new tunnel cuts partly through Opalinus Clay shale. This formation is the designated target for the future deep nuclear waste repository in Switzerland. Our project's focus is on the behavior of Opalinus Clay rock mass during TBM tunneling (short-term) and after tunnel completion (long-term). Investigations include structural geology, hydrogeology, rock mass stress and deformations, Opalinus Clay swelling behavior, and short- and long-term changes and interactions of the rock mass with the tunnel support, i.e. precast, outer steel-reinforced concrete tubbing rings and inner, cast-in-place concrete lining. The work on the detailed experimental strategy and design for the first of two project phases started in April 2016. The first phase included installation works for monitoring radial pressures on the tunnel outer tubbing lining, rock water content, and pore pressures, and geological documentation. Installation works in the tunnel started in November 2016 and were carried out under active tunneling conditions. The monitoring systems, together with three radial exploration boreholes, equipped with tubes for axial deformation measurements, lie in a tunnel cross section where the tunnel has its maximum overburden of about 325 m above the tunnel crown. This report presents an overview of the first research phase of the Belchen project and design details of the installed in-situ monitoring systems. Preliminary results are presented for the first 48 days of the radial pressure build-up on the tubbing stone ring. These data illustrate local differences in the total pressure acting on the tubbing segments before installation of the inner liner. Different construction phases are clearly discernible, such as the movement of the TBM over the tubbing liner, and the concreting of the tunnel invert. Radial total pressures after 48 days range between 0.34 MPa and 0.82 MPa.

Project goals

The Swiss high-level nuclear waste (HLW) repository concept requires access and ventilation tunnels or shafts, repository drifts, and underground laboratory space. The great length of repository drifts and tunnels at repository depth on the order of 24 km, together with the constraint to limit the damage of the geological barrier surrounding the drifts for HLW, among other factors, may suggest the use of tunnel-boring machines (TBMs) at least for the HLW repository drifts; (e.g., NAGRA, 2016). With this in mind, the new Belchen N2 highway tunnel tube (Sanierungstunnel Belchen, STB) between Basel and Lucerne, which crosses the folded Jura mountains with a TBM, is an important reference project, despite the considerably larger diameter of almost 14 m compared to future repository drifts of 3.2 m (NAGRA, 2016). The STB offers the opportunity to study fundamental and practical aspects of TBM excavation in Opalinus Clay shale (OPA).

The new Belchen tunnel tube STB is being constructed with enormous technical effort, because the old tunnel tubes have been damaged by swelling processes in long sections with Gipskeuper and Opalinus Clay (e.g., Madsen et al., 1995, and references therein; Amstad and Kovári, 2001, and references therein; Aegerter and Bosshardt, 2006). The STB will have a final length of about 3.2 km and passes through about 570 m of Opalinus Clay shale in two separate sections. The tunnel lining consists of a double-shell concrete lining (outer segmental lining and inner cast-in-place lining). The geology along the new tunnel tube is well known prior to tunnel excavation because of the close vicinity to the two existing Belchen tunnel tubes (i.e., 40–116 m lateral distance between tunnel midpoints) and the exploration drillings carried out in 2006 and 2009. The first section of OPA lies between Tm 3180 and Tm 3330 with bedding dipping moderately steep (~45°) to the South (all tunnel meters (Tm) are given from North). The second section with OPA spans from Tm 2200 to Tm 2720. Here, the OPA is part of the Chambersberg syncline (Figure 1). Folding and faulting (thrusting) resulted in a variable thickness of the OPA formation and a changing dip direction of the OPA bedding. One of the planned cross-passages connecting the new tube with the western tube of the existing Belchen tunnel will also be established in Opalinus Clay shale (cross passage 5a; Figure 1).

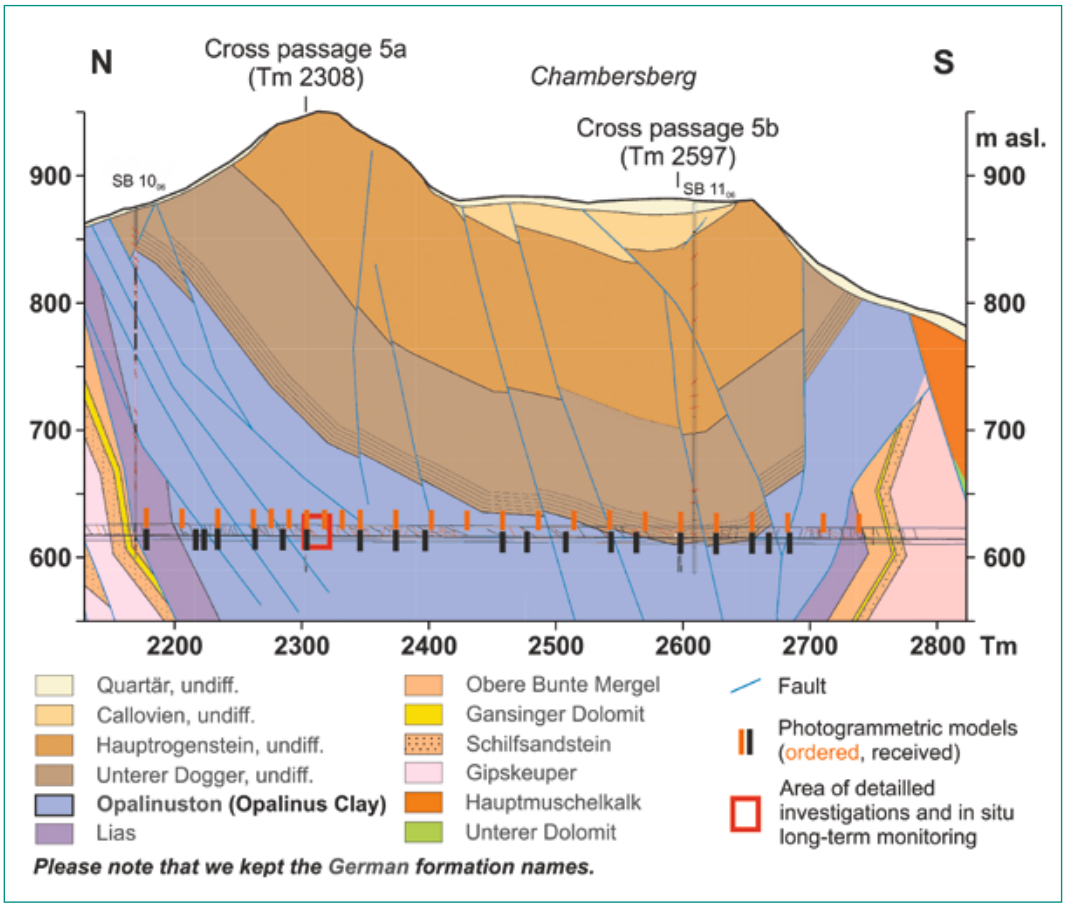


Figure 1: *Expected geological profile between about Tm 2100 and Tm 2800 where the new Belchen tunnel passes through the Chambersberg syncline and predominantly through folded and sheared Opalinus Clay shale (IG STBelchen, 2015). The tunnel section equipped with a long-term monitoring system is highlighted in red.*

The goals of this project are to carry out research that was so far not possible in the Mont Terri underground research laboratory. This includes investigations of the:

- Rock mass behavior of OPA in a TBM-excavated tunnel, in response to rock mass structural variations (bedding, faults) and different overburden loads (and in-situ stresses),
- Technical possibilities and limitations of geological/structural characterization and documentation in a TBM-excavated tunnel,
- Technical possibilities and limitations of geological investigations ahead of the TBM cutter head during excavation,
- Short- and long-term system behavior of the rock mass and the tunnel support,
- Rock mechanical and mineralogical properties of the OPA in the Belchen area, and
- Temporal and spatial in-situ swelling behavior of OPA.

The first three points will be investigated along the entire second (and if possible also the first) OPA section. The last three points will be studied at a specific measuring section (MS), i.e., at Tm 2315–2317. In addition to the mentioned goals, we will gain substantial experience with handling of practical and unexpected problems and the value of geotechnical pre-excavation risk analyses.

The project involves two phases:

1) Monitoring systems installations and measurements in the main STB tunnel
2) Monitoring systems installations and measurements in the cross passage 5a

In this report we only describe the first results of phase 1 including the setup of geological/structural characterization in the main OPA section (Tm 2200–2720), and the sensor installations at MS Tm 2315–2317. Four types of sensors have been designed and installed in order to monitor and investigate the short- and long-term loading evolution onto the tunnel lining: sliding micrometer boreholes, total pressure cells, TDR packers and pore pressure sensors. All sensors had to be installed without disturbing the difficult ongoing tunnel excavation conditions and complement the monitoring program of ASTRA. Data analyses will be presented in subsequent annual reports.

Work carried out and first results obtained

Structural data collection in Opalinus Clay sections

The single-shield TBM used at Belchen does not allow to collect a complete dataset of the geological structures during tunneling. Information on the rock mass structure of Opalinus Clay was initially planned to come from a complete set of optical televiewer (OPTV) data collected in systematic pre-drillings of about 30–40 m length, drilled horizontally through gaps in the TBM cutter head. This approach was tested in two boreholes in the first section of Opalinus Clay (at Tm 3287 and Tm 3239). Due to short length of the boreholes (33 m and 21 m), large gaps in between adjacent boreholes, long waiting times of up to several hours due to drilling problems (resulting in expected poor borehole wall qualities and high costs), and non-accessibility of boreholes for logging (such as the borehole at Tm 3239), this exploration and characterization concept was finally rejected and replaced by systematic photogrammetric characterization of the tunnel face every 28 m (two tunnel diameters) in the second OPA section, and every 14 m around the measuring section (MS; Figure 1). These datasets were collected and preprocessed (i.e., calculation of 3D models with textures) by *Marti AG* using images from *GoPro* cameras mounted in gaps of the cutter head at radii of 5.64 m and 4.91 m. We obtained forty-two 3D-models from twenty-one face positions (2 models per face). Each model represents only a part of the full face, i.e., a mostly closed ring of about 0.6–1.0 m width in case of vertical and stable rock faces. Thus, between about 25% and 45% of a tunnel face were recorded. Figure 1 illustrates that data was obtained for large parts. However, there also exist three larger gaps with lengths up to 55 m where no data could be recorded. One of these gaps locates at the MS.

Additional structural data come from cored boreholes drilled for extensometer tubes at Tm 3307 (4 radial boreholes with a total length of about 52 m), Tm 2525 (1 radial borehole of 11 m length), Tm 2315 (3 radial boreholes with a total length of about 46 m and 1 radial borehole of 3.5 m length for the TDR probe, see below). We will complement structural mapping using laser scanning and photogrammetry during the excavation of the cross-passage 5a (Figure 1) in order to increase our knowledge of the local rock mass structure close to the MS.

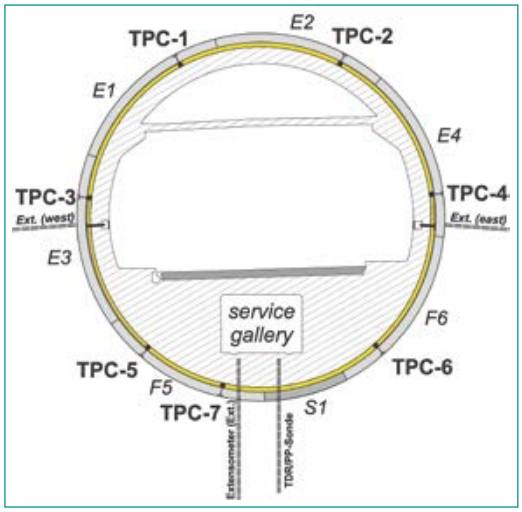


Figure 2: *Sketch of the tunnel cross section (measuring section, MS) at Tm 2317 looking North (Tm 1384.5 from South; ring no. 693) showing the positions of seven total pressure cells (TPC-1 to TPC-7) installed in six out of seven tubbing stones (stone S1 is not equipped with a sensor). Special reinforced electrical cables were lain on the inside of the tubbing stones, below the drainage/sealing layer, to two positions at the tunnel side walls where they will finally be led through standpipes into recesses of the cast-in-place concrete inner lining (i.e., permanent logger positions). In addition, in the adjacent tubbing ring (no. 694) three extensometer tubes and a TDR-double-packer sonde were installed.*

Axial borehole deformations and geodetic surveys of the tubbing stone lining

Within the OPA sections, as part of the existing deformation monitoring program, eight radial boreholes were drilled and equipped with measuring tubes to monitor axial deformations. Three of these are located in the MS (Figure 2). Measuring tubes for a *sliding micrometer* probe with a specified accuracy <0.002 mm/m were provided and installed by *Solexperts AG*. Until now only reference measurements were carried out.

Displacement measurements of the tubbing lining in the OPA sections are carried out systematically by *Marti AG* every 10 m (one reflector per tunnel side wall; T. Heid, pers. comm.). These measurements are part of the standard tunnel survey. In addition, we scanned the tunnel lining in the vicinity of the MS with a *Faro Focus3D X330* laser scanner about one week after placement of the instrumented tubbing ring (about 80 m from the face; November 6th–9th, 2016) and after concreting of the invert (December 7th and 8th, 2016). We plan further scans prior to concreting of the tunnel crown and side walls. These scans document the geometry of the tubbing liner with the installed TPCs (Total Pressure Cells, see below) and will be used to identify potential changes in the geometry within a period of about four months, prior to the placement of the inner lining (cf., Wenighofer et al., 2016).

