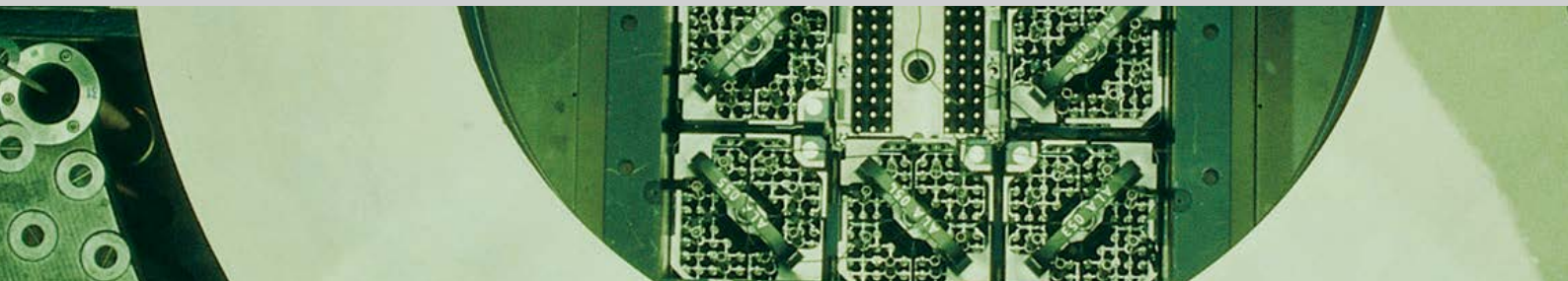




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

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 2018

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2018

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2018

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2018

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	8
Summary	11
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	15
1.1 Brennstoffe und Materialien	16
1.1.1 NEA Halden Reactor Project – Bereich Brennstoffe und Materialien	16
1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	18
1.1.3 NEA CABRI International Project	20
1.1.4 LEAD – Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation	22
1.1.5 PIONIC – Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration	24
1.1.6 NORA III – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors	26
1.1.7 PROBAB – Probabilistische Komponentenintegritäts-Analysen	30
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	33
1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	33
1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	34
1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange	36
1.3 Externe Ereignisse	37
1.3.1 IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	37
1.3.2 NEA IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten	39
1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst	42
1.3.4 CASH Phase 2B – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung	44
1.3.5 EXAR – Grundlagen Extremhochwasser Aare-Rhein	48
1.4 Menschliche Faktoren	50
1.4.1 OECD Halden Reactor Project – Bereich Mensch-Technik-Organisation	50
1.4.2 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations	51
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	54
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	54
1.5.2 Verwendung von BEPU-Analysemethoden für generische PTS-Untersuchungen	56
1.5.3 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells	58
1.5.4 MSWI Cool – Melt-Structure-Water-Interactions: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability	59
1.6 Strahlenschutz	61
1.6.1 Strahlenschutzforschung	61
1.7 Entsorgung	64
1.7.1 Weiterentwicklung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur unabhängigen Beurteilung der thermischen und mechanischen Dimensionierung von liegenden Transport- und Lagerbehältern	64
1.7.2 Experimente im Felslabor Mont Terri	67
1.7.3 Felslabor Mont Terri: HM-B-Experiment	70
1.7.4 Felslabor Mont Terri: FS-Experiment und FS-B-Experiment	72
1.7.5 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment	73
1.7.6 Felslabor Mont Terri: SE-P-Experiment	74
1.7.7 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment	78
1.7.8 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston	79
1.7.9 Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen	81
1.7.10 BenVaSim – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH ² M-Simulatoren	85
1.7.11 DECOVALEX-2019	88
1.7.12 NEA Clay Club	90
1.7.13 Projekte für die Abklärung von Fragen zu geologischen Tiefenlagern im Hinblick auf die Aktualisierung der Richtlinie ENSI-G03	91

1.7.14	Verschlussmassnahmen in Krisensituationen	93
1.7.15	Schutz der Umwelt	95
1.7.16	Isochron-burial dating of Quaternary sediments	95
1.7.17	Quartärstratigraphie Hochrhein	97
2.	Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	101
2.1	Feststellung von Schäden in einem sicherheitsrelevanten Gebäude eines belgischen Kernkraftwerks	102
2.2	Korrosion an nicht zugänglichen, sicherheitsrelevanten Komponenten in einem britischen Kernkraftwerk	103
3.	Internationale Zusammenarbeit	105
3.1	Internationale Übereinkommen	106
3.1.1	Übereinkommen über nukleare Sicherheit	106
3.1.2	Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	107
3.1.3	OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	107
3.1.4	Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM)	107
3.2	Multilaterale Zusammenarbeit	108
3.2.1	Internationale Atomenergieagentur IAEA	108
3.2.2	Kernenergieagentur NEA der OECD	111
3.3	Behördenorganisationen	115
3.3.1	Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	115
3.3.2	European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	116
3.3.3	European Nuclear Security Regulators Association ENSRA	117
3.3.4	Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	117
3.3.5	EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	118
3.4	Bilaterale Zusammenarbeit	118
3.4.1	Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	119
3.4.2	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	119
3.4.3	Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	119
3.4.4	Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS)	119
3.5	Weitere bilaterale Zusammenarbeit	120
4.	Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht	121
4.1	Gesetze	121
4.2	Verordnungen	121
4.2.1	Kernenergieverordnung	121
4.2.2	Strahlenschutzverordnung	121
4.2.3	Kernenergiehaftpflichtverordnung	121
4.3	Richtlinien	122
4.3.1	Richtlinie ENSI-A01: Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen	122
4.3.2	Richtlinie ENSI-A05: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang	122
4.3.3	Richtlinie ENSI-B04: Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht	123
4.3.4	Richtlinie ENSI-B09: Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen	123
5.	Strategie und Ausblick	125
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte		129
Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien		341
Anhang C: Publikationen und Vorträge 2018		345
Anhang D: Richtlinien des ENSI		351

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 Ergeb-

nisse 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 Störfallverhalten, bei den Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt. Beim NEA CABRI International Projekt konnte nach langen Vorbereitungen im April 2018 der erste Test zu Reaktivitätsstörfällen mit dem neuen Wasserkreislauf durchgeführt werden. Dagegen ist das ENSI ab Ende 2018 nicht mehr am NEA Halden Reactor Project beteiligt, weil der Reaktor im Sommer endgültig stillgelegt wurde. Im nunmehr abgeschlossenen Projekt PROBAB führten Forscher des Paul Scherrer Instituts PSI numerische Simulationen durch, welche die Belastung des Reaktordruckbehälters bei Kühlmittelverlust-Störfällen in zuvor nicht erreichtem Detaillierungsgrad zeigen.
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 aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern gesammelt und systematisch ausgewertet werden. Das Projekt NEA ICDE (International Common-Cause-Failure Data Exchange) hat 2018 einen Bericht zu Ausfallursachen von Notstrom-Dieselmotoren veröffentlicht.
3. Erdbeben, Hochwasser und Flugzeugabstürze sind **externe Ereignisse**, mit denen sich vom ENSI unterstützte Forschungsprojekte befassen. Der Schweizerische Erdbebendienst schloss im Sommer 2018 eine weitere Phase der Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen ab. Im Teilprojekt zur Abminderung von Bodenbewegungen, die von den Eigenschaften der Gesteine bestimmt wird, konnte ein physikalisches Modell für die lokale Dämpfung (Abminderungsparameter κ) entwickelt werden.
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 Störfalles negativ beeinflussen, sind wichtige Aspekte im Hinblick auf die Ermittlung des Kernschadensrisikos und die Reduktion der Unsicherheit in probabilistischen Sicherheitsanalysen, aber auch hinsichtlich der Verbesserung von Vorschriften oder Anlagen. 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. Im PSI-Projekt STARS wurden gekoppelte Modellierungen unter anderem dafür benutzt, um lokale Effekte an Brennstab-Oberflächen zu studieren, wie das Verhalten von kühlenden Flüssigkeitsfilmen und die Auswirkungen von Korrosionsablagerungen. Dies hilft dem ENSI insbesondere bei der unabhängigen Beurteilung der Brennstabbefunde (CRUD) im Kernkraftwerk Leibstadt.
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 länderübergreifen-

den Harmonisierung von Methoden im Strahlenschutz bei. Im Berichtsjahr wurde neben der bereits laufenden Doktorarbeit zu Uran in Grund- und Oberflächenwässern eine weitere zum Thema Neutronen-Dosimetrie gestartet.

7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch dieser vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Er ist in den vergangenen Jahren stark gewachsen. So war das ENSI 2018 an insgesamt zwölf Experimenten im Felslabor Mont Terri beteiligt, die sich verschiedenen Aspekten des Wirtsgesteins Opalinuston widmen. Darüber hinaus wurde im Frühling 2018 eine neue Zusammenarbeit mit der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule Aachen gestartet. Ziel ist die Entwicklung eines Materialmodells für den Opalinuston, das dessen hydro-mechanisch gekoppeltes Verhalten beschreibt und für felsmechanische und bautechnische Beurteilungen des ENSI wichtig ist. Das an der deutschen Universität Bayreuth laufende Projekt zur Wärmeentwicklung in Transport- und Lagerbehältern schloss Ende 2018 seine zweite Phase ab. Das zuvor auf stehende Behälter ausgerichtete Simulationsprogramm wurde dabei auch für liegende weiterentwickelt, um die Verhältnisse bei Transporten abdecken zu können.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

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 Vorkommnisse beschrieben. Sie wurden analysiert mit dem Ziel, ihre Relevanz für die Schweizer Kernkraftwerke zu überprüfen und bei Bedarf Massnahmen zur Verbesserung der Sicherheit abzuleiten. Die wichtigsten Ergebnisse für das Jahr 2018 waren:

- Im belgischen Kernkraftwerk Tihange-1 wurde bei Bauarbeiten für einen unterirdischen Verbindungskanal der Untergrund eines Gebäudes mit Hochdruck-Zementinjektionen stabilisiert. Dies führte zu Rissen in der Bodenplatte des Gebäudes und zu unzulässig grossen Verschie-

bungen der darin untergebrachten sicherheitsrelevanten Komponenten. Das Vorkommnis zeigt die Bedeutung eines umfassenden Qualitätssicherungsprogramms für Bauarbeiten und dessen Kontrolle durch die Aufsichtsbehörde. Bei bisherigen Bauprojekten in den Schweizer Kernkraftwerken wurde diese Praxis konsequent umgesetzt.