Design, installation, and preliminary data of radial pressure cells

Special tubbing stones are needed to host radial or tangential stress cells (e.g., Leucker et al., 2008). It is common practice to leave recesses for stress cells and channels for electrical cables prior to concreting of the stones. In this project the steel-reinforced tubbing stones were already built (Figure 3a) so that modifications of tubbing stones and a special stress cell design were necessary. We have developed, together with *Smartec SA*, a radial pressure cell, where the vibrating wire (VW) sensor and re-pressurization tube lie in the backside center of a rectangular (200 x 100 mm²), stainless steel,

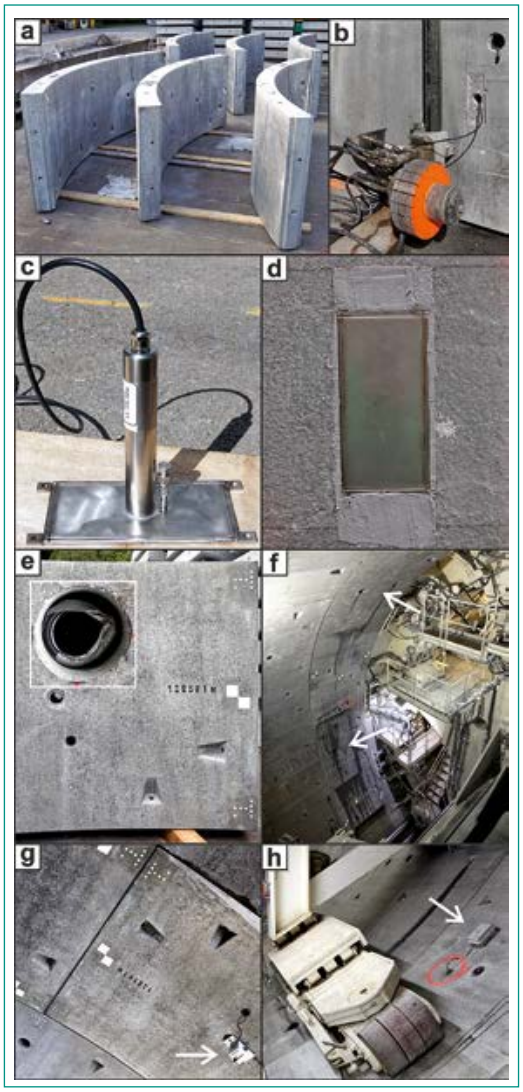


Figure 3: *Modifications of produced steel-reinforced concrete segments (tubbings): (a) Situation at Klus with the six modified stones (stone height ~2 m), (b) rotary cutter for forming shallow (8 mm) recesses, (c) example of the utilized TPC prior to installation and (d) after installation, (e) coiled electrical cable stored inside a new, closed borehole ready for installation in the tunnel, (f) situation during the placement of the modified tubbing stones (white arrows; same procedure as for unmodified stones), and locations of temporal loggers (white arrows) (g) in the crown (VW Minilogger at TPC-1) and (h) close to the tunnel invert (V-Logger at TPC-6).*

oil-filled total pressure cell (TPC; Figure 3c). The pressure cells can measure stress up to 20 MPa with an accuracy <12 kPa and a resolution of at least 5 kPa. Seven radial pressure cells of this type were levelled and fixed with anchor bolts, and cemented in about 8 mm deep cut recesses (Figure 3b) on the outsides of steel-reinforced concrete tubbing segments of 35 cm thickness (E1–E4, F5 and F6; Figure 2). Each stone was equipped with one sensor, except stone F5 has two sensors and the key stone S1 was not modified. The cells were installed flush with the outside surface of the tubbing stones (Figure 3d). The vibrating wire sensor and coiled electrical cable sit in a 60 mm borehole closed with a cap at the inside of the tubbing stone (Figure 3e). Tubbing modifications and stress cell installations were carried out by *Diamantbohr AG*. All sensors, except TPC-7, were located about 30 cm away from the existing 97-mm-boreholes (for grout injections) so that local regrouting of the annular gap between the tubbing stone and the formation would be possible, but was not necessary (Figure 3e). All boreholes lie outside the areas for vacuum gripper plates. Thus, the modifications of the stones and installation of the stress cells in the stones allowed for normal handling, except that care had to be taken that the stress cells were not damaged prior to tubbing ring installation (Figure 3f).

On November 1st 2016, within 4 hours after the first tubbing stones were placed, temporary data loggers were installed close to the TPC boreholes on the inside of the stones. Data was logged at an interval of 1 hour (TPC-2 and TPC-6 initially at 0.5h intervals). During this time the annular gap between the formation and the tubbing ring was grouted. The target size of this gap is 22.5 cm. For TPC-1 to TPC-5 single sensor *Slope Indicator VW Minilogger* with radio modules were used (Figure 3g), while data from TPC-6 was logged with a *Slope Indicator V-Logger* (Figure 3h). The borehole cap of TPC-7, located in the tunnel invert (Figure 2), was protected with an additional strong cover, and read out manually within the first 2.5 weeks after installation.

Then, sensor cables were spliced with armored cables and were laid inside additional protective conduits to two positions at the side walls of the tubbing ring underneath the drainage/sealing layer. Splicing and laying armored cables was carried out in three separate steps: first TPC-5 and TPC-6, then TPC-7, and finally TPC-1 to TPC-4. This procedure was necessary since the drainage/sealing foil was installed in steps (side walls, invert, and crown) and earlier splicing at the tunnel crown was not possible due to the tunnel ventilation tube and conveyor system in the crown.

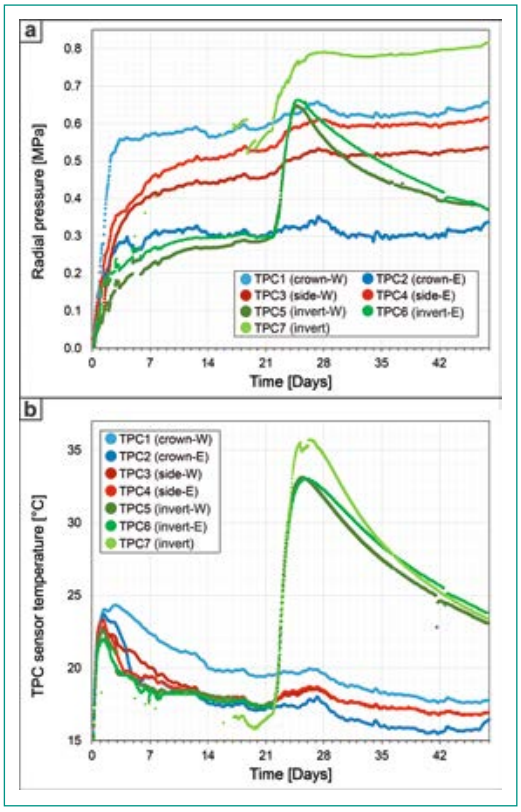


Figure 4: *Preliminary results showing (a) the first 48 days of radial pressure built-up on the tubbing ring, and (b) temperatures measured at the TPC sensors.*

In December 2016, all TPC electrical cables were laid to the side walls and connected to two 4-channel *V-Loggers*. The logging frequency was reduced for all cells to intervals of three hours.

Figure 4a presents preliminary pressure data from the TPCs of the first 48 days after tubbing ring installation. The data has been corrected for sensor temperature (Figure 4b). The curves show a rapid pressure increase within the first 3–4 days and then a gentle increase. Within the first 7 days the installed ring was overrun by the TBM. This can be seen by at least three loading and unloading cycles, especially of the cells located in the invert (TPC-5 and TPC-6). After about three weeks the invert was concreted and precast concrete service tunnel segments were placed. In accordance, TPC5 to TPC7 show strongest pressure increases. Together with the concreting of the tunnel invert the temperatures measured by the invert TPCs rose considerably by up to 20°C and were decreasing thereafter. While pressure of TPC-7 remained high and was slightly rising, pressures at positions 5 and 6 decreased with decreasing temperatures (Figure 4b). Thus, TPC-7 indicates a different behavior.

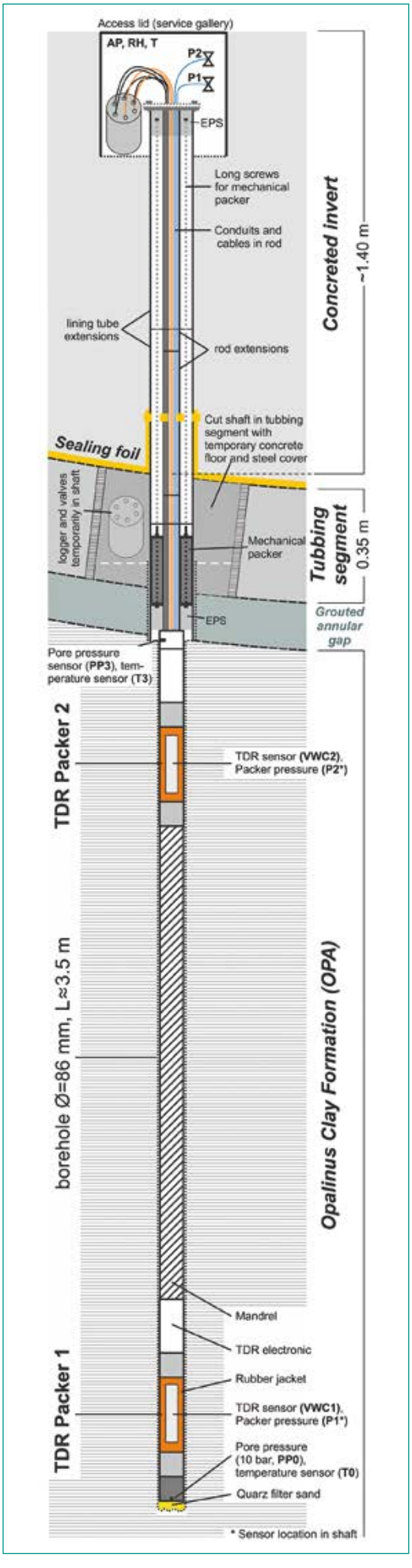


Figure 5:
Cross-section through the invert with sketched situation of the installed double-packer TDR (Time-Domain Reflectometry) borehole probe. Bold abbreviations indicate the types of sensors and corresponding interval numbers (AP=Air Pressure, P=Packer Pressure, PP=Pore Pressure, RH=Relative Humidity, T=Temperature, and VWC=Volumetric Water Content).

Within the first 48 days, measured pressures at the tunnel side walls (TPC-3 and TPC-4) are mostly higher than those at the invert (TPC-5 and TPC-6). Pressures in the crown from TPC-1 and TPC-2 are not alike. TPC-1 shows greatest pressure within the first three weeks, while TPC-2 recorded similar pressures as measured at the invert (TPC-5 and TPC-6). The pressure difference of about 0.3 MPa between TPC-1 and TPC-2 could be partially explained by extensive regrouting operations in the very vicinity of the crown TPCs in ring no. 692, one day after ring no. 693 with the installed TPCs has been placed. The regrouting could have led to a complex pressure distribution. An early impact of the rock mass on the total pressure differences measured with the two crown TPCs, as well as the impact of the loaded conveyer belt suspended below TPC-1, has to be investigated in more detail. However, other factors could also be considered. Pressure from TPC-7, closest to the invert center, started off with similar pressures compared to the adjacent cells TPC-5 and TPC-6, but then increased most rapidly. At the end of the 48-day period the radial total pressures measured at the seven locations range between about 0.34 MPa and 0.82 MPa.

Design and installation of a TDR borehole probe in the tunnel invert

Radial pressure measurements at the interfaces between tubbing stone, grouted annular gap, and Opalinus Clay shale are difficult to interpret without additional sources of information, because the origins of pressures that (will) act on the tubbing segments can be manifold. Besides the weight of the tunnel segments, static and dynamic loads due to construction and later highway traffic, and thermal loads, rock mass consolidation and swelling will contribute to the measured pressures. In order to investigate the potential swelling mechanisms of the OPA under in-situ conditions, a vertical borehole of 3.5 m length was drilled into the invert within the MS. This borehole was equipped with a specially-designed double-packer TDR (Time-Domain Reflectometry) probe from *Solexperts AG* (Figure 5 and Figure 6a). The major goal of this borehole probe is to measure changes of the water content at two positions, i.e. close to the interface between the formation and the annular gap (0.2–0.4 m inside the formation) and at greater depth, 3.1–3.3 m inside the formation. For this purpose we use TDR sensors for identifying changes in the dielectric properties of the surrounding Opalinus Clay (e.g., Cataldo et al., 2011). Long-term changes (increases) in permittivity will likely

Figure 6: *Photographs showing main steps during TDR-probe installation: (a) Preparing the TDR borehole probe for installation (white arrows show the TDR-sensor positions on the inflatable packers), (b) drilling of the 86 mm wide and 3.5 m deep borehole centralized and parallel to the previously installed standpipe, (c) the OPA core was obtained using a triple-core barrel, (d) placing the TDR probe oriented into the open borehole, (e) short pause and discussions on next steps (e.g., pressurizing of packers) after successful positioning, (f) extending of rods and standpipes below the bridge some days later prior to concreting of the invert (red arrow), (g) the logger and hydraulics are now in their final position in a covered shaft in the service gallery.*

indicate changes in the volumetric water content, which can be interpreted as swelling. In case that we can maintain about constant packer pressures over sufficient long time scales and temperature effects on packer pressure are known and can be corrected, swelling might also be seen in net increases of packer pressures. In addition, we monitor pore pressure (PP) close to both ends of the sonde.

Installation works were carried out in multiple steps and under active tunneling conditions. First, a small temporary shaft with steel lining and lid was built in the tubbing stone of the tunnel invert. Then, a floor (<10 cm thick) was concreted in the shaft and a standpipe drilled and grouted. Through this pipe a centralized borehole was drilled into the formation and cored with triple-tube barrel (Figure 6b and 6c; OPA cores were briefly mapped on site, kept in the plastic liner, and within few minutes protected by two layers of vacuumed foil and mechanically protected by core boxes). The borehole was inspected briefly by a borehole camera after drilling. Due to waste water inflow from the annular gap into the borehole, parts of the borehole wall became wet (such as the entire borehole circumference in the upper part of the borehole). Thus, the sonde was lowered oriented into the borehole so that the lower TDR-sensor faced a dry borehole wall (assuming no changes between borehole camera inspection and TDR sonde installation). The water is assumed to originate from the extensive drilling operations for the cross-passage 5a that were carried out at the same time. Nevertheless, good borehole alignment allowed for unproblematic and fast placement of the sonde inside the borehole (Figure 6d and 6e), including inflation of the TDR packers and of an additional mechanical packer located in the shaft (Figure 5). After the complete installation of the borehole probe and GSM-modem equipped data logger, the temporal shaft was closed. Subsequent steps included demounting the logger for extending the standpipe and sonde rods underneath the bridge prior to concreting of the tunnel invert (Figure 6f), checks and adjustments of the packer pressures, and placing the logger and hydraulic valves at their final position inside a permanent shaft with steel lid inside the service gallery (Figure 6g).

National Cooperation

ENSI provides the funding of the investigations in the new Belchen tunnel and cooperates with ETH in the coordination of this research. We greatly appreciate that *ASTRA* allowed us to carry out these investigations.

Assessment 2016 and Perspectives for 2017

In 2016, new monitoring systems and installation procedures have been designed for an ongoing TBM excavation in Opalinus Clay. The sensor installations in the measuring section (MS) at Tm 2315–2317 of the new STB tube have been largely completed. Despite the challenging working environment and schedules (i.e., installations dur-

ing ongoing tunnel construction, undesired waste water inflow into the TDR borehole) installations were carried out successfully. OPA core material and structural, displacement and total pressure data have been collected. A great amount of photogrammetric models of the tunnel face could be obtained from the entire Opalinus Clay section between Tm 2200 and Tm 2720 of the Chambersberg syncline. In sections with strongly sheared (tectonized) OPA large face breakouts occurred, which affected the acquisition of photogrammetric models and the TBM advance rate.

In 2017, the TPC installations will be finalized, i.e., electrical cables will be guided into recesses in the inner concrete lining (i.e, final data logger positions). All data of the first investigation phase will be analyzed in detail (photogrammetric, geodetic, borehole deformation, TPC, TDR) and measurements of the OPA water contents from core specimen will be completed. Rock mass structural properties in the OPA sections will be investigated in the framework of a M.Sc. thesis (C. Soares). These structural data will be compared with TBM excavation parameters. Supplementary investigations of phase 2 of this project, focusing on measurements in cross passage 5a, will be designed and implemented, such as face mapping of the cross passage excavation with laser scans and photogrammetry, and measurements and experiments in new boreholes.

Within the second phase of the STB project, detailed analyses of the TPC data (including temperature effects due to setting of concrete), together with a comparison of the tunnel advance and regrouting operations will be carried out. A comprehensive mineralogical and rock-mechanical laboratory program on existing and newly drilled OPA core material (deformation, swelling and strength properties, mineralogy, microfabric, and porosity), together with tests on the deformation behavior of the tubbing stone and annular gap grout, will complement the investigations and data of the first phase.

Publications

Journal publications and conference contributions are planned for 2017/2018.

Acknowledgements

We thank all involved companies for their work and for discussing technical details with us. *ILF Beratende Ingenieure AG* (R. Kummrow and S. Böheim), *Marti AG* (T. Heid and M. Hugentobler), and *Kellerhals und Haefeli AG* (M. Diem) offered important support. We further acknowledge discussions with *Basler & Hofmann AG* (M. Ramoni, P. Jost and M. Sommer) and Dr. Matthew Perras *(ETH)*. The *ETH Institute of Geodesy and Photogrammetry* (Prof. A. Wieser and E. Friedli) kindly provided a laser scanner.

References

[1] *NAGRA, 2016*: NAB 16-45. ENSI-Nachforderung zum Indikator «Tiefenlage im Hinblick auf bautechnische Machbarkeit» in SGT Etappe 2. Projektkonzepte für die Lagerkammern und Versiegelungsstrecken und deren Bewertung. Wettingen. 197 p.

[2] *Madsen, F.T., Flückiger, A., Hauber, L., Jordan, P., Voegtli, B., 1995*: New investigations on swelling rocks in the Belchen tunnel, Switzerland. 8th ISRM Congress, September 25th–29th, Tokyo (Japan), pp. 263–267.

[3] *Amstad, C., Kovári, K. 3/2001*: Untertagbau in quellfähigem Fels. Institut für Geotechnik, ETH Zürich, Forschungsauftrag 52/94, 5408.01 von Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK) und Bundesamt für Strassen (ASTRA), 226 p.

[4] *Aegerter & Bosshardt, 2006*: Belchentunnel. Schadenplan. Bauwerkskontrollen 1985–2005. Schematische Darstellung festgestellter Schäden. Tabellen und Situation 1:2500. Rohr Basel (Ost) und Rohr Basel (West). Schematic maps, 7398/2+3, January 4th and 5th.

[5] *IG STBelchen, 2015*: Sanierungstunnel Belchen STB, TP 1 Tunnel / Geotechnik. Prognose Vorauserkundung. Längenprofil und Situation. August 17th.

[6] *Wenighofer, R., Chmelina, K., Galler, R., 2016*: Erfassung von Tübbingverformungen bei TVM-Vortrieben. DVW-Schriftenreihe, 85, 59–73.

[7] *Leucker, R., Breidenstein, M., Wirtz, C., 2008*: Stresses measured in the tunnel lining of the new Schlüchtern tunnel: Current status and experience. World Tunnel Congress 2008 – Underground Facilities for Better Environment and Safety, India, pp. 743–751.

[8] *Cataldo, A., De Benedetto, E., Cannazza, G., 2011*: Broadband reflectometry for enhanced diagnostics and monitoring applications. 148 p., Berlin/Heidelberg: Springer.

Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps

Author und Co-author(s)	Anne Claude[1], Naki Akçar[1], Susan Ivy-Ochs[2], Fritz Schlunegger[1], Peter Kubik[2], Marcus Christl[2], Christof Vockenhuber[2], Christian Schlüchter[1]
Institution	[1]Institute of Geological Sciences, Bern University [2]Laboratory of Ion Beam Physics (LIP), ETH Zurich
Address	Baltzerstrasse 1–3, 3012 Bern, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address	+41 31 631 8974, anne.claude@geo.unibe.ch
Duration of the Project	October 2012 – October 2016

ABSTRACT

The overall goal of this project is to quantify the timing of early and middle Pleistocene glaciations and to reconstruct the landscape evolution of the northern Alpine Foreland by applying cosmogenic nuclide dating techniques with ^{10}Be, ^{26}Al and ^{36}Cl. We studied seven sites, which are morphostratigraphically classified as Deckenschotter. These are proximal glaciofluvial sediments that are mapped as laterally discontinuous, isolated plateaus. They are classified into Höhere (HDS) and Tiefere Deckenschotter (TDS), which are separated by a significant phase of incision. In the fourth year of the project, the final results were obtained and all data was compiled. In addition to dating, samples were collected for sedimentological analyses. Sedimentology allowed characterizing the provenance, transport pattern and pathway, and depositional environment of the Deckenschotter deposits. Finally, based on the reconstructed chronology, we estimated the variation of post-depositional bedrock incision rates since the early Pleistocene.

Between 2.1 and 1.5 Ma, sediments from the northern Central Alps as well as from the Miocene Molasse conglomerates were eroded and transported to the foreland by paleoglaciers. Here, glacial meltwater took up the sediments and transported them as bedload in a braided river system to the sites Wilemer Irchel, Stadlerberg and Siglistorf, where they were deposited. Bedrock incision, which separates HDS from TDS are in the order of ≤ 100 m/Ma, suggesting that the landscape prior to this transition was one of low relief.

Between 1.3 and 0.5 Ma, sediments originating in the northern Central as well as central Eastern Alps were eroded and transported to the foreland by the Rhaetian, Linth and Reuss paleoglaciers. In addition also clasts reworked from the Miocene Molasse, which the glaciers traversed, were included in this transport. In the foreland, the sediments continued their transport as bedload in braided rivers of the glacial meltwaters until they were accumulated at Rechberg, Irchel Steig and Hütz, Mandach and Ängi. The transport pathways differ for each study site. At that time, the Rhaetian paleoglacier drained through Lake Constance towards west into the Upper Rhine Valley. The incision separating TDS from the next lower morphostratigraphic level (Hochterrasse) shows values between 100 and 350 m/ma indicating that the landscape looked already similar to today.

Project goals

Understanding the evolution of the Alpine Foreland landscape is of utmost importance to make predictions on the future on-site fluvial and glacial erosion in order to secure the long-term safety of deep geological repositories. This project reconstructs the landscape evolution since the early Pleistocene. For this we focus on the Deckenschotter deposits, which are the oldest Quaternary sediments in the northern Alpine Foreland and are thus a geoarchive of paleoenvironmental changes during the Quaternary.

The main objectives are to: (1) establish chronologies for Höhere (Higher, HDS) and Tiefere (Lower, TDS) Deckenschotter deposits; (2) identify the provenance of the sediments and interpret the transport mechanisms and depositional environments; (3) discuss the evolution of sediment transport pathways in the Alpine Foreland; and (4) quantify long-term bedrock incision rates and their variation through time. We establish the chronologies of these sediments using both depth-profile dating with cosmogenic ^{10}Be and ^{36}Cl and isochron burial dating with cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al. Furthermore, clast petrography, clast fabrics and clast morphometry are studied to identify the source area of the sediments and to reveal the changes of the sediment transport pathways in the Alpine Foreland during the early and middle Pleistocene. Post-depositional incision rates are quantified using the reconstructed chronology as well as the vertical height difference between the bedrock underlying the Deckenschotter site and the bedrock below the modern base level of the Rhine River [1].

The study area is located between Basel and Schaffhausen and includes seven sites, which have been classified as HDS and TDS: Pratteln (Hohle Gasse), Mandach, Ängi, Rechberg, Siglistorf, Stadlerberg and Irchel (Fig. 1). At Irchel, the three sites, Wilemer, Steig and Hütz were studied.

Work carried out and results obtained

In the final year of the project, AMS analysis of the samples from Wilemer Irchel, Ängi and Rechberg were completed and the ages were calculated [3]. Reconstructed chronology of the study sites suggest that between 2.1 and 1.5 Ma, clasts were eroded from the northern Central Alps and brought to the foreland by paleoglaciers. Several flow paths are suggested: one lobe advancing in the direction of Stadlerberg and Siglistorf and the other in the direction of Irchel (Fig. 2A). In the foreland, the clasts continued their transport as bedload in the glacial meltwater draining from the paleoglaciers. In addition, paleoglaciers as well as their meltwater

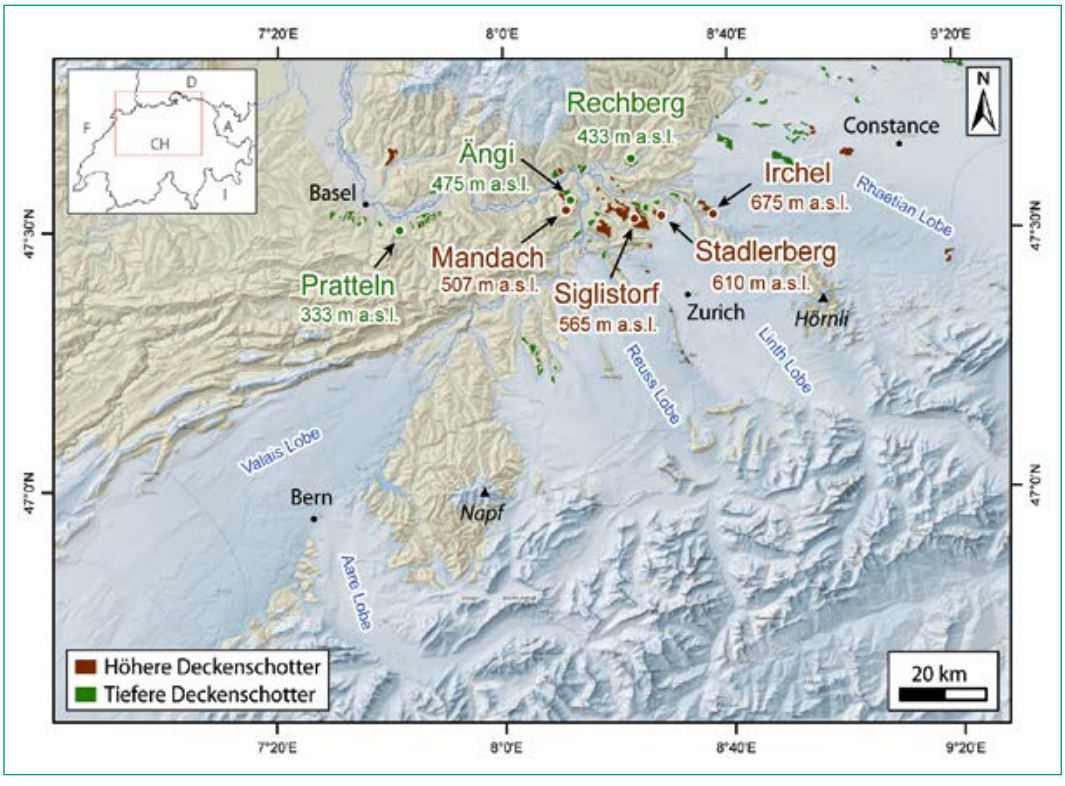


Figure 1: *Extension of the Valais, Aare, Reuss, Linth and Rhaetian glacier lobes during the Last Glacial Maximum (from [2]); location of the study sites Pratteln, Mandach, Ängi, Rechberg, Siglistorf, Stadlerberg and Irchel and distribution of the Deckenschotter in the northern Alpine Foreland (©Federal Office of Topography, swisstopo)*

eroded clasts from the Miocene Molasse conglomerates in the foreland. All the clasts were then transported together in a braided river system and were deposited at the sites Wilemer Irchel, Stadlerberg and Siglistorf in a glacier proximal environment. The landscape at the time separating HDS from TDS deposits was one of low relief with smoother hillslopes (relief < 100 m) than at present as indicated by the rather slow bedrock incision rates of ≤ 100 m/Ma.