- Im britischen Kernkraftwerk Dungeness B wurden im September 2018 an mehreren nicht direkt zugänglichen Leitungen sicherheitsrelevanter Systeme unzulässige Korrosionsbefunde festgestellt. Aufgrund dieser Befunde mussten mehr als 300 Meter der Leitungen und zugehörige Halterungen ersetzt werden. Dies unterstreicht die Bedeutung einer konsequenten Alterungsüberwachung derartiger Systeme. Im Jahr 2018 hat das ENSI zu diesen Aspekten gezielte Schwerpunktspektionen in den Schweizer Kernkraftwerken durchgeführt. Sie zeigen, dass zahlreiche Überwachungsmaßnahmen ergriffen wurden, um Schäden und Kleinlecks in nicht zugänglichen Leitungsbereichen frühzeitig zu erkennen.

Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI arbeitet intensiv mit ausländischen Aufsichtsbehörden und internationalen Organisationen zusammen. Die wichtigsten davon sind die internationale Atomenergieorganisation IAEA, die Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, die Western European Nuclear Regulators Association WENRA sowie die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarstaaten. 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 Informations- und Erfahrungsaustausch.

Die European Nuclear Safety Regulator Group ENSREG hat im Zuge der internationalen Überprüfung zum Alterungsmanagement in Kernkraftwerken den Schweizer Länderbericht geprüft. Sie stellte fest, dass die Programme der Schweizer Kernkraftwerke zur Alterungsüberwachung die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme über die gesamte Betriebszeit sicherstellen. Die diesbezüglichen regulatorischen Vorgaben in der Schweiz stehen im Einklang mit den internationalen Anforderungen.

Im Mai und Juni wurde eine Mission der internationalen Atomenergieorganisation IAEA in der Schweiz durchgeführt, der sogenannte Integrated Physical Protection Advisory Service IPPAS. Er ergab, dass das nukleare Sicherheitsregime in der Schweiz gut etabliert ist. Das ENSI erhielt Empfehlungen unter anderem zu regulatorischen Anforderungen im Bereich Information und Telekommunikation und zu den Schnittstellen zwischen nuklearer Sicherung und Safeguards (Massnahmen zur Nichtverbreitung von Kernmaterialien). Positiv wurden das gesetzlich verankerte Prinzip der stetigen Nachrüstung und das Funksystem POLYCOM beurteilt.

Im Mai 2018 fand die sechste Überprüfungs-konferenz der sogenannten Joint Convention statt. Dieses internationale Übereinkommen gibt vor, wie die Vertragsparteien mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen umzugehen haben. Als gutes Vorgehen der Schweiz stuften die internationalen Experten bei der IAEA die Überwachungsgruppe zur Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg ein. Dasselbe gilt für die Fortschritte im Sachplan geologische Tiefenlager, bei welchem zudem die Betroffenen grenzüberschreitend einbezogen werden. Die Weiterführung dieser Aktivitäten wurde zugleich als Herausforderung für die Schweiz angesehen.

Die Schweiz hat 2018 den siebten Bericht zur Implementierung des OSPAR-Abkommens über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks eingereicht. Der Bericht zeigt, dass die Schweizer Kernanlagen ihre flüssigen radioaktiven Abgaben in den letzten Jahren reduziert haben.

Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Im Berichtsjahr traten Änderungen des Kernenergiegesetzes, der Kernenergieverordnung, der Strahlenschutzverordnung und der Kernenergiehaftpflichtverordnung in Kraft. Zudem führte das ENSI die Aktualisierung seiner Richtlinien weiter. Es eröffnete die externe Anhörung für eine Richtlinie und verabschiedete folgende Neuausgaben:

- ENSI-A01: Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen;
- ENSI-A05: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang;

- ENSI-B04: Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht;
- ENSI-B09: Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen.

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 les objectifs les plus importants de la stratégie de recherche de l'IFSN.

Le programme «Recherche dans le domaine de la sécurité nucléaire» est structuré en sept domaines thématiques:

1. Le domaine des **combustibles et matériaux** traite du cœur du réacteur et des barrières en profondeur destinées au confinement des matières radioactives. En ce qui concerne les combustibles, l'accent est mis sur l'augmentation des taux de combustion et des réactions défaillantes, tandis qu'il se porte sur les processus de vieillissement pour les matériaux structurels. Pour le projet international CABRI de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN), il a été possible de réaliser en avril 2018, après une longue préparation, le premier essai de défaillance de réactivité avec le nouveau circuit d'eau. Par contre, l'IFSN a arrêté de participer au projet Halden Reactor de l'AEN à compter de la fin 2018, car le réacteur a été définitivement mis à l'arrêt au cours de l'été. Dans le projet PROBAB maintenant achevé, des chercheurs de l'Institut Paul Scherrer (PSI) ont procédé à des simulations numériques mettant en évidence, avec un degré de détail encore jamais atteint, les contraintes subies par une cuve de pression de réacteur en cas de défaillance de fuite de liquide de refroidissement.
2. Les projets de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE sur les **événements internes** et les **dommages** promeuvent l'échange international d'expériences sur les défaillances et les dommages subis par des composants, qui peuvent causer d'autres défaillances ou en influencer défavorablement le déroulement. Pour ce faire, des banques de données spécifiques sont mises en place. Elles permettent de collecter et d'analyser les expériences d'exploitation dans de nombreux pays. Le projet ICDE (International Common-Cause-Failure Data Exchange) de l'AEN a publié en 2018 un rapport sur les causes de défaillances de groupes générateurs diesel de secours.
3. Les séismes, les crues ou les chutes d'aéronefs constituent des **événements externes** traités par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. Le Service sismologique suisse a achevé en été 2018 une phase supplémentaire de la recherche sismique sur les installations nucléaires suisses. Dans le sous-projet d'atténuation des mouvements du sol, définie par les caractéristiques des roches, il a pu être mis au point un modèle physique d'amortissement local (paramètre d'atténuation κ).
4. Dans le domaine des **facteurs humains**, il s'agit avant tout d'étudier l'influence des actions menées par les opérateurs sur les défaillances pouvant se produire dans une centrale nucléaire. La prise en compte et l'évaluation d'erreurs de manipulation pouvant influencer négativement l'évolution d'une défaillance constituent des aspects essentiels en matière de détermination du risque de dommage subi par le cœur du réacteur et de réduction de l'incertitude dans les analyses probabilistes de sécurité. Mais cela est aussi le cas en matière d'amélioration de prescriptions et d'installations. Par ailleurs, 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 défaillances** dans les centrales nucléaires sont analysés, de l'exploitation en conditions normales jusqu'aux accidents de fu-

sion du cœur du réacteur. Pour cela, des modèles informatiques sont élaborés et validés par des expériences. Ils forment aussi une base pour la détermination quantitative des risques des installations dans les analyses de sécurité probabilistes. Le projet STARS du Paul Scherrer Institut PSI a fait appel entre autres à des modélisations couplées pour étudier des effets locaux sur les gaines de crayons combustibles, tels que le comportement des films de fluide de refroidissement et les effets et conséquences des dépôts de produits de corrosion. Cela aide l'IFSN, notamment dans le cadre de l'expertise indépendante des constats faits sur les crayons combustibles (CRUD) à la centrale nucléaire de Leibstadt.

6. Les travaux de recherche appliquée du PSI dans le domaine de la **radioprotection** s'étendent des techniques de mesure du rayonnement ionisant, jusqu'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. Au cours de l'année sous revue, outre le travail de doctorat déjà en cours sur la présence d'uranium dans les eaux de surface et les nappes phréatiques, une nouvelle thèse a pour sujet le thème de la dosimétrie neutronique.
7. Le domaine de recherche 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. Ce domaine s'est fortement développé au cours des années précédentes. C'est ainsi que l'IFSN a participé en 2018 à douze expériences au total au laboratoire souterrain de Mont Terri, toutes consacrées aux différents aspects de la roche hôte, l'argile à Opalinus. De plus, une nouvelle coopération avec la Haute école technique de Rhénanie-Westphalie d'Aix-la-Chapelle a été lancée au printemps 2018. Son objectif consiste en la mise au point d'un modèle de matériau pour l'argile à Opalinus, décrivant son comportement hydromécanique couplé et présentant une grande importance pour les évaluations de mécanique des sols et de pertinence des solutions de génie civil réalisées par l'IFSN. Le projet lancé par l'Université de Bayreuth sur le dégagement de chaleur dans les conteneurs de transport et de stockage a achevé sa deuxième

phase à la fin 2018. Le programme de simulation tout d'abord orienté sur les conteneurs verticaux a été complété par l'étude du cas des conteneurs horizontaux afin de couvrir les conditions survenant lors du transport.

Evènements instructifs survenus dans des installations à l'étranger

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

- A la centrale nucléaire belge Tihange-1, les travaux de réalisation d'une canalisation de liaison souterraine ont nécessité la stabilisation des fondations d'un bâtiment par l'injection de ciment sous haute pression. Ces travaux ont provoqué des fissures dans la dalle de sol du bâtiment et entraîné des déplacements importants non autorisés de composants critiques pour la sécurité qui y sont installés. Cet évènement met en évidence l'importance d'un programme d'assurance de qualité complet pour les travaux de construction et leur contrôle par l'autorité de tutelle. Cette pratique a été appliquée de manière pertinente pour les travaux de construction réalisés jusqu'à présent dans les centrales nucléaires suisses.
- A la centrale nucléaire britannique Dungeness B, des attaques de corrosion non autorisées ont été constatées en septembre 2018 sur des conduites non directement accessibles de systèmes critiques pour la sécurité. Ces découvertes ont nécessité le remplacement de plus de 300m de conduites et de leurs supports. Ceci souligne l'importance d'une surveillance attentive du vieillissement de tels systèmes. En rapport avec ces aspects, l'IFSN a procédé en 2018 à des inspections ciblées dans les centrales nucléaires suisses. Les résultats montrent que de

nombreuses mesures de surveillance ont été prises pour détecter de manière précoce les dommages et petites fuites affectant les conduites dans des zones inaccessibles.

Collaboration internationale

L'IFSN coopère de manière intensive avec des autorités de surveillance étrangères et des organisations internationales. Parmi les plus importantes, citons l'Agence internationale pour l'énergie atomique AIEA, l'Agence pour l'énergie nucléaire AEN de l'Organisation pour la coopération et le développement économique OCDE, la Western European Nuclear Regulators Association WENRA ainsi que les commissions bilatérales créées avec les États voisins. Les objectifs les plus importants poursuivis par l'IFSN sont l'amélioration constante de la sécurité et de la sûreté nucléaire, ainsi que le renforcement de la surveillance de l'activité nucléaire en Suisse grâce à la participation active à l'échange d'informations et d'expériences au niveau international.