At Stadlerberg, sediments, which originate from the central Eastern Alps, such as e.g. ophiolites and dolomites, or reworked from the Hörnli talus fan [4; 5] are absent [6]. The same is true for the site Wilemer Irchel where none of these lithologies were encountered. At that time, sediments originating from the central Eastern Alps may have been transported by meltwater of the Rhaetian paleoglacier predominantly to the northeast and into the Danube River system (Fig. 2A).

Between 1.3 and 0.5 Ma, a second phase of gravel accumulation was interpreted from the resulting ages. This coincides with the timing of the Mid-Pleistocene Revolution (MPR; c. 0.95 Ma [7]), which represents the transition from symmetric 41 ka glacial/interglacial cycles to asymmetric 100 ka cycles. At this time, sediments were eroded from both the northern Central as well as central Eastern Alps and brought to the Alpine Foreland by the Rhaetian, Linth and Reuss paleoglaciers. Meltwater from both the Linth and Rhaetian paleoglaciers drained as a braided river possibly through the Töss Valley and deposited the sediments at the sites Irchel Steig and Hütz (Fig. 2B). In addition, glacial meltwater from the Rhaetian paleoglacier also drained through Lake Constance towards the Upper Rhine Valley leading to accumulation of the gravels at Rechberg (Fig. 2B). Furthermore at this time, the Linth paleoglacier was advancing in the Walensee Valley toward Zurich and together with meltwater from the Reuss paleoglacier it was draining south of the Lägern mountain chain into the Aare River, contributing to the gravels in Mandach and Ängi (Fig. 2B). Additionally, to the material that was directly derived from the Alps, all these deposits contain erosional products that were reworked from the Miocene Molasse bedrock and were transported by the same pathways.

Evidence of these three transport pathways is given by the abundant presence of dolomite at the sites Irchel Steig and Rechberg suggesting that this lithology is either reworked from the Hörnli talus fan (in the case of the former) or was derived by the Rhaetian paleoglacier from the central Eastern Alps, the only dolomite outcrops in the Swiss Alps [4; 5; 8]. In addition, the ophiolites at the sites Irchel Steig and Hütz also suggest transport by the Rhaetian paleoglacier. These findings are supported by heavy mineral analysis, which yielded abundant hornblende, an indicator of the latter [9; 10; 11]. At the sites Ängi and Mandach, key lithologies of the Central Alps (Taveyannaz sandstone and Verrucano) have been found [10; 12].

Accelerated bedrock incision rates with values between 100 and 350 m/Ma for the time interval between TDS and Hochterrasse (High Terrace, HT) accumulation suggest that the landscape at that time looked similar as it does today. These high rates might be the result of the rerouting of the Alpine Rhine towards the west. As a consequence, the Danube River lost its Alpine headwaters in the central Eastern Alps and the drainage divide moved northward and eastward. The discharge as well as sediment flux and erosional capacity increased within the Rhine River [e.g. 13; 14]. Accordingly, we conclude that the principal driver of the accelerated incision rates in the Alpine Foreland was the climatic signal around the MPR along with a reorganization of the Alpine Rhine and that tectonics likely had only a minor influence.

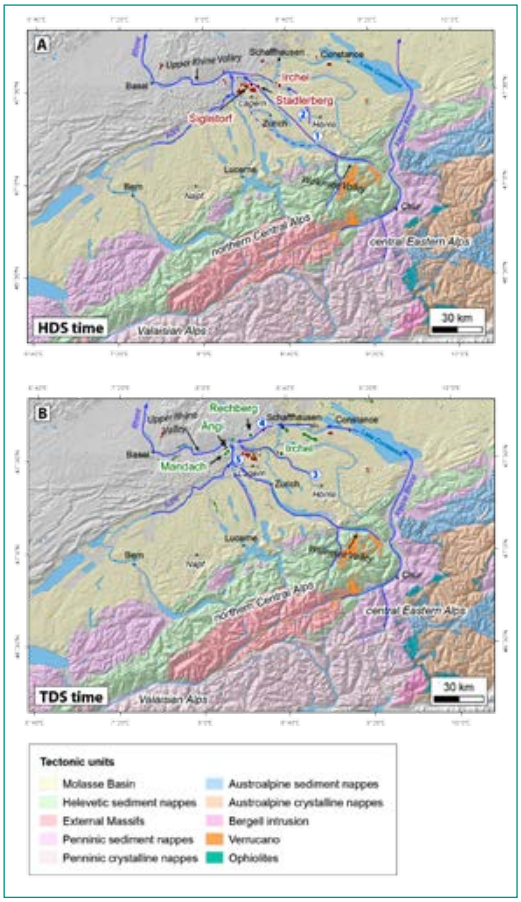


Figure 2:
Evolution of the sediment transport pathways in the northern Alpine Foreland during the Pleistocene.
A: *Transport pathways between 2.1 and 1.5 Ma.*
B: *Transport pathways between 1.3 and 0.5 Ma. This reconstruction is modified from [17; 10; 18; 19; 20], based on own data and interpretations.*

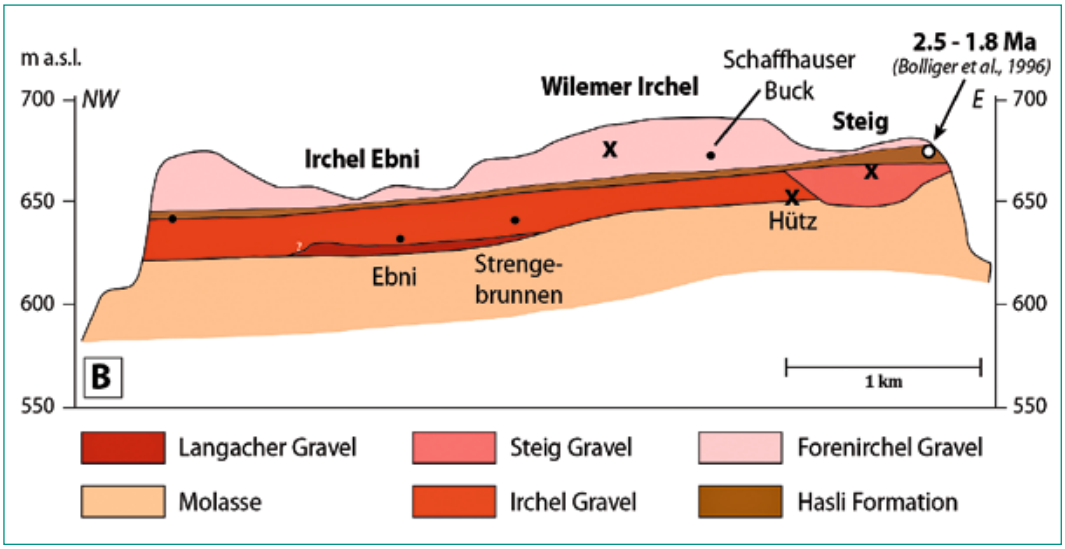


Figure 3: *Longitudinal section across the Irchel (after [10]). The black crosses show the locations of sampling sites for dating as well as the clast petrography. The black dots show sites where only clast petrography was performed.*

Irchel

The internal stratigraphy of the Deckenschotter sequence at Irchel consists of different sub-units. These are, with increasing elevation, Langacher Gravel, Irchel Gravel, Steig Gravel, Hasli Formation and Forenirchel Gravel [11] (Fig. 3). The Hasli Formation is made of overbank sediments that were deposited during a warm time period [10]. In these sediments, a mammalian faunal assemblage that belongs to Mammal Neogene Zone 17 (MN 17: 2.5 – 1.8 Ma) was found [15] (Fig. 3). This is the only available age until this study. We obtained ages about 2 Ma for the site Wilemer Irchel and about 1 Ma for Steig and Hütz sites. Our results indicate that there were two phases of gravel accumulation at Irchel: (1) the Forenirchel Gravel unit, which was deposited approximately around 2 Ma and probably once covered the entire Irchel; (2) the Irchel Gravel and Steig Gravel units around 1 Ma. The sites Irchel Steig and Hütz share the same age but do not belong to the same accumulation package. Their provenance is different as is evidenced by the results from clast petrography (Fig. 4). Two accumulation phases at the same elevation can be explained by a cut-and-fill system where phases of sediment accumulation alternate with subsequent river incision [16]. These terraces record a river accumulation in response to an increased sediment load followed by a subsequent river incision with a reduced sediment load.

Pratteln

In the area between Basel and Rheinfelden, the boundaries between the different terrace levels are not always clear. Here, both HDS and TDS deposits occur between elevations of 360 and 390 m a.s.l. [20]. The sediments in Pratteln (Hohle Gasse) were studied in detail by Du Pasquier [21] and Frei [22]. Du Pasquier, in his compilation of glaciofluvial gravels of northern Switzerland mapped them as Hochterrasse deposits. Frei and Bitterli-Brunner et al. [23] however, mapped these deposits as Tiefere Deckenschotter. Similarly, 3 km upstream from our study site in Pratteln, HT deposits are outcropping at 330 m a.s.l. approximately at the same elevation as TDS sediments. Thus, based on the elevation of 335 m a.s.l. of the study site it is not possible to assign the terrace to either morphostratigraphic unit (TDS or HT). This contradiction suggests that the stratigraphical context needs to be re-evaluated. We hence applied absolute dating by a multi-isotope approach with both ^{10}Be and ^{36}Cl depth profile dating at this site. For both methods, ages of < 500 ka resulted [3]. In addition, these ages agree well with minimum OSL ages of ca. 250 ka for Hochterrasse deposits in Sierentz (France; [24], 25 km NNW of Pratteln as well as Hochterrasse deposits in the Lower Lech Valley [25]. Accordingly, we suggest that this site should chronostratigraphically be classified as Hochterrasse (e.g. Middle Pleistocene) rather than TDS (e.g. Early Pleistocene).

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 Zurich, established in the early 1990's, yielded several research projects, international publications, PhD and MSc. theses. This collaboration

has a long tradition and a wealth of experience in applying cosmogenic nuclides (^{10}Be, ^{26}Al and ^{36}Cl) to determine 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 2016 and outlook

The final academic products of this project are one PhD Thesis, which was defended in September 2016 and three publications in international journals, which are listed in Science Citation Index®. The first manuscript on the results from HDS deposits at Stadlerberg is published in October 2016 [6]. The second one on the chronology of terrace formation in Pratteln was already submitted to the Swiss Journal of Geosciences in June 2016 and is still under review. The third manuscript on the landscape evolution of the Alpine Foreland during the MPR will be submitted to GSA Bulletin beginning of 2017.

At the end of this project we are left with some open questions which need to be considered for similar projects in the future. The morphostratigraphy of the Quaternary terrace sediments in the Alpine Foreland have a reversed stratigraphic relationship such that older deposits occur at higher elevations than younger deposits. Our results showed that this relationship must however not be true for every site. The Deckenschotter deposits at Irchel e.g. occupy the highest elevations between 650 and 675 m a.s.l. but also show young ages of about 1 Ma for the sites Steig and Hütz compared to the range of slightly less than 2 Ma for the site Wilemer Irchel. This implies that the concept of elevation vs. age should be considered carefully and that the landscape evolution model might be more complex than previously thought. The complicated sequence of events revealed at Irchel may be true at other Deckenschotter sites. Therefore, further field mapping and detailed sedimentological analyses in combination with cosmogenic nuclide dating is needed at additional sites at Irchel and other Deckenschotter sites in Northern Switzerland.

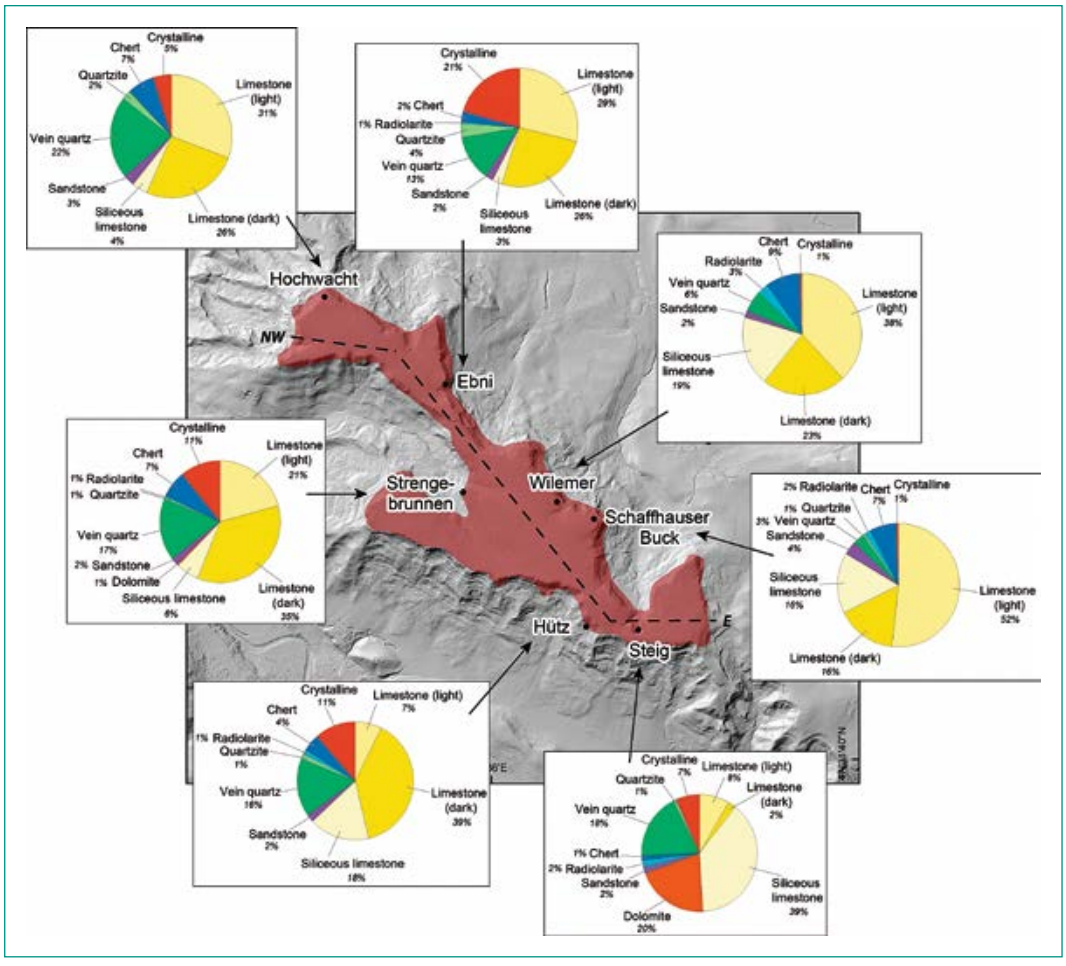


Figure 4:
Petrographic composition results for Irchel's different Deckenschotter deposits (hill shade by Federal Office of Topography, swisstopo).

Publications

- *Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Alfimov, V., Claude, A., Graf, H.R., Dehnert, A., Kubik, P.W., Rahn, M., Kuhlemann, K., Schlüchter, C.:* The first major incision of the Swiss Deckenschotter landscape. Swiss Journal of Geosciences, 107, 337–347, 2014.
- *Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Kubik, P.W., Dehnert, A., Kuhlemann, J., Dehnert, A., Schlüchter, C.:* Timing of early Quaternary gravel accumulation in the Swiss Alpine Foreland. Geomorphology, 276, 71–85, 2017.
- *Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F. Renzel, P., Pümpin, C., Tikhomirov, D., Kubik, P.W., Vockenhuber, C., Dehnert, A., Meinert, R., Schlüchter, C.:* Chronology of terrace formation in Pratteln, Hohle Gasse. Swiss Journal of Geosciences, in review.
- *Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Kubik, P.W., Christl, M., Vockenhuber, C., Dehnert, A., Kuhlemann, J., Rahn, M., Schlüchter, C.:* Changes in landscape evolution patterns during the Mid-Pleistocene Revolution. To be submitted to GSA Bulletin.
- *Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Kubik, P.W., Christl, M., Vockenhuber, C., Rahn, M., Dehnert, A., Schlüchter, C.:* Long-term bedrock incision rates in the northern Swiss Alpine Foreland inferred from reconstructed Deckenschotter chronologies. CH-QUAT Meeting Annual Meeting, poster presentation.
- *Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Kubik, P.W., Christl, M., Vockenhuber, C., Dehnert, A., Kuhlemann, J., Rahn, M., Schlüchter, C.:* Landscape evolution and bedrock incision in the northern Alpine Foreland since the last 2 Ma. EGU General Assembly, EGU2016–944, poster presentation.
- *Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Kubik, P.W., Christl, M., Vockenhuber, C., Dehnert, A., Rahn, M., Schlüchter, C.:* ^{10}Be depth-profile dating of glaciofluvial sediments in the northern Alpine Foreland. EGU General Assembly, EGU2016–6881, poster presentation.
- *Claude, A.:* Landscape evolution of the northern Alpine Foreland: constructing a temporal framework for early to middle Pleistocene glaciations. PhD Defense, University of Bern.
- *Claude, A., Akçar, N., Ivy-Ochs, S., Schlunegger, F., Kubik, P.W., Christl, M., Vockenhuber, C., Dehnert, A., Kuhlemann, J., Rahn, M., Schlüchter, C.:* Landscape evolution of the northern Alpine Foreland: constructing a temporal framework for early to middle Pleistocene glaciations. 14th Swiss Geoscience Meeting, oral presentation.

References

[1] *S. Heuberger & H. Naef:* Regionale GIS-Kompilation und -Analyse der Deckenschotter-Vorkommen im nördlichen Alpenvorland. Technical report, Nagra Arbeitsbericht NAB 12–35, 2014.

[2] *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.

[3] *A. Claude:* Landscape evolution of the northern Alpine Foreland: constructing a temporal framework for early to middle Pleistocene glaciations. Ph.D. thesis, University of Bern, Bern, Switzerland, 152 pages, 2016.

[4] *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.

[5] *U. Gasser, W. Nabholz:* Zur Sedimentologie der Sandfraktion im Pleistozän des schweizerischen Mittellandes. Eclogae Geologicae Helveticae, 62, 467–516, 1969.

[6] *A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter:* Timing of early Quaternary gravel accumulation in the Swiss Alpine Foreland. Geomorphology, 276, 71–85, 2017.

[7] *M.A. Maslin & A.J. Ridgwell:* Mid-Pleistocene revolution and the eccentricity myth. Geological Society, London, Special Publication, 247, 19–34, 2005.

[8] *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.

[9] *H. Conradin:* Pedologische und sedimentpetrographische Untersuchungen im Quartär der Nordschweiz. Ph.D. Thesis, Swiss Federal Institute of Technology Zurich, Zurich, Switzerland, 255 pages, 1991.

[10] *H.R. Graf:* Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz. Ph.D. thesis, Swiss Federal Institute of Technology Zurich, Zurich, Switzerland, 150 pages, 1993.

[11] *H.R. Graf:* Stratigraphie und Morphogenese von frühpleistozänen Ablagerungen zwischen Bodensee und Klettgau. Eiszeitalter und Gegenwart, 58, 12–53, 2009.

[12] *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.

[13] *P. Bishop:* Drainage rearrangement by river capture, beheading and diversion. Progress in Physical Geography, 19, 449–473, 1995.

[14] *B.J. Yanites, T.A. Ehlers, J.K. Becker, M. Schnellmann, S. Heuberger:* High magnitude and rapid incision from river capture: Rhine River, Switzerland. Journal of Geophysical Research: Earth Surface, 118, 1060–1084, 2013.

[15] *T. Bolliger, O. Fejfar, H.R. Graf:* Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich). Eclogae Geologicar Helvetiae, 89, 1043–1048, 1996.

[16] *D.W. Burbank & R.S. Anderson:* Tectonic Geomorphology. Blackwell Science, Malden, Mass, 2001.

[15] *H. Liniger:* Pliozän und Tektonik des Juragebirges. Eclogae Geologicae Helvetiae, 60, 407–483, 1967.

[17] *C. Petit, M. Campy, J. Chaline, J. Bonvalot:* Major palaeohydrographic changes in Alpine foreland during the Pliocene-Pleistocene. Boreas, 25, 131–143, 1966.

[18] *E. Villinger:* Zur Flussgeschichte von Rhein und Donau in Südwestdeutschland. Jahresberichte und Mitteilungen des Oberrheinischen Geologischen Vereins, 80, 361–398, 1998.

[19] *S. Heuberger, M. Büchi, H. Naef:* Drainage system and landscape evolution of northern Switzerland since the Late Miocene. Technical report, Nagra Arbeitsbericht NAB 12–20, 2014.

[20] *S. Kock:* Pleistocene terraces in the Hochrhein area – formation, age constraints and neotectonic implications. Ph.D. thesis, University of Basel, Basel, Switzerland, 90 pages, 2008.

[21] *L. Du Pasquier:* Über die Fluvioglacialen Ablagerungen der Nordschweiz (ausserhalb der inneren Moränenzone). Ph.D. Thesis, University of Zurich, Zurich, Switzerland, 128 pages, 1891.

[22] *R. Frei:* Monographie des Schweizerischen Deckenschotter. Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 37, 1912.

[23] *P. Bitterli-Brunner, H. Fischer, P. Herzog:* Geologischer Atlas der Schweiz, 1:25 000, Blatt 1067 Arlesheim, 1984.

[24] *P. Rentzel, F. Preusser, C. Pümpin, J.-J. Wolf:* Loess and palaeosols on the High Terrace at Sierentz (France), and implications for the chronology of terrace formation in the Upper Rhine Graben. Swiss Journal of Geosciences, 102, 387–401, 2009.

[25] *P. Schielein, G. Schellmann, J. Loumax, F. Preusser, M. Fiebig:* Chronostratigraphy of the Hochterrassen in the lower Lech valley (Northern Alpine Foreland). E&G Quaternary Science Journal, 64, 15–28, 2015.

Quartärstratigrafie Hochrhein

Autor	Hans Rudolf Graf
Beauftragte Institution	Dr. von Moos AG
Adresse	Bachofnerstrasse 5, 8037 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	044 363 31 55, graf@geovm.ch, www.geovm.ch
Dauer des Projekts:	2015–2019

ZUSAMMENFASSUNG

Das Ziel des Forschungsprojektes ist es, solide stratigrafische und landschaftsgeschichtliche Aussagen für den Zeitabschnitt des Quartärs im Raum Hochrhein bis südlichster Oberrhein zu liefern. Diese sollen zu einer Verbesserung der Definition zukünftiger Erosionsszenarien für das Gebiet der zentralen und westlichen Nordschweiz beitragen. Die besondere Herausforderung liegt dabei in den für verschiedene Bereiche dieses Raums bestehenden und sich zum Teil fundamental unterscheidenden genetisch-stratigrafischen Interpretationen des jeweils vorhandenen Sedimentinventars (Bodensee-Rheingletschergebiet/zentrale Nordschweiz/südlicher Oberrheingraben). Das Forschungsprojekt hat zunächst den Fokus auf dem Aufbau einer Datenbasis, welche einen Vergleich und eine Validierung der unterschiedlichen Interpretationen ermöglichen und schliesslich ein gesamtheitliches Bild der Absenkungsgeschichte des nordschweizerischen Entwässerungsnetzes ergeben soll. Im Weiteren soll das Projekt die stratigrafischen Grundlagen für die Erstellung des Blattes Sissach-Rheinfelden des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25 000 liefern, welche in Zusammenarbeit mit dem Bundesamt für Landestopografie swisstopo erfolgt. In der aktuellen Phase des Projektes ging es in erster Linie darum, die Fragestellung anhand von bestehenden Unterlagen zu konkretisieren sowie die für den Erfolg des Projekts wichtige Zusammenarbeit mit dem zuständigen Baden-Württembergischen Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau zu initiieren. In diesem Rahmen erfolgte die Beprobung von 2 Forschungsbohrungen aus dem südlichen Oberrheingebiet. Die bisherigen Feldarbeiten haben sich auf das Gebiet des Blattes Rheinfelden konzentriert, welches eine Schlüsselregion für die Stratigrafie des mittleren und späten Pleistozäns darstellt.

Projektziele

Hinsichtlich der Langzeitsicherheit von geologischen Tiefenlagern ist u.a. der Effekt der «Gesteins-Dekompaktion» im Lagerbereich infolge von Erosion zu beurteilen. Neben der glazialen Tiefenerosion, welche auf bestimmte Bereiche des Alpenvorlandes beschränkt ist, spielt dabei die lineare Erosion entlang von Flusstälern sowie die flächige Denudation eine Rolle. Lineare Erosion findet im lokalen Massstab besonders dann statt, wenn sich neue Durchbruchsrinnen bilden. Im regionalen Massstab erfolgt sie v.a. infolge der relativen Absenkung der regionalen Erosionsbasis und den damit verbundenen Anpassungen u.a. in Fluss-Längsprofilen.

Die Steuerung dieses Absenkungsvorganges wird heute v.a. in relativen vertikalen tektonischen Bewegungen gesehen (z.B. [1]). Wie genau tektonische Bewegungen und Absenkung im Nordschweizerischen Mittelland miteinander zusammenhängen, ist allerdings noch nicht definitiv geklärt. In dieser Hinsicht soll das Forschungsprojekt zu einer Verbesserung des Prozessverständnisses beitragen.

Die wichtigste Grundlage für die Rekonstruktion der früheren Absenkungsvorgänge im nordschweizerischen Entwässerungsnetz ist die Analyse der eiszeitlichen Schotterterrassen. Die möglichst genaue Kenntnis ihrer relativen und – soweit möglich – absoluten Altersstellung ist dafür unabdingbar. Mittels sedimentologischer Aufschlussbearbeitung, Auswertung von Bohrdaten sowie sedimentpetrografischen Untersuchungen soll eine detaillierte stratigrafische Analyse der im Untersuchungsgebiet vorkommenden pleistozänen Ablagerungen ausgeführt und diese mit den entsprechenden Ablagerungen im süddeutschen Rheingletschergebiet, in der zentralen Nordschweiz sowie im südlichen Oberrheingraben in Beziehung gesetzt werden.

Um die oben formulierten Aspekte anzugehen, sollen folgende konkreten Fragestellungen untersucht werden.

- Kann die Gliederung der eiszeitlichen Sedimente im Hochrheingebiet im Wesentlichen mit derjenigen des Nordschweizerischen Alpenvorlandes in Zusammenhang gebracht werden und inwiefern sind Abweichungen bzw. grundsätzlich neue Gesichtspunkte festzustellen.
- Inwieweit lässt sich der Einfluss von Schwarzwaldgletschern feststellen und allenfalls für die stratigrafische Gliederung verwenden.
- Wie wirkt sich die Vereinigung der verschiedenen alpinen Schüttungssysteme im Hochrheintal auf die Geröll- und Schwermineral-Spektren der eiszeitlichen Ablagerungen aus, und welchen Einfluss hat die Zufuhr von Lokalmaterial aus Jura und Schwarzwald.
- Wie kann der sedimentpetrografische «Output» des Hochrheins in das Oberrheingraben-System charakterisiert werden.
- Sind die Sedimente des südlichen Oberrheingrabens petrografisch mit diesem theoretischen «Input» vergleichbar und lassen sich daraus Hinweise für die Korrelation der stratigrafischen Einheiten gewinnen.
- Welche Schlüsse lassen sich aus obigen Aspekten hinsichtlich der tektonischen Steuerung der Absenkung des regionalen Entwässerungsnetzes im Nordschweizerischen Mittelland gewinnen (Prozessverständnis).