L'European Nuclear Safety Regulator Group ENSREG a procédé à l'examen du rapport national suisse dans la foulée du contrôle international de la gestion du vieillissement des centrales nucléaires. Ce faisant, il constatait que les programmes des centrales nucléaires suisses en matière de surveillance du vieillissement garantissaient la disponibilité des systèmes de sécurité sur l'ensemble de la période d'exploitation. Les prescriptions réglementaires correspondantes en vigueur en Suisse satisfont en tous points aux exigences internationales. L'Agence internationale pour l'énergie atomique AIEA a effectué en mai et en juin une mission en Suisse, par le biais de l'Integrated Physical Protection Advisory Service IPPAS. Il a été constaté que le régime de sûreté nucléaire était bien établi en Suisse. L'IFSN a reçu des recommandations relatives entre autres aux exigences réglementaires des domaines de l'information et des télécommunications et aux interfaces entre la sûreté nucléaire et les «safeguards» (mesures pour la non-prolifération de substances radioactives). Le principe, ancré dans la loi, du rééquipement constant des installations, ainsi que le système télécommunication radio POLYCOM ont été jugés positifs.

En mai 2018 a eu lieu la sixième conférence de révision de ladite Joint Convention. Cet accord international prescrit la manière dont les parties contractantes doivent gérer les assemblages combustibles usés et les déchets radioactifs. Les experts

internationaux auprès de l'AIEA ont particulièrement apprécié comme bonne approche de la Suisse la mise sur pied du groupe de surveillance de la désaffectation de la centrale nucléaire de Mühleberg. Il en va de même pour les progrès constatés dans le plan sectoriel «dépôt en couches géologiques profondes». Les parties concernées situées de l'autre côté de la frontière ont été impliquées. La poursuite de ces activités a été considérée en parallèle comme un défi pour la Suisse.

La Suisse a transmis en 2018 le septième rapport sur la mise en œuvre de la Convention OSPAR sur la protection de l'environnement marin du nord-est de l'Atlantique. Le rapport démontre que les installations nucléaires suisses ont réduit leurs rejets d'effluents liquides radioactifs au cours de ces dernières années.

Modification des fondements juridiques de la surveillance nucléaire

Au cours de l'année sous revue, des modifications à la loi sur l'énergie nucléaire, à l'ordonnance sur l'énergie nucléaire, à l'ordonnance sur la radioprotection et à l'ordonnance sur la responsabilité civile en matière nucléaire ont été apportées. De plus, l'IFSN a procédé à l'actualisation de ses propres directives. Elle a mis en consultation externe une directive et a publié les nouvelles versions suivantes:

- ENSI-A01: Analyse technique de la sécurité de centrales nucléaires existantes: étendue, méthode et contraintes;
- ENSI-A05: Etudes probabilistes de sécurité (EPS): qualité et domaine;
- ENSI-B04: Mesurage de libération de matériaux et de secteurs de zones contrôlées;
- ENSI-B09: Détermination et enregistrement de la dose des personnes exposées aux rayonnements.

Research into regulatory safety

Projects in the 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 substances. Research into nuclear fuels is particularly concerned with high burn-up rates and accident behaviour, while research into structural materials focuses on ageing processes. As part of the NEA CABRI International Project, it was possible to conduct the first test relating to reactivity-initiated accidents with the new water loop in April 2018 following lengthy preparations. On the other hand, ENSI ceased to be involved in the NEA Halden Reactor Project at the end of 2018, as the reactor was finally shut down in summer. In the now-complete PROBAB project, researchers from the Paul Scherrer Institute (PSI) performed numerical simulations showing the load on the reactor pressure vessel during loss of coolant accidents in unprecedented detail.
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 adversely affect their course. For this purpose, subject-specific databases are created that facilitate the collation and systematic analysis of operating experience from many countries. In 2018, the NEA's International Common-Cause Failure Data Exchange (ICDE) project published a report on the causes of emergency diesel generator failures.
3. ENSI supports research projects addressing **external events** such as earthquakes, flooding and aircraft crashes. In summer 2018, the Swiss Seismological Service (SED) completed a further phase of earthquake research relating to Swiss nuclear facilities. A sub-project on ground motion attenuation, which is determined by the properties of the rocks, succeeded in developing a physical model for local attenuation (attenuation parameter κ).
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 determining the core damage risk and reducing uncertainty in probabilistic safety analyses, and with a view to improving regulations or plants. 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. In the PSI's STARS project, coupled modelling has been used to study, among other things, local effects on fuel rod surfaces, such as the behaviour of liquid coolant films and the impact of corrosion deposits. This is particularly helpful for ENSI in relation to its independent assessment of fuel rod findings (CRUD) at Leibstadt Nuclear Power Plant.
6. The PSI's applications-based research activities in the field of **radiological protection** range

from radiation measurement techniques, through aerial radiometrics, to developing new radionuclide analysis methods. In addition, involvement in the development of international standards contributes to cross-border harmonisation of radiological protection methods. In the year under review, a doctoral thesis on the topic of neutron dosimetry was initiated in addition to the ongoing thesis regarding uranium in ground and surface water.

7. The research field of **waste management** covers not only deep geological disposal, but also preceding processes such as transport and interim storage of radioactive waste. It has grown significantly in recent years. In 2018, ENSI was involved in a total of 12 experiments at the Mont Terri Rock Laboratory, each of which examines various aspects of the host rock Opalinus clay. Furthermore, in spring 2018, a new collaboration was launched with RWTH Aachen University. The aim is to develop a constitutive law for Opalinus clay that describes its hydro-mechanical coupled behaviour; this model will play a key role in ENSI's rock-mechanical and structural engineering assessments. At the University of Bayreuth in Germany, the second phase of an ongoing project on heat development in transport and storage casks was completed at the end of 2018. As part of this, the simulation programme that was previously geared towards upright casks was expanded to include reclining casks so that it can cover the conditions during transport.

Instructive events from 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 present report provides information on a selection of particularly instructive events in facilities outside Switzerland. These have been analysed in order to determine their relevance for Swiss nuclear power plants, and if necessary the findings are used to improve safety. The most important results for the year 2018 are as follows:

- At the Belgian nuclear power plant Tihange 1, the foundations of a building were stabilised using high-pressure cement injections during construction work on an underground connection gallery. This led to cracks in the floor of the building and to inadmissibly large displacements of the safety-related components housed within it. The event highlights the importance of a comprehensive quality assurance programme for construction work and its monitoring by the regulatory body. This practice has been implemented consistently in previous construction projects at Swiss nuclear power plants.
- In September 2018, inadmissible signs of corrosion were identified on several pipes, which were not directly accessible, in safety-relevant systems at the British nuclear power plant Dungeness B. Based on these findings, it was necessary to replace over 300 metres of pipework and corresponding supports. This underlines the importance of consistent ageing management for systems of this kind. In 2018, ENSI conducted targeted inspections at the Swiss nuclear power plants with a focus on precisely these aspects. The inspections found that numerous monitoring measures had been adopted in order to identify damage and small leaks in inaccessible sections of pipework at an early stage.

International cooperation

ENSI works intensively with international organisations and regulatory bodies, chief among them being the International Atomic Energy Agency (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 neighbouring countries. 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 exchanges of information and experience.

The European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) examined the Swiss national report as part of the international review of ageing management in nuclear power plants. It found that the ageing management programmes in place at Swiss nuclear power plants ensure the availability of safety systems throughout the operating lifetime.

The associated regulatory standards in Switzerland are in line with the international requirements.

In May and June, a mission was conducted in Switzerland by the IAEA's Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS). It found that Switzerland's nuclear security regime is well established. Among other things, ENSI received recommendations on regulatory requirements in the area of information and telecommunications and on the interfaces between nuclear security and safeguards (measures aimed at the non-proliferation of nuclear materials). A positive view was also expressed of the legally enshrined principle of continuous upgrading and the POLYCOM radio system.

The 6th Review Meeting of the so-called Joint Convention was held in May 2018. This international convention governs how the contracting parties must handle spent fuel assemblies and radioactive waste. The international experts at the IAEA rated the monitoring group for the decommissioning of Mühleberg Nuclear Power Plant as a good performance on the part of Switzerland. Similar is true of the progress made in the Sectoral Plan for Deep Geological Repositories (SGT), which also incorporates affected parties on a cross-border basis. At the same time, the continuation of these activities was seen as a challenge for Switzerland.

In 2018, Switzerland submitted the seventh report on the implementation of the OSPAR Convention for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic. The report shows that Swiss nuclear facilities have reduced their liquid radioactive releases in recent years.

Changes in the underlying legal principles of surveillance

The year under review saw the entry into force of changes to the Swiss Nuclear Energy Act (NEA), Nuclear Energy Ordinance (NEO), Radiological Protection Ordinance (RPO) and Nuclear Energy Public Liability Ordinance (NELO). In addition, ENSI continued work on updating its guidelines. One guideline was put out for external consultation, and the following new editions were adopted:

- ENSI-A01: Technical Safety Analysis for Existing Nuclear Facilities: Scope, Methodology and Boundary Conditions;
- ENSI-A05: Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope;

- ENSI-B04: Exemption of Materials and Controlled and Surveyed Areas from Supervision and the Mandatory Licensing Requirement;
- ENSI-B09: Determination and Recording of Doses for Persons Exposed to Radiation.

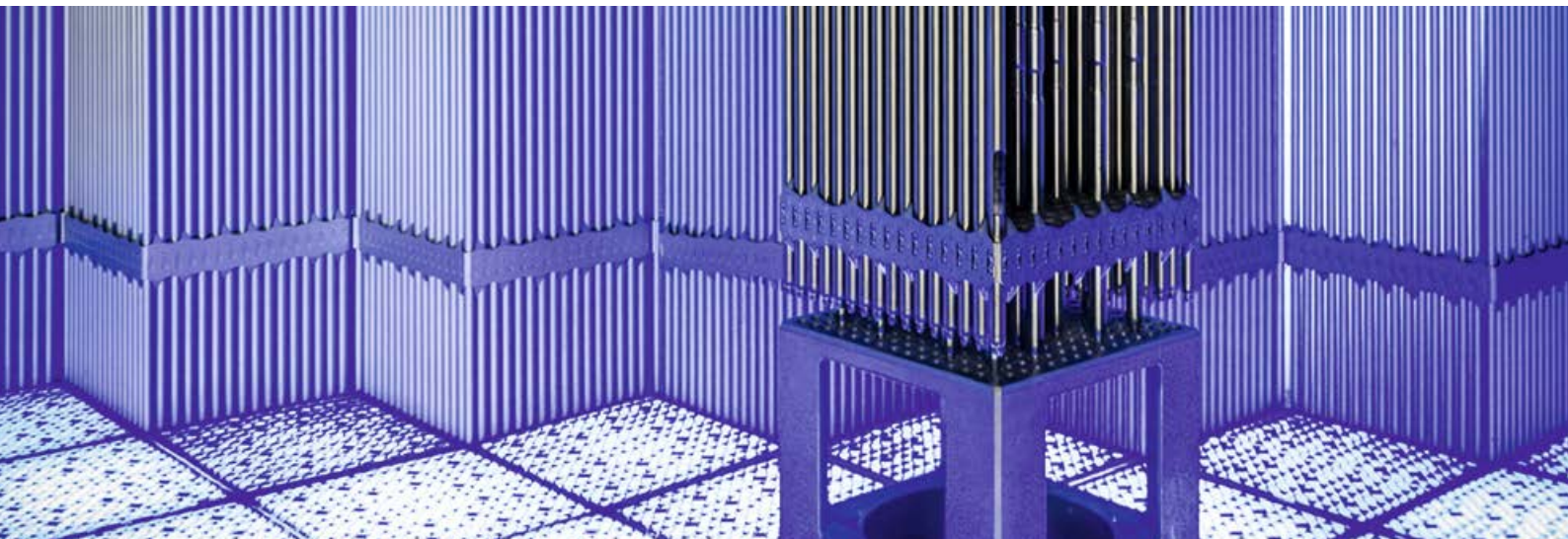


1. Regulatorische Sicherheitsforschung

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

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

Mit der Projektbegleitung durch die Experten der Fachsektionen fliessen die gewonnenen Erfahrungen in die Aufsichtstätigkeit ein und dienen damit direkt der nuklearen Sicherheit. Im vorliegenden Kapitel fassen die ENSI-Projektbegleiter die Forschungsergebnisse des Berichtsjahres für die interessierte Öffentlichkeit zusammen. Vor allem bei den umfangreicheren Projekten liegen zudem ausführlichere Berichte der Forscher in Anhang A vor, 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 NEA 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 (Abbildung 1), eine Werkstatt zur Herstellung instrumentierter Brennstoff-Versuchsanordnungen, ein Labor zur Interaktion von Mensch und Maschine (Man-Machine Laboratory) sowie zwei Simulationszentren (Virtual Reality Centre, FutureLab) zur Verfügung stehen. Forschungseinrichtungen in den Mitgliedsländern (z.B. 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. Andere Daten werden bei Nachbestrahlungs-Untersuchungen im Hotlabor in Kjeller bei Oslo gewonnen. Bei den Strukturmaterialien geht es vor allem um Alterungsphänomene im Hinblick auf den Langzeitbetrieb.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Halden-Reaktor wurde am 23. Februar 2018 planmässig für Wartungsarbeiten abgeschaltet. Bei Inspektionsarbeiten wurde ein klassiertes Sicherheitsventil als undicht identifiziert. Radioaktive Freisetzungen in die Umgebung waren damit nicht verbunden. Die technischen Überprüfungen ergaben, dass mit einem Wiederanfahren erst Mitte 2019 zu rechnen sei. Strategische wirtschaftliche Überlegungen des Betreibers führten dann am 27. Juni 2018 zum Entschluss, den Reaktor nicht wieder in Betrieb zu nehmen, sondern stillzulegen. Das vorgesehene Programm konnte deshalb in der Berichtsperiode nur sehr reduziert durchgeführt werden. Es folgen einige Beispiele:

Hochabgebrannter, chromdotierter Brennstoff wurde weiter bestrahlt, um die thermischen Eigenschaften, die Spaltgasfreisetzung und die Wechselwirkung zwischen Brennstofftablette und Hüllrohr zu untersuchen. In einem anderen Experiment wurde die Bestrahlung von Brennstoff mit Gadoliniumoxid (Gd_2O_3) fortgesetzt. Die Resultate zeigten eine um 0,16 bis 0,36 % (bezogen auf das Volumen) reduzierte Nachverdichtungsrate des Gd-Brennstoffs. Weitere Erläuterungen zu diesen Versuchen finden sich im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017.

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 Oktober 2017 durchgeführte Test IFA-650.16 untersuchte die Auswirkungen von Abstandhaltern auf den Störfallverlauf. Abstandhalter, wie sie in Brennelementen eingesetzt werden, fixieren das Hüllrohr und können so den axialen Gasfluss im Brennstab behindern. Die Druckabfallrate nach dem Platzen des Hüllrohrs lag – bezogen auf die bisherigen Tests – im mittleren Bereich. Die Nachbestrahlungs-Untersuchungen des Brennstoffs im Berichtszeitraum ergaben, dass es zu Fragmentierungen des Brennstoffs gekommen ist, die Umverteilung von Brennstoff war geringer als in vorherigen Versu-



Abbildung 1: Blick in die Halle des Halden-Reaktors. Der Siedewasserreaktor mit einer maximalen thermischen Leistung von 20 Megawatt befindet sich in einer Felskaverne. Quelle: HRP.

chen, ein Austritt des Brennstoffs fand nur in kleinem Rahmen statt.

Weitere Experimente zum Verformungsverhalten und den Korrosionseigenschaften von Hüllrohren sowie mit sogenanntem unfalltolerantem Brennstoff wurden fortgesetzt, konnten aber aus den oben genannten Gründen nicht die anvisierten Abbrände erreichen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Charakterisierung von Kernbrennstoffen und Materialien unter Bedingungen im Reaktor war eine Kernkompetenz des HRP. Es verfügte über eine weltweit einzigartige Erfahrung bei der Auslegung und Instrumentierung von Experimenten. Durch die Stilllegung des Forschungsreaktors hat das Projekt allerdings sein Herausstellungsmerkmal verloren.

Ausblick

Ohne laufenden Testreaktor können im Bereich Brennstoff und Materialien nicht mehr die Erkenntnisse gewonnen werden, durch die das Projekt seine Bedeutung erlangte. Die Experimente im Reaktor waren der wichtigste Grund für die Beteiligung des ENSI am Halden Reactor Project. Das ENSI hat sich deshalb – neben anderen Teilnehmern – entschlossen, das Projekt Ende 2018 zu verlassen. Das ENSI ist bereits dabei, die internationalen Entwicklungen zu verfolgen, um sich gegebenenfalls an einem neuen Forschungsprojekt beteiligen zu können, welches derartige Experimente im Reaktor durchführt.

1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

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

Einleitung

Das unter dem Schirm der Nuclear Energy Agency NEA laufende Forschungsprojekt SCIP hat zum Ziel, detaillierte experimentelle Daten zu Schädigungsmechanismen der Brennstoff-Hüllrohre zu generieren. Damit soll das Verständnis der physikalisch-chemischen Abläufe erweitert, die Defekthäufigkeit weiter verringert und das Störfallverhalten weiter verbessert werden. Das ENSI unterstützt

seit Mitte des Jahres 2009 dieses Forschungsprogramm, an dem mittlerweile über 33 Organisationen aus 15 Ländern beteiligt sind. Im Jahre 2014 wurde die derzeit laufende Phase SCIP-III für dieses Projekt begonnen, in der über 5 Jahre Experimente 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 Kühlkreislauf 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 durchgeführt. Studsvik untersucht die Proben mit modernsten, zum Teil selbst weiter entwickelten Methoden.

Zu den Forschungstätigkeiten in SCIP-III gehören die folgenden Teilprojekte:

1. Experimente zu Kühlmittelverlust-Störfällen (loss of coolant accidents LOCA) und anderen Temperaturtransienten;
2. Experimente zur Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr durch Spannungsrisskorrosion (Pellet Cladding Interaction PCI);
3. Modellierungen begleitend zu den Experimenten.

Abbildung 2:
 Die Anlage für die Spreizversuche (mandrel tests) im Teilprojekt 2 von SCIP-III. Auf dem Wagen links befinden sich die Einrichtungen für den Kreislauf, mit denen die chemische Umgebung während der Versuche kontrolliert wird.
 Quelle: Studsvik.



Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt 1: Kühlmittelverlust-Störfälle und Temperaturtransienten

Bei integralen Experimenten in der LOCA-Versuchsanlage werden Brennstab-Segmente mittels Infrarot-Wellen auf bis zu 1400 °C aufgeheizt. Dabei kann es zum Aufblähen (sogenanntes Ballooning) und anschliessenden Bersten des Hüllrohrs kommen, der Brennstoff kann in kleine Stücke zerfallen und teilweise aus dem Hüllrohr austreten. Die Versuchsanlage von Studsvik lässt LOCA-Tests ausserhalb eines Reaktors zu, was den Aufwand senkt und somit mehr Versuche zulässt. Ein Ziel der LOCA-Experimente ist es, mehrere Einflussgrössen wie Abbrand des Brennstoffs, Innendruck des Hüllrohrs und erreichte Maximaltemperatur zu variieren und so deren Einfluss separat zu untersuchen. Damit werden Schwellenwerte für das Versagen des Hüllrohrs sowie die Brennstoff-Fragmentierung ermittelt. Die bisher verfügbaren Daten zu diesen Phänomenen sind begrenzt. Die drei weiteren im Jahr 2018 durchgeführten Tests konzentrierten sich auf den Einfluss des Drucks im Hüllrohr und der Geschwindigkeit des Temperaturanstiegs auf das Brennstoff-Verhalten beim Berstvorgang. Die Ergebnisse der bisherigen Versuche deuten darauf hin, dass die Brennstoff-Fragmentierung zunimmt, wenn der Brennstab-Innendruck höher ist und damit beim Versagen ein grösserer Drucksprung erfolgt.

Bei den Heizversuchen im Labor von Studsvik muss jedoch berücksichtigt werden, dass die Hitze nur von aussen aufgebracht wird, während bei einer Transiente innerhalb eines Reaktors die Energie im Brennstoff selbst freigesetzt wird. Im Unterschied zu den Verhältnissen im Reaktor steht bei den Heizversuchen der äussere Teil des Pellets unter Kompression. Aus diesem Grund muss die Übertragbarkeit der Ergebnisse der Heizversuche auf die realen Verhältnisse kritisch überprüft werden. Hierzu wurden Versuche in Studsvik mit ähnlichen Versuchen im Forschungsreaktor in Halden verglichen. In einem zweiten Schritt sollte das Verhalten von Material desselben Brennstabs in der Studsvik-Versuchsanlage und im Halden-Forschungsreaktor bei gleichen Parametern untersucht werden (sogenannte counterpart tests). Weil der Halden-Reaktor seit dem 23. Februar 2018 nicht mehr in Betrieb ist (siehe auch Kap. 1.1.1), ist dieser Vergleichstest nicht zustande gekommen.