Arbeitsprogramm

Die Untersuchungsmethodik orientiert sich weitgehend an derjenigen, welche [2] zugrunde liegt. Damit ist die Vergleichbarkeit mit den Kenntnissen aus dem Gebiet des Nordschweizerischen Mittellandes gewährleistet

Mit Felduntersuchungen (Aufschlüsse) und einer Auswertung von vorhandenen Sondierbohrungen und Publikationen (Literatur und geologische Karten) sollen die detaillierten Auflagerungsverhältnisse sowie die Ausdehnung der einzelnen Pleistozän-Vorkommen abgeklärt werden. Für die Füllung des südlichen Oberrheingrabens kann dabei nicht auf Aufschlüssen basiert werden. Eine Anfrage beim Baden-Württembergischen Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau (LGRB) hat ergeben, dass das Kernmaterial von zwei dort eingelagerten Forschungsbohrungen für die vorgesehenen Untersuchungen zur Verfügung gestellt wird (je ca. 200 m pleistozäne Sedimente).

Die Darstellung der Resultate erfolgt als Felsisohypsenkarte (bzw. Isohypsen der Basis der pleistozänen Rinnen) sowie als thematische Übersichtskarte der eiszeitlichen Einheiten (Massstab voraussichtlich 1:50 000). Die Bearbeitung von Aufschlüssen und Bohrungen dient der sedimentologischen Charakterisierung (inkl. Einregelungsmessungen von Flussgeröllen, wo sinnvoll), der Dokumentation von Leitgesteinen sowie der Entnahme von Proben für sedimentpetrografische Untersuchungen (Geröll- und Schwermineralanalysen). Die sedimentpetrografischen Daten werden

vor dem Hintergrund der im Nordschweizerischen Mittelland unterscheidbaren Schüttungen (Geröll- bzw. Schwermineralfazien) statistisch ausgewertet (Cluster- und Hauptkomponenten-Analysen). Die Aufbereitung der Schwermineralproben inkl. Herstellung der Präparate wird von Mitarbeitern der Universität Freiburg i. Breisgau ausgeführt. Falls Sedimente bzw. Material vorhanden sein sollte, welches sich prinzipiell für eine Altersdatierung eignen könnte (Sandvorkommen/ -schichten, Seeablagerungen – OSL-Datierung; Kalkausfällungen [Krusten, Zemente, Konkretionen] – U/Th-Datierung; organisches Material – ^{14}C-Datierung) erfolgt eine Probenahme in Absprache mit dem Auftraggeber.

Im Weiteren beabsichtigt das Bundesamt für Landestopografie swisstopo (Bereich Landesgeologie) die Erstellung des Blattes Sissach/Rheinfelden des Geologischen Atlas 1:25 000. Das vorgeschlagene Forschungsprojekt soll die Basis für die lithostratigrafische Gliederung und Einstufung der pleistozänen Ablagerungen auf diesem Blattgebiet liefern.

Zeitlicher Ablauf

Jahr	Vorgesehene Tätigkeiten
2016	▮ Beginn Feldbegehungen mit Entnahme von Geröll- und Sandproben im Gebiet zwischen Waldshut und Kaiseraugst ▮ Beginn Beschaffung Bohrdaten ▮ Beginn Geröllzählungen
2017	▮ Abschluss Feldbegehungen mit Entnahme von Geröll- und Sandproben im Gebiet zwischen Waldshut und Kaiseraugst ▮ Weiterführung Geröllzählungen ▮ Schwermineralzählungen ▮ statistische Auswertung der Geröll- und Schwermineralzählungen im Gebiet zwischen Waldshut und Kaiseraugst ▮ geologisch-landschaftsgeschichtliche Synthese für das Gebiet zwischen Waldshut und Kaiseraugst als Basis für das geologische Kartenblatt Sissach/Rheinfelden
2018	▮ Beginn Feldbegehungen mit Entnahme von Geröll- und Sandproben im Gebiet zwischen Kaiseraugst und südl. Oberrheingraben ▮ Geröll- und Schwermineralzählungen
2019	▮ Abschluss Feldbegehungen mit Entnahme von Geröll- und Sandproben im Gebiet zwischen Kaiseraugst und südl. Oberrheingraben ▮ Abschluss Geröll- und Schwermineralzählungen ▮ statistische Auswertung der Geröll- und Schwermineralzählungen im gesamten Untersuchungsgebiet ▮ geologisch-landschaftsgeschichtliche Synthese ▮ Schlussbericht

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Das Schwergewicht der bisherigen Arbeiten lag in Feldaufnahmen im Rahmen der Kartierung von Blatt Rheinfelden für den geologischen Atlas der Schweiz 1:25 000. Dieses umfasst ein wichtiges Referenzgebiet für die lithostratigrafische Gliederung der Ablagerungen von Hoch- und Niederterrasse. So kann hier u.a. die Präsenz der alpinen (Möhlin-Eiszeit gemäss [2]) sowie eines Schwarzwald-Gletschers (Wehra-Gletscher, Beringen-Eiszeit [2]) festgestellt werden. Die vermutliche Maximalausdehnung des Wehragletschers konnte anhand von geomorphologischen Kriterien sowie anhand der Verbreitung von Findlingen gegenüber den bisherigen Kenntnissen präzisiert werden.

Anlässlich einer Reise nach Freiburg i.Br. wurden die zwei oben erwähnten tiefen Quartärbohrungen aus dem südlichen Oberrheingebiet für sedimentpetrografische Untersuchungen beprobt.

Nördlich von Albbruck (D) sind die Ablagerungen der so genannten Mühlbachserie verbreitet, deren Genese und stratigrafische Stellung kontrovers diskutiert werden. Während sie in [3] als praktisch vollständig durchgewitterte Sedimente betrachtet werden, die dem Unterpleistozän angehören sollen, sind sie in [2] als umgelagerte, verwitterte Lockergesteine interpretiert worden, die dem Mittelpleistozän (Beringen-Eiszeit) angehören sollen. In Zusammenarbeit mit dem LGRB konnte eine der in [3] beschriebenen wichtigsten Lokalitäten wieder aufgefunden werden und soll nun genauer untersucht werden (Sedimentologie, Sedimentpetrografie).

Nationale Zusammenarbeit

Wie oben erwähnt, beabsichtigt die swisstopo die Erstellung des Blattes Sissach/Rheinfelden des Geologischen Atlas 1:25 000. Das vorgeschlagene Forschungsprojekt liefert die Basis für die stratigrafische Einstufung der pleistozänen Ablagerungen auf diesem Blattgebiet.

Die swisstopo stellt dafür die topografischen Grundlagen sowie die Bohrungsdaten der ehem. Schweizerischen Geologischen Dokumentationsstelle zur Verfügung und beschafft Bohrungsdaten für die deutschen Gebiete.

Internationale Zusammenarbeit

Das LGRB in Freiburg i.Br. stellt Bohrkerne von zwei Forschungsbohrungen aus dem südlichen Oberrheingraben zu Beprobung und sedimentpetrografischen Untersuchung zur Verfügung. Die Resultate werden dem LGRB zur Verfügung gestellt. Im Weiteren stellt die Zusammenarbeit mit dem LGRB einen wesentlichen Pfeiler für die Diskussion der genetischen und stratigrafischen Zusammenhänge im Raum zwischen Bodensee, zentraler und westlicher Nordschweiz sowie Oberrhein dar.
Die Aufbereitung der Schwermineralproben inkl. Herstellung der Präparate wird von Mitarbeitern der Universität Freiburg i. Breisgau ausgeführt.

Bewertung 2016 und Ausblick 2017

Die Arbeiten des Jahres 2016 standen im Wesentlichen im Zeichen der Informations- und Probenbeschaffung. In diesem Sinn können noch keine massgebenden Erfolge im Hinblick auf die Projektziele verzeichnet werden. Immerhin gelang es, wichtige Kenntnisse zu bestätigen bzw. zu präzisieren (Ausdehnung Wehra-Gletscher, Wiederauffindung der Referenzlokalität der Mühlbachserie). Ebenfalls als Erfolg gewertet werden darf die intensive Zusammenarbeit mit der Baden-Württembergischen Fachstelle LGRB, was von grosser Bedeutung ist, da doch ein beträchtlicher Teil der Felduntersuchungen auf deutschem Boden ausgeführt werden. Die für 2017 vorgesehenen Arbeiten sind der Tabelle im Abschnitt «zeitlicher Ablauf» zu entnehmen.

Referenzen

[1] *Schnellmann, M., Fischer, U., Heuberger, S. & F. Kober:* Erosion und Landschaftsentwicklung Nordschweiz, Zusammenfassung der Grundlagen im Hinblick auf die Beurteilung der Langzeitstabilität eines geologischen Tiefenlagers (SGT Etappe 2), Nagra Arbeitsbericht NAB 14–25, 2014

[2] *H.R. Graf:* Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz, Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz (N.F. 168), Bundesamt für Landestopografie Swisstopo, 2009

[3] *R. Verderber:* Quartärgeologische Untersuchungen im Hochrheingebiet zwischen Schaffhausen und Basel, Diss Univ. Freiburg i.Br., 1992.

Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
IAEA		
Board of Governors		Allgemein
Commission on Safety Standards (CSS)		Allgemein
Radiation Safety Standards Committee (RASSC)		Strahlenschutz
Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)		Transporte
Waste Safety Standards Committee (WASSC)		Entsorgung
Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)	Hauptgremium	Reaktorsicherheit
	Expertenteam für die Erarbeitung des Safety Guide on Human Factor Engineering in Nuclear Power Plants (Fertigstellung geplant 2018)	Reaktorsicherheit
Nuclear Security Guidance Committee (NSGC)		Sicherung
Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPReSC)		Notfallschutz
Nuclear Power and Engineering Section (NPES)	Technical Working Group of Life Management (TWG LM NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Managing Human Resources (TWG-MHR)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Incident Reporting System (IRS)		Allgemein
International Nuclear Event Scale (INES)		Allgemein
Power Reactor Information System (PRIS)		Reaktorsicherheit
International Nuclear Information System (INIS)		Allgemein
Spent Fuel Performance Assessment and Research		Entsorgung
International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)		Reaktorsicherheit
Project DriMa (International Project on Decommissioning Risk Management)		Stilllegung
UNO Working Party 15		Transporte
International Decommissioning Network IDN		Stilllegung
OECD NEA		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Inspection Practices (WGIP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)	Allgemein
	Working Group on Operating Experience (WGOE)	Reaktorsicherheit
	CNRA Ad-Hoc Group – Safety Culture	Allgemein
Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Information System on Occupational Exposure (ISOE)	Strahlenschutz
	Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM)	Strahlenschutz

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Entsorgung
	NEA Regulators' Forum	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) ▮ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB) ▮ Expert Group on Operational Safety (EGOS)	Entsorgung
	NEA Working Party on Dismantling and Decommissioning WPDD ▮ NEA Decommissioning Cost Estimation Group DCEG ▮ NEA Task Group Preparation for Decommissioning (TG PFD)	Stilllegung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) ▮ Best Estimate plus Uncertainty	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) ▮ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures ▮ IAGE Subgroup Seismic Behaviour ▮ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Electrical Systems (WGELEC)	Reaktorsicherheit
International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
Cable Ageing Data and Knowledge Project (CADAK)		Reaktorsicherheit
Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
Cabri Water Loop Project	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
OECD Halden Reactor Project	Halden Board of Management (HBM)	Allgemein
	Halden Programme Group (HPG), Fuels & Materials	Reaktorsicherheit
OECD Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	Management Board	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group	Reaktorsicherheit
OECD Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES); PSI/IRSN-Projekt	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit
OECD Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (BSAF-2) Project	Management Board	Reaktorsicherheit
OECD – NEA Data Bank	Liaison Officer	Allgemein
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS)		Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety (CNS)	Ständige Kontaktgruppe (National Contact Point)	Allgemein
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Nationale Kontaktstelle (National Contact Point)	Entsorgung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (OSPAR)	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
	CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»	Strahlenschutz
	CFS groupe d'experts «transports»	Transport
	CFS groupe d'experts «dépôt en couche géologique profonde»	Entsorgung
Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich		Allgemein
Commissione Italo-Svizzera per la cooperazione in materia di sicurezza nucleare (CIS)		Allgemein
Deep Geological Repositories' Regulators' Group		Entsorgung
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	Allgemein
STUK Reactor Safety Commission		Reaktorsicherheit
STUK Waste Safety Commission		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK, Deutschland)		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK-EL)	Endlagerung radioaktive Abfälle	Endlagerung
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Entsorgungskommission (ESK-ST)	Stilllegung	Stilllegung
Reaktorsicherheitskommission (RSK, Deutschland)	Ausschuss Reaktorbetrieb (RSK-RB) Fachgebiet Reaktorbetrieb	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
Felslabor Mont Terri	Steering Committee	Entsorgung
Felslabor Grimsel	International Steering Committee ISCO	Entsorgung
Bioprota International Forum		Entsorgung
Institut für Kernenergie und Energiesystem (IKE) der Universität Stuttgart	Advisory Board für das Projekt «sCO2-HeRo» (Entwicklung eines diversitären Wärmeabfuhrsystems)	Reaktorsicherheit
Fachverbände		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
Normenorganisationen		
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions tripartites B-F-CH		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2016

Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2015. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2016), S. 48–52.
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 2015. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2016), S. 129–133.
A. Feldmann	A. Feldmann: Kommentar zu Art. 26-29 (S. 643–667) und Art. 64 (S. 875–882) Kernenergiegesetz, in: B. Kratz u.a. (Hrsg.), Kommentar zum Energierecht, Band II (2016).
A. Feldmann	A. Feldmann: Kommentar zu Art. 9-10 (S. 1237–1245) und Art. 22-23 (S. 1317–1321) ENSI-Gesetz, in: B. Kratz u.a. (Hrsg.), Kommentar zum Energierecht, Band II (2016).
A. Gorzel	H. Sonnenburg, W. Wiesenack, J. Karlson, J. Noirot, V. Garat, A. Cabrera-Salcedo, N. Waeckel, J. Zhang, G. Khvostov, A. Gorzel, V. Brankov, F. Nagase, P. Raynaud, M. Bales, T. Taurines, T.Nakajima, A. Alvestav: Report on Fuel Fragmentation, Relocation and Dispersal. NEA/CSNI/R(2016)16, 10. Oktober 2016. Abrufbar unter: https://one.oecd.org/document/NEA/CSNI/R(2016)16/en/pdf
A. Gorzel	C. Cozzo, A. Epiney, S. Canepa, H. Ferroukhi, O. Zerkak, G. Khvostov, V. Brankov, A. Gorzel: Full Core LOCA Analysis for BWR/6 – Methodology and First Results. TopFuel 2016: LWR Fuels with Enhanced Safety and Performance, Boise, Idaho, USA (11.–16.09.2016) 1, 1135 (2016).
J. Hansmann	S. Löw, V. Lützenkirchen, J. Hansmann, O. Masset, P. Guntli: Bergwasserzuflüsse zum Gotthard-Basistunnel und hydromechanisch gekoppelte Deformationen im Gotthard-Massiv, VIII Geologisch-bautechnische Herausforderungen. In: FGU Fachgruppe für Untertagebau (Hrsg.): Tunneling the Gotthard, S. 406–413. ISBN 978-3-033-05485-1.
M. Herfort	E. Carrera, F. Königer, P. Bossart, D. Jaeggi, M. Herfort: FM-D Experiment: Lab testing for BEM III – Desorption Phase and Dielectric Permittivity Analyzes, Technical Note 2015-126, Mont Terri Project, St-Ursanne.
F. Kessler, A. Schefer	F. Kessler, A. Schefer: Kommentar zu Art. 1-5 (S. 375–462) und Art. 83-84 (S. 1035–1055) Kernenergiegesetz, in: B. Kratz u.a. (Hrsg.), Kommentar zum Energierecht, Band II (2016).
F. Koch	F. Koch: Dry Storage Aging Project for Dual Purpose Casks in Switzerland. Proceedings of the 18th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials PATRAM 2016, Kobe (J), 18.–23.09.2016.
M. Oberle, C. v. Arx	M. Oberle, C. v. Arx: JRODOS for nuclear emergencies: Implementation in Switzerland and further developments. Posterbeitrag an der HARMO17-Konferenz, Budapest, Ungarn, 09.–12.05.2016. Bericht für den Tagungsband (Proceedings) abrufbar unter: http://www.harmo.org/Conferences/Proceedings/_Budapest/publishedSections/H17-049.pdf
M. Rahn	P. G. Valla, M. Rahn, D. L. Shuster, P. A. van der Beek: Multi-phase late-Neogene exhumation history of the Aar massif, Swiss central Alps. Terra Nova 28: 383–393, 2016.
B. Roith	C. Dinkel, M. Frisch, D. Billenstein, F. Rieg, B. Roith: Development of a simulation tool for the thermal evaluation of transport and storage casks. Proceedings of the 18th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials PATRAM 2016, Kobe (J), 18.–23.09.2016.
B. Roith, F. Koch, S. Theis	B. Roith, F. Koch, S. Theis, N. Catoja, U. Röder-Roith: Switzerland's regulatory approach to manufacturing and use of dual purpose casks for transport and storage of vitrified high level waste and spent fuel. Proceedings of the 18th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials PATRAM 2016, Kobe (J), 18.–23.09.2016.
C. Ryser	C. Ryser: The regulatory body's perspectives on safety culture. Proceedings of the IAEA International Conference on Human and Organizational Aspects of Assuring Nuclear Safety, 22–26 February 2016, IAEA, Vienna. (Die Proceedings werden zu einem späteren Zeitpunkt veröffentlicht: http://www-pub.iaea.org/iaeameetings/50800/International-Conference-on-Human-and-Organizational-Aspects-of-Assuring-Nuclear-Safety-Exploring-30-Years-of-Safety-Culture).
A. Schefer	A. Schefer: Kommentar zu Art. 1-4 (S. 1145–1187), Art. 21 (S. 1313–1315) und Art. 24-26 (S. 1323–1332) ENSI-Gesetz, in: B. Kratz u.a. (Hrsg.), Kommentar zum Energierecht, Band II (2016).
G. Schwarz, A. Müller-Germanà	G. Schwarz: Effectiveness of the Convention on Nuclear Safety (CNS). Proceedings of the International Conference on Effective Nuclear Regulatory Systems, Wien, 11.–15.04.2016. (IAEA-CN-236). https://gnssn.iaea.org/regnet/international_conferences/2016_Vienna/02-CN-236%20Book%20of%20Abstracts.pdf

Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
C. von Arx	C. v. Arx: Systèmes de gestion d'urgences et de crises en Suisse. Fachtreffen im Rahmen der Commission Franco-Suisse CFS, 22.03.2016.
C. von Arx	C. von Arx: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 21.10.2016.
E. Blust	E. Blust: Neue Schweizer Notfallklassierung, Vortrag vor den Bereitschaftshabenden des Landkreises Waldshut, 15.12.2016.
E. Blust	E. Blust: Einführung der neuen IAEA-kompatiblen Notfallklassierung in der Schweiz, AKN-Herbstsitzung, 27.–28.10.2016
E. Blust	E. Blust: Ausblick auf die Gesamtnotfallübung GNU 2017, AKN-Herbstsitzung, 27.–28.10.2016.
E. Blust	E. Blust: Aufgaben des ENSI im Notfallschutz, Jahresrapport 2016 Komp Zen ABC-KAMIR, 20.10.2016.
E. Blust	E. Blust: Aufgaben des ENSI im Notfallschutz, Zukunftstag, 10.11.2016.
E. Blust	E. Blust: Aufgaben des ENSI im Notfallschutz, Besuch des Landrats Dr. M. Kistler beim ENSI, 07.06.2016.
E. Blust	E. Blust: ENSI Emergency Organization. Visit of the Canadian Nuclear Safety Commission CNSC, 03.06.2016.
E. Blust	E. Blust: ENSI – die Aufsichtsbehörde für Kernanlagen und Aufgaben des ENSI im Notfallschutz. Besuch der Aargauer Konferenz der Religionen AKoRel, 23.03.2016.
T. Brogle	T. Brogle: Einsatzstrategie der KKW-Betreiber hinsichtlich der Notfallräumlichkeiten bei spezifisch unterstellten Randbedingungen. 44. Sitzung Arbeitskreis Notfallschutz des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Dülmen, 27.10.2016.
B. Bucher	B. Bucher: 30 years of AGS in Switzerland – What's next? AMS Workshop, Las Vegas, 11.–15. April 2016
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. W. Kubik, M. Christl, C. Vockenhuber, M. Rahn, A. Dehnert, C. Schlüchter: Long-term bedrock incision rates in the northern Swiss Alpine Foreland inferred from reconstructed Deckenschotter chronologies. CH-QUAT Meeting Annual Meeting, Zürich, 30.01.2016.
A. Dehnert, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. Kubik, M. Christl, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter: 10Be depth-profile dating of glaciofluvial sediments in the northern Alpine Foreland. European Geosciences Union General Assembly 2016, Wien, 17.–22.04.2016. (http://egu2016.eu/home.html)
A. Dehnert, M. Rahn	N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, A. Claude, R. Reber, M. Christl, C. Vockenhuber, F. Schlunegger, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter: Isochron-burial dating of glacially-driven sediments: first results from the Alps. European Geosciences Union General Assembly 2016, Wien, 17.–22.04.2016 (http://egu2016.eu/home.html)
A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. Kubik, M. Christl, C. Vockenhuber, A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter: Landscape evolution and bedrock incision in the northern Alpine Foreland since the last 2 Ma. European Geosciences Union General Assembly 2016, Wien, 17.–22.04.2016. (http://egu2016.eu/home.html)
A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. W. Kubik, M. Christl, C. Vockenhuber, A. Dehnert, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter: Landscape evolution of the northern Alpine Foreland: constructing a temporal framework for early to middle Pleistocene glaciations. 14th Swiss Geoscience Meeting, Genf, 18.–19.11.2016. (https://geoscience-meeting.ch/sgm2016)
J. Dejoz	J. Dejoz: Managing the Safety & Security Interface at competent authorities. 2nd International Regulators Conference on Nuclear Security, Topic 2 Regulatory Challenges. Madrid, 11.–13. May 2016. Weitere Informationen: http://csnsecurityconference.org/
Th. Ernst-Simonnot	Th. Ernst-Simonnot: Technical Post-Operation in Preparation of Nuclear Powerplant Mühleberg (KKM), FANC/BelV – ENSI – Workshop on Decommissioning, Brugg, 07.–08.11.2016.
H. R. Fierz, C. Ryser	H. R. Fierz, C. Ryser: Oversight of Safety Culture. OECD/NEA/CNRA/WGIP, 52th Meeting of the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, France, 24.–27.10.2016.
H. R. Fierz	H. R. Fierz: Significant Inspection Related Events. OECD/NEA/CNRA/WGIP, 52th Meeting of the CNRA Working Group on Inspection Practices (WGIP), Paris, France, 24.–27.10.2016.
A. Gorzel	A. Gorzel: Reactor and Fuel: Current Regulatory Topics. Seminar Nukleare Energieerzeugung, KIT, Karlsruhe, 01.02.2016.
A. Gorzel	A. Gorzel: Brennstabschaden durch Dryout. Deutsch-Schweizerische Kommission-Arbeitsgruppe 1, Freiburg, Deutschland, 26.–27.04.2016.
A. Gorzel	A. Gorzel: Dryout: inspection results and theories. Videokonferenz U.S.NRC – ENSI, 20.09.2016.
A. Gorzel	A. Gorzel: BWR Dryout Event. NEA Working Group on Fuel safety, 17. Plenarsitzung, Paris, 28.–29.09.2016.
A. Gorzel	A. Gorzel: Dryoutbefunde im Kernkraftwerk Leibstadt, Deutsch-Schweizerische Kommission. Hauptsitzung, Brugg, 06.10.2016.
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelles aus Aufsicht und Forschung, 31. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff. Axpo, Baden, 23.11.2016.

Autoren ENSI	Vortrag
A. Gorzel, L. Adam	A. Gorzel, L. Adam: Aktuelle Reaktor- und Brennstoffthemen. 30. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, ENSI, Brugg, 28.04.2016.
A. Gorzel, J. Dus, M. Wolff	A. Gorzel, J. Dus, M. Wolff: Fuel Failure by Dryout. Videokonferenz U.S.NRC – ENSI, 20.06.2016.
A. Gorzel, K. Macků	A. Gorzel, K. Macků: The new Swiss reactor and fuel guideline ENSI-G20. NEA Working Group on Fuel safety, 17. Plenarsitzung, Paris, 28.–29.09.2016.
J. Hansmann	J. Hansmann: Provisorische Sicherheitsanalysen des ENSI in SGT E2. Fachgespräch mit der Arbeitsgruppe Sicherheit der Kantone (AgSiKa), 07.03.2016.
D. Hermann	D. Hermann: Identification of Fire Modeling Issues Based on an Analysis of Real Events from the OECD Fire Database. 13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM13), Seoul, 02.–07.10.2016.
S. Hueber	S. Hueber: Flaw indications in the RPV of Beznau 1 NPP. NEA Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC). Meeting Tokio, 06.04.2016.
S. Hueber	S. Hueber: Umwelt- und Wissenschaftskommunikation. Vorlesung am Institut für Publizistikwissenschaft und Medienforschung IPMZ. Zürich, 21.10.2016.
C. Humbel Haag	C. Humbel Haag, B. Linsenmaier: Das Managementsystem im Kontext der Aufsicht über menschliche und organisatorische Faktoren (HOF). Sicherheitsmanagement in der Kerntechnik – TÜV-Symposium, München, 25.–26.10.2016.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Strahlenschutz-Ausbildung für Fahrzeugführer, Sachverständige für Transport und Gefahrgutbeauftragte (Klasse 7). Ämterkoordinationssitzung für Transport, Schweizerische Rheinhäfen, Basel, 21.01.2016.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Entwicklung des Strahlenschutzes / Strahlenschutz-Gesetzgebung. Anerkannter Ausbildungskurs K314 für Strahlenschutz-Fachkräfte in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 02. und 04.02.2016.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Freimessung von Materialien aus kontrollierten Zonen / Anforderungen beim Umgang mit geschlossenen Strahlenquellen. Anerkannter Ausbildungskurs K314 für Strahlenschutz-Fachkräfte in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 03.03.2016.
S.G. Jahn	S.G. Jahn: Strahlenschutzplanung: Zielsetzung, Aufbau und Beispiele/Anwendung von Rechenprogrammen zur Bestimmung von Dosisleistungen. Anerkannter Ausbildungskurs K314 für Strahlenschutz-Fachkräfte in Kernanlagen, Paul-Scherrer-Institut, Villigen, 04.03.2016.
S. G. Jahn	S.G. Jahn: Limits, Monitoring and Assessment of EYE LENS DOSE AND OTHER SPECIAL TYPES OF DOSES FROM EXTERNAL EXPOSURE, ISOE Regulatory Body Meeting, at FANC/AFCN, Bruxelles, 31.05.2016.
S. G. Jahn	S.G. Jahn: Exercising Radiation Protection Planning as a Relevant Course Content for Training ALARA in NPP, ISOE Symposium, Brüssel, 02.06.2016.
S. G. Jahn	S.G. Jahn: Strahlenschutz in Kernanlagen: Komplexität versus Systematik, Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz, 26.09.2016.
S. G. Jahn	S.G. Jahn: Funktionsweise einer energiesensitiven Gamma-Kamera und Anwendungsbeispiele in Kernkraftwerken, 91. Sitzung des Arbeitskreises Ausbildung (AKA) des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Haus der Technik, Essen, 04.–05.10.2016.
S. G. Jahn	S.G. Jahn: Responsibilities, Competences and Training in Radiation Protection of NPP. ISOE Joint Topical Meeting, OECD, Paris, 31.11.2016. http://www.isoe-network.net/
S. G. Jahn	S.G. Jahn, T. Taylor: Highlights on Occupational Exposure in Switzerland (2016). ISOE Management Board Meeting, OECD, Paris, 01.12.2016. http://www.isoe-network.net/
T. Krietsch	T. Krietsch: Decommissioning of Nuclear Installations in Switzerland: Experiences and New Challenges, Radiation Protection Workshop on Dismantling Strategie and Radiation Protection Challenges. Federal Commission on Radiation Protection, Liebefeld, 08.04.2016.
T. Krietsch	T. Krietsch: Rahmenbedingungen und besondere Herausforderungen bei der Stilllegung von Kernanlagen in der Schweiz. 7. Symposium Stilllegung und Rückbau kerntechnischer Anlagen, TÜV-Nord-Akademie, Hannover, 13.–14.04.2016
T. Krietsch	T. Krietsch: Stilllegung in der Schweiz. 34. Sitzung der AG Entsorgung der Deutsch-Schweizerischen-Kommission, St. Ursanne, 01.06.2016.
T. Krietsch	T. Krietsch: Rückbau von Kernanlagen in der Schweiz – Rahmenbedingungen und besondere Herausforderungen. VDI Fachkonferenz Rückbau kerntechnischer Anlagen, Düsseldorf, 06.–07.07.2016.
T. Krietsch	T. Krietsch: Legal Decommissioning Framework in Switzerland. FANC/BelV – ENSI – Workshop on Decommissioning, Brugg, 07.–08.11.2016.
T. Krietsch	T. Krietsch: Decommissioning of NPP in Switzerland (Part I). FANC/BelV – ENSI – Workshop on Decommissioning, Brugg, 07.–08.11.2016.
R. Mailänder	R. Mailänder: Nutzen von Felslabors für die Aufsicht im Nuklearbereich. Exkursion der Geologischen Gesellschaft in Zürich, Felslabor Mont Terri, St. Ursanne, 30.04.2016.
R. Mailänder	R. Mailänder: The research strategy of the Swiss regulator ENSI. IAEA Workshop on Infrastructure for Research & Development, Abu Dhabi, 14.–16.11.2016.
R. Mailänder	R. Mailänder: ENSI's research activities on external events. IAEA Workshop on Infrastructure for Research & Development, Abu Dhabi, 14.–16.11.2016.