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

Im Betrieb dehnen sich die Brennstoff-Tabletten mit steigender Temperatur stärker als das Hüllrohr aus und drücken dadurch lokal unterschiedlich auf die Innenseite des Hüllrohrs. Zusätzlich zu dieser rein mechanischen Interaktion wirken auf das Hüllrohr aber auch Spaltprodukte ein, die vom Brennstoff freigesetzt werden. Der dann wirkende chemische und mechanische Prozess, die Spannungsrisskorrosion im Hüllrohr, ist prinzipiell ähnlich wie bei anderen Strukturmaterialien (siehe auch Projekt LEAD, Kapitel 1.1.4). Allerdings ist das Verhalten von Zirkonium mit dem von Stählen nicht vergleichbar, und bei PCI spielen andere Stoffe eine Rolle. Aus dem Brennstoff wird während des Betriebs unter anderen Elementen Iod, das bisher als wichtigstes chemisches Agens für PCI gilt, aber auch Sauerstoff freigesetzt. Letzterer führt zu einer Oxidationsschicht auf der Innenseite des Hüllrohrs, welche eventuell PCI vermindern kann. Der Mechanismus, mit dem Sauerstoff auf den PCI-Prozess einwirkt, ist aber bisher nicht bekannt; es könnte sich um konkurrierende Reaktionen mit Iod handeln.

Studsvik testet den Einfluss von Sauerstoff bei gleichzeitiger Anwesenheit von Iod mit weiteren sogenannten Mandrel-Tests (Abbildung 2). Bei diesen wird das Hüllrohr mechanisch gespreizt, indem eine gekerbte Keramikeinlage eingepresst wird. Studsvik hatte bis 2017 eine Einrichtung entwickelt, mit der man den Sauerstoffgehalt während den Spreiztests regulieren kann. Durch den Einbau eines neuen Sauerstoff-Sensors wurde aber klar, dass die Einrichtung nicht vollständig dicht ist. Die davor durchgeführten Versuche sind somit schwer zu interpretieren. Studsvik hat eine ganze Reihe von Verbesserungen umgesetzt, und ein neuer Qualifikationstest 2018 zeigte, dass die Anlage nun erwartungsgemäss funktioniert. Vier Tests an Zirkaloy-2 wurden inzwischen abgeschlossen, aber es stehen noch weitere Tests aus, bis der Sauerstoffeinfluss auf PCI beurteilt werden kann. Sie sollen im ersten Halbjahr 2019 durchgeführt werden. Für 2018 waren auch Rampentests im Halden-Reaktor vorgesehen, um mehr Daten zum Hüllrohr-Verhalten im Reaktor zu bekommen. Insbesondere der Einfluss der Geschwindigkeit des Temperaturanstiegs auf die Schwellenwerte des Hüllrohr-Versagens sollte dabei studiert werden. Da diese Versuche nicht mehr durchgeführt werden konnten, werden stattdessen weitere Tests im Teilprojekt 1 durchgeführt.

Teilprojekt 3: Modellierung

Die Modellierungen wurden weiterhin durchgeführt, um die Planung und Auslegung der Experimente zu unterstützen und im Anschluss an die Versuche, um die Versuchsergebnisse mit Nachrechnungen nachzuvollziehen, damit gegebenenfalls erforderlicher Verbesserungsbedarf in der Software identifiziert werden kann.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Im SCIP-Programm werden unter anderem aktuelle Hüllrohr- und Brennstoffmaterialien in Bezug auf ihr Unfallverhalten untersucht. Die Forschungsergebnisse liefern auch ein besseres Verständnis des Brennelement- bzw. Brennstoffverhaltens bei LOCA-Störfällen. Zudem wird auf der Basis dieser Forschung die Analysesoftware auf ihre Korrektheit überprüft bzw. weiterentwickelt.

Ausblick

Das SCIP-III-Programm läuft noch bis Mitte 2019. Bis dahin sind noch vorgesehen:

- Laboruntersuchungen an den in der LOCA-Versuchsanlage getesteten Proben;
- Weitere Mandrel-Tests mit Iod und variierenden Sauerstoffkonzentrationen an verschiedenen Hüllrohr-Materialien;
- Die Berichterstattung zur gesamten Projektphase SCIP-III.

Die Planungen für das Anschlussprojekt SCIP-IV ab Mitte 2019 wurden im Berichtsjahr konkretisiert. Neben den bisherigen Themen (LOCA, PCI) soll vor allem das Verhalten von Hüllrohren bei verlängerter trockener Zwischenlagerung untersucht werden. Angesichts der Stilllegung des Halden-Reaktors wird bis zum Anfang der vierten Projektphase zu klären sein, ob Rampenversuche künftig in einem anderen Reaktor durchgeführt werden oder ob Studsvik dazu wie für die LOCA-Versuche eine Anlage zur Simulation solcher Experimente herstellen soll.

1.1.3 NEA CABRI International 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 Stützens eines Steuerelementantriebs (DWR) bzw. das Entkuppeln eines Steuerelements von seinem Antrieb (SWR). Der damit verbundene Auswurf des Steuerelements bzw. das Herabfallen des Steuerelements führt zu einem schnellen Leistungsanstieg in den benachbarten Brennstäben. In der Reaktorauslegung wird dieser Anstieg so begrenzt, dass es zu keinen Brennstabschäden kommt. 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 werden am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt. 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Am 16. April 2018 wurde am umgebauten CABRI-Reaktor der erste RIA-Test mit dem neuen Wasserkreislauf durchgeführt. Ziel des Qualifikationstests war die Demonstration der Funktionstüchtigkeit der umgebauten Anlage: die Abwesenheit von unerwünschten Nebeneffekten, die einwandfreie Instrumentierung und das Hervorheben wasserspezifischer Phänomene (Siedekrise, Post-Dryout-Verhalten). Die experimentellen Randbedingungen (Pulsbreite, Energieeintrag, verwen-

dete Probe) orientierten sich an einem älteren Test in der CABRI-Natrium-Testschleife. Testsegment war ein Mischoxid-Stab mit mittlerem Abbrand und einem Zirkaloy-4-Hüllrohr. Die Instrumentierung bestand aus dem hochauflösenden Hodoskop (Neutronendetektorsystem), Mikrofonen, Drucksensoren, Durchflussmesser, Thermoelementen und Hüllrohrverformungssensoren.

Die vorausgerechneten Zielwerte (in Klammern) wurden mit einer Pulsweite von 24,8 ms (30 ± 5 ms) und einem Energieeintrag von 164 cal/g (156 ± 8 cal/g) annähernd erreicht. Allerdings kam es zu zwei Hüllrohrschäden. Noch im Leistungsanstieg kam es zwischen 30 und 52 cal/g im oberen Teil des Segments zu einem Schaden, im unteren Teil bei 102 cal/g. Das Hodoskop zeigte, dass sich Brennstoff aus dem Zentrum sowohl nach oben als auch nach unten bewegt hat. Das wurde durch erste Messungen der Gammastrahlung bestätigt. Ausführliche Nachuntersuchungen sollen in heißen Zellen 2019 erfolgen.

Die Instrumentierung vor Ort funktionierte einwandfrei und war untereinander konsistent. Das Ziel der Siedekrise wurde erreicht, sie stand etwa eine Sekunde an. Als Ursache für die unerwarteten Hüllrohrschäden wurden mehrere Hypothesen untersucht, von denen ein Wassereintritt in das Probensegment vor der Versuchsdurchführung als plausibelste Ursache identifiziert wurde. Vergleiche mit Versuchen an anderen Anlagen, bei denen nachträglich ein Wassereintritt festgestellt wurde, zeigten klare Parallelen (Druckverlauf, Schaden bei geringer Enthalpie). Der höher als erwartete Druck im Wasserkreislauf weist auf mögliche Brennstoff-Wasser-Wechselwirkungen während des Experiments hin.

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 ist weltweit eine der wenigen Anlagen, 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 steht nun eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen zur Verfügung. Auch wenn der Test, anscheinend durch Wassereintritt in die Probe, nicht den gewünschten Verlauf genommen hat, so zeigte sich auch, dass die Vorausberechnungen sehr genaue Ergebnisse lieferten. Die Instrumentierung funktionierte einwandfrei, so dass das Risiko von Fehlinterpretationen sehr gering ist. Zusätzliche Wasseranalysen vor den nächsten Tests sollen die Dichtheit der Proben zukünftig bestätigen. Durch die nicht eingeplanten Dekontaminationsarbeiten nach dem ersten Test und eine langjährig feststehende periodische Sicherheitsüberprüfung durch die französische Aufsichtsbehörde ASN im Jahr 2019 sind die nächsten beiden Tests erst für 2020 vorgesehen. In den Folgejahren soll es ein bis zwei Tests pro Jahr geben. Der Abschluss ist für 2024 vorgesehen.



Strukturmaterialien

1.1.4 LEAD – Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Wilfried Motschieder
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Projekt LEAD wurde zu Beginn des Jahres 2018 gestartet und ist als dreijähriges Forschungsprogramm konzipiert. Es besteht aus vier Teilprojekten (TP):

- TP1: Spannungsrisskorrosion-Rissbildung in austenitischen Stählen
- TP2: Umgebungseinfluss (Wasserchemie) auf die Bruchzähigkeit und den Risswiderstand von RDB-Stählen
- TP3: Umgebungseinfluss (Wasserchemie) auf die Ermüdungsrissbildung und das Ermüdungskurzrisswachstum in austenitischen rostfreien Stählen
- TP4: Überlagerung und Synergien von Alterungsmechanismen

Die Teilprojekte 2 und 3 setzen Kernthemen aus dem abgeschlossenen Forschungsprojekt SAFE II fort. Die Teilprojekte 1 und 4 greifen neue Forschungsthemen auf.

Im Projekt LEAD werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zu Risskorrosion und Ermüdung in Strukturwerkstoffen von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke. Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs setzt zuverlässige Kenntnis der Mechanismen und der

quantitativen Daten voraus, die zur Initiierung und zum Wachstum von Rissen führen können. Eine fundierte Kenntnis über den Alterungszustand der einzelnen Komponenten ist 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 wesentlich.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt 1: Spannungsrisskorrosion-Rissbildung (SpRK-Rissbildung) in austenitischen Stählen

Im Fokus dieses Teilprojektes stehen der Einfluss des Oberflächenzustandes auf die SpRK-Rissbildung und die Oberflächenmodifikation als mögliche SpRK-Gegenmassnahmen. Des Weiteren soll das SpRK-Rissbildungsverhalten der Legierung Alloy 182 unter verschiedenen Umgebungsbedingungen (Wasserchemie) weiter charakterisiert werden. Erkenntnisse aus dem abgeschlossenen Forschungsprojekt haben klar aufgezeigt, dass auch bei den gegenüber dem Druckwasserreaktor tieferen Temperaturen des Siedewasserreaktors unter bestimmten Wasserbedingungen eine SpRK-Anfälligkeit vorliegt.

Der Schwerpunkt 2018 lag auf der Material- und Probenherstellung, der Materialcharakterisierung sowie dem Temperatureinfluss auf die SpRK-Initiierung in Alloy 182. Diese Voruntersuchungen zeigten bisher, dass die SpRK-Initiierungsschwelle mit steigender Temperatur in wasserstoffhaltigem Hochtemperaturwasser (HTW) abnahm und für geschliffene Oberflächen niedriger war als für

elektropolierte Oberflächen. Weitere Proben aus einem EU-Projekt (MEACTOS-Projekt) mit geschliffenen und polierten oder kavitationsverfestigten Oberflächen sollen ab März 2019 für SpRK-Initiierungstests zur Verfügung stehen.

Teilprojekt II: Umgebungseinfluss (Wasserchemie) auf die Bruchzähigkeit und den Risswiderstand von RDB-Stählen

Das Teilprojekt II (Versuche an unbestrahlten Werkstoffen) soll zusammen mit dem Teilprojekt IV-1 (Versuche an bestrahlten Werkstoffen) ein umfassendes Bild zu möglichen Umgebungseinflüssen und zum Einfluss des Wasserstoffs auf das Bruchverhalten von RDB-Stählen liefern. Es soll fundierte Schlussfolgerungen erlauben, um bisherige Sicherheitsbetrachtungen für den Langzeitbetrieb zu bestätigen. Dabei soll das Bruchverhalten im spröde-duktilen Übergangsbereich und in der Hochlage der Werkstoffe (also bei duktilem Bruchverhalten) untersucht werden. Des Weiteren werden mögliche Synergien mit anderen Alterungsmechanismen untersucht. Im Rahmen des Projektes soll eine laufende Doktorarbeit abgeschlossen werden.

Alle untersuchten Stähle zeigten eine hohe Bruchzähigkeit K_{IC} in der Hochlage sowohl an Luft als auch unter verschiedenen Hochtemperaturwasser (HTW) -Umgebungen. Der Umgebungseinfluss auf die Initiierungs-Bruchzähigkeit JIC war moderat (<40 %, meist <20 %) und klein bei typischen Belastungstransienten aus Kühlmittelverlust-Störfällen. Ein HTW-Einfluss auf das Bruchverhalten von RDB-Stählen wurde festgestellt, aber die Auswirkungen sind meist gering, vor allem aufgrund der begrenzten Verfügbarkeit des Wasserstoffs, und können daher in den meisten Fällen ignoriert werden. Für Werkstoffe mit geringen Bruchzähigkeits-Margen aufgrund der Neutronenversprödung und für Werkstoffe mit bereits geringer Bruchzähigkeit in der Hochlage im unbestrahlten Ausgangszustand kann der Einfluss aber für den Langzeitbetrieb relevant werden.

Teilprojekt III: Umgebungseinfluss (Wasserchemie) auf die Ermüdungsrissbildung und das Ermüdungskurzwachstum in austenitischen rostfreien Stählen

Ziel dieses Teilprojektes ist die Untersuchung des Einflusses der Mittelspannung, von langen Haltezeiten statischer Belastungen und der Oberflächenbedingungen auf die Ermüdungsrissbildung in rostfreien austenitischen Stählen in Heisswasser.

Diese Erkenntnisse sollen in kerntechnische Regelwerke einfließen. Im Rahmen einer Doktorarbeit soll auch das Verständnis der Mechanismen des Umgebungs- und Mittelspannungseinflusses verbessert werden.

Bei dehnungsgesteuerten Versuchen hatten innerhalb des untersuchten Parameterbereichs weder die Mitteldehnung noch statische Haltezeiten einen signifikanten Einfluss auf die niederzyklische Ermüdung (< 10^5 Zyklen). Dies gilt sowohl in Luft als auch unter DWR-Bedingungen. Die Oberflächenrauigkeit scheint sich bei sehr hohen Werten in Luft nur geringfügig auszuwirken. Die Vernachlässigung des Mittelspannungseinflusses bei den aktuellen Verfahren zur Bewertung des Umgebungseinflusses auf die Ermüdung scheint für den niederzyklischen Bereich konservativ zu sein. Im hochzyklischen Bereich (> 10^5 Zyklen) unter den Heisswasserbedingungen eines Siedewasserreaktors hingegen scheinen Zug-Mittelspannungen die Lebensdauer gegenüber Luft zu senken.

Teilprojekt IV: Überlagerungen und Synergien von Alterungsmechanismen

Das Teilprojekt IV behandelt zwei Unterthemen. Teilprojekt IV-1 ergänzt Teilprojekt II und untersucht den Heisswassereinfluss auf das Bruch- und SpRK-Verhalten von bestrahlten RDB-Stählen. Hierzu liegen bisher keine experimentellen Ergebnisse vor.

Der Schwerpunkt lag im ersten Jahr auf der Vorbereitung der sehr anspruchsvollen Untersuchungen mit bestrahlten RDB-Stählen und den damit verbundenen Machbarkeits- und Qualifikationsprüfungen mit dem entsprechenden Ausgangsmaterial. Eine Charge bestrahlter Proben wird derzeit bei Framatome in Erlangen hergestellt. Der erste bruchmechanische Test mit bestrahltem Material kann voraussichtlich im Frühjahr 2019 beginnen.

Teilprojekt IV-2 umfasst das Bruchverhalten und die SpRK-Anfälligkeit von thermisch gealtertem Schweißgut Alloy 182. Basierend auf einer Literaturrecherche zur thermischen Alterung von Nickellegierungen erfolgte die thermische Alterung der Legierung Alloy 182 bei 400 °C für 800, 2440 und 5500 Stunden, was ungefähr 10, 30 und 70 Jahre Leistungsbetrieb entsprechen würde. Durch die thermische Alterung können diffusionsgesteuerte zeitliche Alterungsprozesse mittels Wärmebehandlungen erreicht werden. Die beiden kürzeren Wärmebehandlungsprozesse sind bereits abgeschlossen und die Probenherstellung und -vorbereitung laufen derzeit. Erste Tests können Anfang 2019 beginnen.

Bedeutung des Projektes,

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 sind die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten sehr wichtig.

Die im Rahmen des Projekts LEAD gewonnenen Erkenntnisse sollen auch wesentlich dazu beitragen, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Die ausgewählten Themen sind auf die schweizerischen Bedürfnisse zugeschnitten und werden auch international als wichtige Erkenntnisse für einen sicheren Langzeitbetrieb angesehen. Die Expertise von PSI-Experten zu ausgewählten Fragestellungen, insbesondere zum Thema Risskorrosion an Nickelbasislegierungen, wurde auch für die ENSI-Beurteilungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit berücksichtigt. Durch die gute Vernetzung des Projektes mit weiteren internationalen Forschungsprogrammen ist sichergestellt, dass die Ergebnisse des LEAD-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden. Im Rahmen des Projektes LEAD werden drei Doktorarbeiten erstellt. Damit leistet das Projekt auch einen wichtigen Beitrag zum Thema Wissenserhaltung und Vertiefung der theoretischen Grundlagen für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke. Es trägt weiterhin auch zum Kompetenzerhalt im Bereich der mechanischen Prüfungen von radioaktiven Strukturmaterialien bei.

Ausblick

Das Projekt läuft bisher wie geplant. Wichtige Meilensteine für das Jahr 2019 sind:

- die ersten SpRK-Initiierung-Tests an Austenit und Alloy 182 mit geschliffenen und oberflächenmodifizierten Proben im Teilprojekt I;
- der Abschluss einer Doktorarbeit im März und die Beendigung des Teilprojekts II Mitte 2019;
- die metallographische Untersuchung zum Verständnis der zugrunde liegenden Mechanismen der Rissinitiierung unter Umgebungseinfluss in Abhängigkeit der Mittelspannung, sowie die Modellierung dieses Effektes im Teilprojekt III

- die ersten SpRK- und Bruchmechanikversuche mit thermisch gealtertem Alloy 182 sowie Bruchmechanikversuche mit bestrahlten RDB-Stählen unter Wasserstoffeinfluss im Teilprojekt IV.

1.1.5 PIONIC – Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration

Projektorganisation: Internationales Forschungsprojekt unter Leitung der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S. NRC

Schweizer Auftragnehmer: Nuklearinspektorat des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI-N) und Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiterin: Sandra Dugan

Einleitung

Das internationale Projekt PIONIC wurde im Jahr 2017 als Nachfolgeprojekt zum Projekt PARENT (Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques) initiiert. Nach den vorbereitenden Arbeiten ist mit der Unterzeichnung des Vertrags im November 2018 das Projekt offiziell gestartet mit Laufzeit bis Ende Juli 2022. Gegenstand von PIONIC sind Untersuchungen zum besseren Verständnis von Einflussfaktoren wie Fehler- und Schweissnahteigenschaften auf den Fehlernachweis und die Fehlergrössenbestimmung bei der zerstörungsfreien Prüfung (ZfP) von Komponenten in Kernkraftwerken. Im Fokus steht die Anwendung von Ultraschallprüftechniken an austenitischen Schweissnähten und Mischschweissnähten. Diese Schweissnähte stellen aufgrund des inhomogenen, anisotropen Werkstoffbereichs innerhalb der Schweissnaht eine besondere Herausforderung für die Ultraschallprüfung dar. Dies gilt ebenso für Komponenten aus austenitischem Guss.