Autoren ENSI	Vortrag
R. Mailänder	R. Mailänder: ENSI's R&D programme on spent fuel and waste management. IAEA Workshop on Infrastructure for Research & Development, Abu Dhabi, 14.–16.11.2016.
F. Meynen	F. Meynen: Can be risks at «human factor» reduced. IAEA International Conference on Human and Organizational Aspects of Assuring Nuclear Safety, Wien, 22.–26.02.2016.
F. Meynen	F. Meynen: M&O Aspekte im Rahmen der meldepflichtigen Vorkommnisse der Stufe INES1 im KKL und KKG. DSK, AG1 «Anlagensicherheit«, Freiburg, 26.–27.04.2016.
J. Minges	J. Minges: Preparation for Decommissioning – Situation + Conditions in Switzerland. 2nd Meeting of the Task Group on Preparing for Decommissioning during Operation and after Final Shutdown, Paris, 26.–27.01.2016.
J. Minges	J. Minges: Decommissioning of NPP in Switzerland (Part II). FANC/BelV – ENSI – Workshop on Decommissioning, Brugg, 07.–08.11.2016.
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: Background to the Country Review Report CRR of the Convention on Nuclear Safety. IAEA CNS Officers' Preparatory Working Group, Wien, 30.06.2016.
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: The Country Review Report of the Convention on Nuclear Safety. IAEA CNS Officers Preparatory Working Group, Wien, 03–04.10.2016.
A. Müller-Germanà, R. Mailänder	A. Müller-Germanà, R. Mailänder: Stratégie de recherche de l'IFSN. Commission Franco-Suisse, Paris, 22.–23.09.2016.
L. Peloli	L. Peloli: Aufsicht über Sicherheitskultur in der Schweiz (ENSI). Fachveranstaltung im Themenbereich Mensch–Technik–Organisation, 1. MTO-Expertengespräch: Sicherheitskultur in der praktischen Aufsicht, Bundesamt für Strahlenschutz (BFS), Berlin 31.05.–02.06.2016.
L. Peloli, F. Meynen	A. Kluge, L. Peloli, F. Meynen: Es bleibt alles anders…– die Wirkung des stufenweisen Atomausstiegs auf die in der Kernenergie tätigen Mitarbeitenden aus M&O-Sicht. VdTÜV-Forum Kerntechnik, Berlin, 14.–15.03.2016.
M. Rahn	Endlagersuche für radioaktive Abfälle – Rolle der Geologie. Vortrag im Fachbereich Geographie und Geologie der Universität Salzburg, 12.04.2016.
M. Rahn	M. Rahn, R. Schmid, A. von der Handt, C. Gautheron, L. Franz, C. de Capitani: Methodical aspects on fission tracks in hydroxyapatite. 15th International Conference on Thermochronology, Maresias, Brasilien, 18.–23.09.2016. (https://thermo2016.rc.unesp.br)
M. Rahn	G. Lu, A. Di Capua, W. Winkler, S. Willett, A. von Quadt, M. G. Fellin, M. Rahn, P. Brack: Discriminating age and type of detrital sources in the Taveyannaz Formation (Northern Alpine early foreland basin). 14th Swiss Geoscience Meeting, Genf, 18.–19.11.2016. (https://geoscience-meeting.ch/sgm2016)
R. Rusch	R. Rusch: Protection en cas d'urgence aux environs des installations nucléaires. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 15.04.2016.
R. Rusch	R. Rusch: Faits marquants en Suisse. Comité Franco-Suisse, réunion du groupe d'experts «crise nucléaire», Brugg, 22–23.03.2016.
R. Rusch	R. Rusch: Implementation of the new European approach for cross border emergency preparedness. HERCA, Working Group on Emergencies, München, 09–10.03.2016.
R. Rusch	R. Rusch: Assessing the implementation of the HERCA-WENRA-Approach. HERCA, Working Group on Emergencies, Helsinki, 14–15.09.2016.
R. Rusch	R. Rusch: Tätigkeitsbericht der DSK-AG 2 Notfallschutz. DSK-Hauptsitzung, Brugg, 06–07.10.2016.
C. Ryser	C. Ryser: Der Nuklearunfall in Fukushima – Wie konnte es dazu kommen? Fachhochschule Nordwestschweiz FHNW, Hochschule für Angewandte Psychologie APS, Studiengang Angewandte Psychologie, Olten, 02.06.2016.
C. Ryser	C. Ryser: The Regulatory Body's Safety Culture – ENSI's Project on Oversight Culture. OECD/NEA/CNRA, 2nd Meeting of the CNRA Safety Culture Ad-Hoc Group, Boulogne-Billancourt, France, 04.–06.10.2016.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie, Kurs 420 PSI Strahlenschutzschule, 14.04. und 13.10.2016.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenkrankheiten, Ausbildung der Militärärzte, Kaserne Moudon, 06.06. und 03.10.2016.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie, Strahlenschutzkurs für Medizinphysiker, PSI Strahlen-schutzschule, 30.06.2016.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Combined Bending and Punching Test X6, X7, X8, IMPACT III. 15th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 07.12.2016.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Combined Bending and Punching Test X9 & X10, IMPACT III. 15th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 07.12.2016.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Vibration Propagation and Damping Test V3, IMPACT III. 7th Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finnland, 08.–09.12.2016.
G. Schwarz	G. Schwarz: What is new in the 7th CNS Review Meeting? CNS Officers' Turnover Meeting, Wien, 01.03.2016.
G. Schwarz	G. Schwarz: Exit Meeting and Press Conference. IRRS Follow-up Mission to Sweden, Stockholm, 25.04.–03.05.2016.

Autoren ENSI	Vortrag
G. Schwarz	G. Schwarz: Réacteurs thermiques de puissance: Evénements significatifs sur le parc Suisse. 27ème Réunion de la Commission Franco-Suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS), Montrouge, 22.–23.09.2016.
G. Schwarz	G. Schwarz: Report on the Work of the Officer's Preparatory Working Group. CNS Officers' Meeting, Wien, 03.10.2016.
G. Schwarz	G. Schwarz: Nachrüstungen bis zur endgültigen Ausserbetriebnahme des KKM. Technischer Workshop zwischen der Schweiz und Österreich, Brugg, 24.11.2016.
T. Szczesiak, U. Bumann	T. Szczesiak, U. Bumann, Y. Mondet, P. Zwicky: Facing the new seismic hazard; guidelines for the deterministic seismic verification of existing NPPs in Switzerland. Conference on Technological Innovations in Nuclear Civil Engineering, TINCE-2016, Paris (France), 05.–09.09.2016.
M. Wieser, R. Mailänder	M. Wieser, R. Mailänder: Switzerland's DGR programme and ENSI's activities. DGR Regulators Group, Workshop in Ottawa, 14.–16.03.2016.
Th. Wintterle, A. Gorzel	Th. Wintterle, A. Gorzel: Das Schweizer Regelwerk im Bereich Reaktor und Störfallanalysen. ENSI-GRS-Treffen, Garching, 18.02.2016.

Anhang D: Richtlinien des ENSI

Fett gedruckte Titel beziehen sich auf Richtlinien, die in Kraft sind.

Die Sicherungsrichtlinien sind nicht aufgeführt. Stand: Dezember 2016.

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-G01	**Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke**	**Januar 2011**
ENSI-G02, Teil 1	**Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke: Sicherheitskonzepte und Auslegungsanforderungen**	**September 2016**
ENSI-G02, Teil 2	Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke: Auslegungsanforderungen an bestimmte Systeme, Strukturen und Komponenten	
ENSI-G03	**Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis**	**April 2009**
ENSI-G04	**Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente**	**Juni 2015 (Revision 2)**
ENSI-G05	**Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung**	**April 2008**
ENSI-G06	Baudokumentation	
ENSI-G07	**Organisation von Kernanlagen**	**Juli 2013**
ENSI-G08	**Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen**	**Juni 2015**
ENSI-G09	**Betriebsdokumentation**	**Juni 2014**
ENSI-G11	**Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage**	**Juni 2013 (Revision 2)**
ENSI-G12	Festlegungen von baulichen und organisatorischen Strahlenschutz-Massnahmen für den überwachten Bereich von Kernanlagen	
ENSI-G13	**Messmittel für ionisierende Strahlung**	**Oktober 2015**
ENSI-G14	**Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen**	**Dezember 2009 (Revision 1)**
ENSI-G15	**Strahlenschutzziele für Kernanlagen**	**November 2010**
ENSI-G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
ENSI-G17	**Stilllegung von Kernanlagen**	**April 2014**
ENSI-G18	Brand- und Blitzschutz für Kernanlagen	
ENSI-G19	Kommunikationsmittel für Kernkraftwerke	
ENSI-G20	**Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb**	**Januar 2015**
ENSI-G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Bauausführung von Bauwerken in Kernanlagen	

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-A01	**Anforderungen an die deterministische Störfallanalyse für Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen der technischen Störfallanalyse**	**Juli 2009**
ENSI-A02	Gesuchsunterlagen für den Bau von Kernkraftwerken	
ENSI-A03	**Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken**	**Oktober 2014**
ENSI-A04	**Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen**	**September 2009 (Revision 1)**
ENSI-A05	**Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität**	**Januar 2009**
ENSI-A06	**Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen**	**November 2015**
ENSI-A07	Methodik und Randbedingungen für die Störfallanalyse von Kernanlagen mit geringem Gefährdungspotenzial	
ENSI-A08	**Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen**	**Februar 2010**
ENSI-A15	Gesuchsunterlagen für Betriebsbewilligungen	

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-B01	**Alterungsüberwachung**	**August 2011**
ENSI-B02	**Periodische Berichterstattung der Kernanlagen**	**Juni 2015 (Revision 5)**
ENSI-B03	**Meldungen der Kernanlagen**	**November 2016 (Revision 4)**
ENSI-B04	**Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen**	**August 2009**
ENSI-B05	**Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle**	**Februar 2007**
ENSI-B06	**Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung**	**Juni 2013 (Revision 2)**
ENSI-B07	**Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen**	**September 2008**
ENSI-B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Zerstörungsfreie Wiederholungsprüfungen	
ENSI-B09	**Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen**	**Juli 2011**
ENSI-B10	**Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal**	**Oktober 2010**
ENSI-B11	**Notfallübungen**	**Januar 2013 (Revision 1)**
ENSI-B12	**Notfallschutz in Kernanlagen**	**Oktober 2015 (Revision 1)**
ENSI-B13	**Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals**	**November 2010**
ENSI-B14	**Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen**	**Dezember 2010**

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
HSK-R-7	Richtlinien für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
HSK-R-8	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-16	Seismische Anlageninstrumentierung	Februar 1980
HSK-R-40	Gefilterte Druckentlastung für den Sicherheitsbehälter von Leichtwasserreaktoren, Anforderungen für die Auslegung	März 1993
HSK-R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
HSK-R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
HSK-R-101	Auslegungskriterien für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken mit Leichtwasser-Reaktoren	Mai 1987
HSK-R-102	Auslegungskritierien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
HSK-R-103	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Herausgeber
Eidgenösisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5200 Brugg
Telefon 0041 (0)56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch

Zusätzlich zu diesem Erfahrungs- und Forschungsbericht…

…informiert das ENSI in weiteren jährlichen Berichten (Aufsichtsbericht, Strahlenschutzbericht) aus seinem Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

ENSI-AN-9961
ISSN 1664-3178
© ENSI, April 2017

ENSI-AN-9961
ISSN 1664-3178

ENSI, CH-5200 Brugg, Industriestrasse 19, Telefon +41 (0)56 460 84 00, www.ensi.ch