Aufbauend auf den Ergebnissen aus PARENT wurden für PIONIC vier Teilprojekte definiert, in denen die aus den Ergebnissen des Vorgängerprojekts identifizierten offenen Fragestellungen durch vier entsprechende Arbeitsgruppen bearbeitet werden:

- Teilprojekt 1 «NDE Modeling and Simulation» – Computersimulation der Ultraschallausbreitung;
- Teilprojekt 2 «Flaw Relevance Evaluation» – Bewertung der Praxisrelevanz von Testfehlern;

- Teilprojekt 3 «Materials Degradation Monitoring» – Überwachung von Materialschädigung;
- Teilprojekt 4 «Probability of Detection Analysis» – Untersuchungen zu Fehlerauffindwahrscheinlichkeiten (Probability-of-Detection POD)

Die internationale Beteiligung am PIONIC-Projekt umfasst wie beim PARENT-Projekt Beiträge von Aufsichtsbehörden, Unternehmen, Universitäten und Forschungseinrichtungen aus Finnland, Japan, Korea, Schweden, der Schweiz und den USA, unter Projektleitung der U.S. Nuclear Regulatory Commission. Das ENSI ist mit Arbeiten des ZfP-Labors des SVTI-N und des PSI beteiligt. Wie schon im Vorgängerprojekt besteht ein wesentlicher Beitrag der Schweiz in der Bereitstellung von Testkörpern mit realistischen Spannungskorrosionsrissen, hergestellt am PSI. Ein weiterer massgeblicher Beitrag sind Arbeiten des SVTI-N zu POD-Analyse und Simulationen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Zur Überführung des Projektes von der Planungsphase in die Projektphase war im Berichtsjahr 2018 einerseits der Vertragsentwurf zwischen den Partnern abschliessend abzustimmen und zu unterzeichnen sowie die konkreten Inhalte und Aufgaben für die vier zentralen Arbeitspakete zu definieren. Im Berichtsjahr fanden zwei Projekttreffen im April und im November sowie eine Telefonkonferenz im September statt. Im Zuge des ersten Projekttreffens wurden die Inhalte der Teilprojekte beschlossen, Koordinatoren für die jeweiligen Arbeitsgruppen/Teilprojekte benannt und ein Lenkungsausschuss aus den Vertretern der Aufsichtsbehörden gebildet. Die folgenden Treffen dienten der weiteren Konkretisierung der Arbeiten.

Teilprojekt 1 «NDE Modeling and Simulation»

Im Teilprojekt 1 ist die Anwendung von Ultraschallmodellierungen zur Bewertung des Einflusses von Fehlermorphologie und Kornstruktur der Schweißnaht auf den Fehlernachweis und die Fehlergrößenbestimmung zentrales Thema. Detaillierte Untersuchungen und Vergleiche zwischen realen, betriebsbedingt entstandenen Rissen und den für ZfP-Qualifizierungen verwendeten im Labor erzeugten Rissen sollen eine bessere Bewertung von Leistungsnachweisen für ZfP-Prüftechnik erlauben. Über Simulationen der Ultraschallausbreitung und der Wechselwirkung der Ultraschallwellen mit

Fehlern mittels spezialisierter Modellierungssoftware kann der Einfluss von Fehlereigenschaften auf die Ultraschallantwort schnell und umfassend untersucht werden.

Im Berichtszeitraum wurden Testkörper- und Testfehlerkonfigurationen für die Ultraschallmodellierungen definiert. Um für alle Projektpartner und die verschiedenen verwendeten Softwarepakete eine vergleichbare Ausgangsbasis zu schaffen, wird in einem ersten Schritt die Simulation für einen typischen Referenzfehler für eine Prüfsystemkalibrierung in einem Ringversuch ausgeführt. Im Anschluss sind Simulationen für Testkörper mit Spannungskorrosionsrissen vorgesehen.

Teilprojekt 2 «Flaw Relevance Evaluation»

Das Teilprojekt 2 befasst sich mit der Relevanz der im Projekt untersuchten Testfehler für die Prüfpraxis. Hierzu werden die Unterschiede zwischen den im Labor erzeugten Rissen und betriebsbedingt entstandenen Rissen untersucht und bewertet. Bei der Ultraschallprüfung, die auf Reflexion an Fehlerflächen und Beugung an Risspitzen beruht, spielt die Fehlermorphologie echter Risse eine entscheidende Rolle. Insbesondere bei Spannungskorrosionsrissen treten aufgrund Rissverzweigung, rauen Oberflächen oder Pressung der Fehlerflächen sehr komplexe Fehlereigenschaften auf.

Im Rahmen der Projekttreffen wurde eine erste Bestandsaufnahme der zur Verfügung stehenden Quellen für Fehlermorphologie betriebsbedingt entstandener Risse vorgenommen und auszuwertende Parameter definiert. Des Weiteren wurden mögliche Testkörpergeometrien und Testfehler für experimentelle Untersuchungen diskutiert. Es werden zusätzliche Proben mit im Labor erzeugten Spannungskorrosionsrissen am PSI gefertigt, sowohl für Ultraschallprüfungen als auch für metallographische Untersuchungen. Die Fertigung der ersten Proben für Metallographie ist abgeschlossen, ebenso die vorbereitenden Arbeiten für die Ultraschalltestkörper. An letzteren wurden im Zustand vor Start des Korrosionsrisswachstums im ZfP-Labor des SVTI-N Ultraschallprüfungen durchgeführt, um den fehlerfreien Referenzzustand zu dokumentieren und so die spätere Rissdetektion und -charakterisierung zu erleichtern.

Teilprojekt 3 «Materials Degradation Monitoring»

Im Teilprojekt 3 werden anhand von entsprechenden Testkörpern Methoden zur Ermittlung und Bewertung der thermischen Alterung von austeniti-

schen Gusskomponenten untersucht. Hierzu wurden geeignete Testkörper und mögliche Untersuchungsmethoden diskutiert und definiert.

Teilprojekt 4 «Probability of Detection Analysis»

Gegenstand des Teilprojekts 4 ist die probabilistische Bewertung des Leistungsvermögens von Ultraschallprüftechniken über Auffindwahrscheinlichkeiten von realen, im Labor hergestellten und modellierten Rissen, so genannte Probability-of-Detection (POD)-Analysen. Die Erkenntnisse können dann in probabilistischen bruchmechanischen Nachweisen (Probabilistic Fracture Mechanics PFM) als Eingangsinformation verwendet werden für die Bestimmung von Versagenswahrscheinlichkeiten (Probability of Failure POF) unter Berücksichtigung der Unsicherheiten beim Fehlernachweis bzw. der Fehlergrößenbestimmung. Es soll ein Leitfaden erstellt werden für die sinnvolle Vorgehensweise bei POD-Analysen von Austenit- und Mischschweißnähten mit Spannungskorrosionsrissen. In die Analysen sollen Ergebnisse der vorangegangenen Projekte PINC und PARENT einfließen, aus denen Daten zu verschiedenen Schweißnaht- und Fehlerkonfigurationen zur Verfügung stehen. Mit Hilfe von MAPOD-Ansätzen (Model Assisted Probability of Detection) können Einflussfaktoren systematisch berücksichtigt werden und die POD für realistische Einsatzbedingungen weiter präzisiert werden. Die Ergebnisse aus diesem Teilprojekt fließen zusätzlich in das Teilprojekt 1 ein, um die Simulation wiederkehrender Prüfungen im Feld weiter zu optimieren. Im Teilprojekt 4 hat der SVTI-N mit seiner umfassenden Expertise auf dem Gebiet der POD-Analysen die Federführung.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das ENSI überprüft im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit die Instandhaltungskonzepte der Schweizer Kernkraftwerke für austenitische Schweißnähte und Mischnähte aus Nickellegierung. Dabei stehen auch das Leistungsvermögen der eingesetzten Prüftechnik und die Bewertung der Inspektionsintervalle im Vordergrund. Das ENSI berücksichtigt dafür die Erkenntnisse aus der Qualifizierung der verwendeten Prüfsysteme wie auch den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik wie zum Beispiel die Erkenntnisse aus dem Projekt PARENT.

Das Projekt PIONIC soll verschiedene Informationen liefern, die für die Aufsichtstätigkeit des ENSI relevant sind, wie die Leistungsfähigkeit von Ultraschallmodellierungen, welche zunehmend einge-

setzt werden, um die Qualifizierung von Prüftechniken zu unterstützen. Statistisch abgesicherte Erkenntnisse über die Leistungsfähigkeit von zerstörungsfreien Prüfsystemen unter komplexen Randbedingungen sind wesentlich für die Beurteilung von Wiederholungsprüfungen und Prüfprogrammen in kerntechnischen Anlagen. Probabilistische Nachweise werden in der Schweiz derzeit noch nicht bei der Bewertung von Befunden aus zerstörungsfreien Prüfungen eingesetzt. International ist jedoch klar ein Trend hin zur Anwendung probabilistischer Nachweise zu erkennen. Eigene Expertise in diesem Bereich ist daher auch für das ENSI hoch relevant.

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

Ausblick

Als weitere Schritte sind im Projekt die Ausführung der Ultraschallsimulationen für die definierten Konfigurationen vorgesehen und der Vergleich der Ergebnisse der beteiligten Projektpartner. Die für metallographische Untersuchungen gefertigten Spannungskorrosionsrisse werden im Labor des PSI zerlegt und mit verschiedenen Methoden untersucht.

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Ahlfänger

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 Korrosionsrisse in druckführenden Primärkreislauf-Komponenten bilden und ausbreiten können.

Einfluss darauf haben das Reaktorkühlmittel und die thermomechanischen Betriebsbeanspruchungen sowie Eigenspannungen im Material. Gleichzeitig kann sich die Bruchzähigkeit des Materials unter dem Einfluss der Neutronen-Bestrahlung, des Reaktorkühlmittels und der langen Betriebsdauer bei erhöhten Temperaturen mit zunehmendem Anlagenalter verringern.

Ziel ist es, die Anfälligkeit von Reaktorkerneinbauten und Rohrleitungen auf Spannungsrisskorrosion (SpRK) durch entsprechende Modifikation der Wasserchemie des Reaktorkühlmittels zu minimieren. Mithilfe der klassischen Wasserstoffchemie-Fahrweise HWC (hydrogen water chemistry) ist dies möglich. Um das hierfür geforderte niedrige Korrosionspotential (electrochemical potential – ECP) 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 zu flüchtigen Produkten reduziert, was zu einer erhöhten Freisetzung von radioaktivem Stickstoff N-16 führt (N-16 ist ein Aktivierungsprodukt von O-16). Als Folge davon steigt die Ortsdosisleistung in der Umgebung der Kernanlage an, was allerdings zu vermeiden ist.

Mit dem sogenannten Online NobleChem™ (OLNC) -Verfahren, welches in beiden SWR-Anlagen der Schweiz (Kernkraftwerk Leibstadt KKL und Kernkraftwerk Mühleberg KKM) angewendet wird, muss zum Erreichen des erforderlichen, niedrigen Korrosionspotentials deutlich weniger Wasserstoff eingespeist werden als bei der klassischen HWC-Fahrweise. Dabei wird während des Volllastbetriebs dem Reaktorkühlmittel ein wasserlöslicher Platinkomplex über einen bestimmten Zeitraum zugegeben. Im Idealfall schlägt sich Platin (Pt) gleichmässig in Form von feinsten Partikeln auf den Oberflächen der Kerneinbauten und Rohrleitungen nieder. Diese Edelmetall-Partikel wirken als Katalysator, so dass bereits geringe Mengen an Wasserstoff für einen ausreichenden Schutz gegenüber SpRK sorgen. Unter diesen Bedingungen findet eine deutlich geringere N-16-Freisetzung statt als bei der klassischen HWC-Fahrweise. Somit ist auch kein Anstieg der Ortsdosisleistung in der Umgebung des Kernkraftwerks feststellbar. Das Verfahren wurde von General Electric (heute GE-Hitachi) entwickelt. Weltweit haben fast alle SWR-Anlagen auf OLNC umgestellt. Beispielsweise wenden aktuell in den USA 32 von 34 SWR-Anlagen die OLNC-Fahrweise an.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen der Projekte NORA und NORA II wurde die Wirkung verschiedener Einflussfaktoren, wie beispielsweise die Einspeiserate und die Strömungsgeschwindigkeit des Wassers auf die Platinverteilung und das Abscheideverhalten auf den Stahloberflächen untersucht. Der hierfür entwickelte und konstruierte Hochtemperatur-Wasserkreislauf mit einem Autoklaven, der als Modell für den Kreislauf eines Siedewasserreaktors (SWR) dient, sowie die Analysemethoden zur Untersuchung der Platinablagerungen kommen im Nachfolgeprojekt NORA III weiterhin zum Einsatz.

Im zweiten Projektjahr von NORA III wurden die Auswirkungen der Platinablagerungen auf die Eigenschaften des Zirkaloys der Brennelement-Hüllrohre weiter untersucht. Weitere Schwerpunkte waren die Untersuchung des Einflusses der Pt-Partikelgrösse und -verteilung auf das ECP und die Untersuchung der Pt-Belegung auf verschiedenen Materialien durch mehrere zerstörungsfreie Techniken, darunter zwei Messkampagnen an der Schweizer Synchrotronlichtquelle (SLS). Ein erster Versuch mit in-situ-Messungen am Transmissions-Elektronenmikroskop (Universität Erlangen-Nürnberg, Deutschland), zeigte die Pt-Teilchenkeimbildung in Lösung. Begleitend wurde die Ausbildung von jungen Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftlern weitergeführt, darunter war auch ein Gastwissenschaftler der National Nuclear Laboratories (UK).

Einfluss der Pt-Ablagerungen auf die Eigenschaften der Brennelementhüllrohre

Seit den Anfängen der noble metal chemical addition (NMCA)-Technologie gibt es Bedenken, dass die Pt-Ablagerung auf der Oberfläche von Brennstoffhüllrohr-Materialien einen negativen Einfluss auf die Wasserstoffaufnahme und/oder das Oxidationsverhalten haben könnte (Garcia et al. 2010). Deshalb wird frühestens 60 Tage nach dem Wiederauffahren nach einer Revisionsabstellung in den Schweizer Kernanlagen mit der Zugabe von Platin begonnen. Gemäss GE 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. Weite Teile des Primärkreislaufs sind somit für einen längeren Zeitraum nicht ausreichend gegen SpRK geschützt. Es ist nun zu klären, ob diese Zeit verkürzt werden kann, ohne negative Auswirkungen

gen auf das Verhalten der Brennelemente zu haben. Daher wurde begonnen, diese Frage im Rahmen des NORA-II-Projekts zu untersuchen. Der Wasserstoffanteil im Zirkaloy-Hüllrohrmaterial wurde mit der Heissgasextraktion bestimmt. Einen negativen Einfluss der Platinzugabe auf den Wasserstoffanteil war nicht erkennbar. Zu bedenken ist jedoch, dass die Versuchsdauer mit 25 Tagen relativ kurz war. In NORA-III wurden drei längere Experimente (60 Tage pro Test) unter SWR-HWC-Bedingungen durchgeführt, um diese Ergebnisse zu bestätigen. Messungen der Oxidschichtdicken der Zirkaloy-Rohre nach den Tests ergaben keine grösseren Unterschiede beim Vergleich des Referenzstabs ohne Pt-Injektion mit Rohren, die zu einem frühen oder späten Versuchszeitraum mit Pt-Lösung beaufschlagt wurden. Die Wasserstoffaufnahme durch die mit Pt-behandelten Proben («Early Pt» und «Late Pt» Tests) war nur geringfügig höher als bei unbehandelten («No Pt» Test). Diese Ergebnisse zeigen, dass Zirkaloy-2-Rohre mindestens 60 Tage lang keine wesentlichen negativen Auswirkungen auf die Oxidationseigenschaften und Wasserstoffaufnahme durch die Abscheidung von Pt-Nanopartikeln unter simulierten SWR-Bedingungen (ohne Bestrahlung) hatten. Bevor jedoch endgültige Schlussfolgerungen gezogen werden können, müssen zwei weitere Tests mit einer Dauer von 150 Tagen bis zum Ende von NORA-III abgeschlossen werden.

Einfluss des Partikelabstandes auf das ECP

Derzeit werden bei der Analyse von Proben aus NORA-Experimenten routinemässig die gesamte Pt-Beladung und die Pt-Partikelgrössenverteilung quantifiziert. Die auf diese Weise gesammelten Daten haben nützliche Informationen geliefert, aber es reicht nicht aus, die Menge und Qualität der Pt-Partikel zu definieren, die erforderlich sind, um das ECP unter den SpRK-Schwellenwert von -230 mV zu bringen. Der fehlende kritische Parameter ist die räumliche Verteilung auf mikroskopischer Ebene, zum Beispiel die Dispersion der Partikel auf der Oberfläche. Die Dispersion kann grundsätzlich mit zwei Ansätzen beurteilt werden: entweder durch das Bestimmen (i) des Abstands zu den benachbarten Partikeln oder (ii) der Grösse von Bereichen, die frei von Partikeln sind, die zwischen ihnen liegen. Für eine gegebene Dispersion müssen die elektrokatalytischen Eigenschaften bestimmt werden.

Dies wurde in einer ersten Testreihe mit dem NORA-Testkreislauf mit einigen Anpassungen durch-

geführt. Das ECP in Hochtemperaturwasser wurde für Proben gemessen, die mit unterschiedlichen Mengen an Pt und damit mit unterschiedlichen mittleren Zwischenpartikelabständen besetzt waren. Die ersten vorläufigen Ergebnisse zeigen eine klare Abhängigkeit des ECP vom Abstand zwischen den Partikeln, was darauf hindeutet, dass dieser Parameter ein guter und möglicherweise besserer Indikator für die SpRK-Minderung von mit Pt behandelten Oberflächen ist als die Menge der Pt-Beladung. Weitere Tests sind in der letzten Projektphase geplant, die als Ziel die Ermittlung eines kritischen Pt-Abdeckungswerts für das Erreichen einer vollkatalytischen Oberfläche haben.

Analyse der Pt-Beladung und -Verteilung durch Röntgenfluoreszenz (XRF)-Messungen

Messungen der Platin-Oberflächenbeladung mit der Laser Ablation-Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (LA-ICP-MS-Technik) sind keine zerstörungsfreie Technik und können die räumliche Verteilung des Pt auf Oberflächen nicht im erforderlichen Ausmass auflösen. Daher werden immer hochauflösende Analysen mittels Raster-Elektronenmikroskopie durchgeführt, um detailliertere Informationen über die Grösse und Verteilung der Pt-Partikel zu erhalten. Aber auch diese Technik hat einen Nachteil, da die untersuchten Bereiche jeweils sehr klein sind. Aus diesem Grund wurden im Rahmen des Projekts NORA-III neue zerstörungsfreie Techniken zur Analyse der Pt-Beladung und -Verteilung auf vergleichsweise grossen Flächen erforscht. Ein vielversprechendes Verfahren ist die XRF mit einem stark fokussierten ($1-2 \mu\text{m}$) Röntgenstrahl aus einer Synchrotronlichtquelle. Mit dem Strahl wird die Oberfläche der Probe gescannt und charakteristische «sekundäre» (oder fluoreszierende) Röntgenstrahlen erzeugt, die mit einem Detektorsystem analysiert werden (Abbildung 3). Damit können die Pt-Verteilungen auf relativ grossen Flächen gemessen werden.

Zwei Messkampagnen wurden an der Micro-XAS-Strahlführung (X-ray absorption spectroscopy XAS) der SLS des PSI durchgeführt. Die Technik muss noch optimiert werden, aber es wurden bereits erste vielversprechende Ergebnisse erzielt. Auf einer Edelstahlprobe, die zuvor unter simulierten SWR-Bedingungen im Hochtemperatur-Wasserkreislauf behandelt wurde, ermittelte man die Pt-Verteilung. Das Pt scheint ziemlich gleichmässig über die gesamte Oberfläche verteilt zu sein, dennoch konnten einige «Hot Spots» mit hohen Pt-Konzentrationen sowie kleine Pt-verarmte Be-

reiche identifiziert werden. In einer abschliessenden Messkampagne im Frühjahr 2019 werden weitere Proben mit diesem neuartigen Werkzeug untersucht.

Die Projektziele und Meilensteine für das zweite Projektjahr wurden erreicht. Die systematischen Experimente im Hochtemperatur-Wasserkreislauf des PSI und die anschliessenden Analysen an den Proben aus dem Labor und den Kernanlagen konnten wie geplant durchgeführt werden.

Bedeutung des Projektes,

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. In dem zweiten Projektjahr von NORA III 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 III liefert wie bereits NORA und NORA II dazu einen massgeblichen Beitrag. Ausserdem bildet das NORA-Team junge Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler sowie Studierende aus, was einen wertvollen Beitrag zur Zukunftssicherung darstellt.

Ausblick

Es sind weitere systematische Untersuchungen im Hochtemperatur-Wasserkreislauf des PSI vorgesehen. Der Fokus in 2019 liegt massgeblich auf Versuchen am Zirkaloy-Hüllrohrmaterial. Des Weiteren wird die optimale Platinbeladung für ein niedriges ECP erforscht. Neue Proben wurden in das Monitor-System des KKL eingebaut und werden für die Analysen zurück ins PSI transportiert und analysiert.

Zitierte Literatur

- [1] 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.

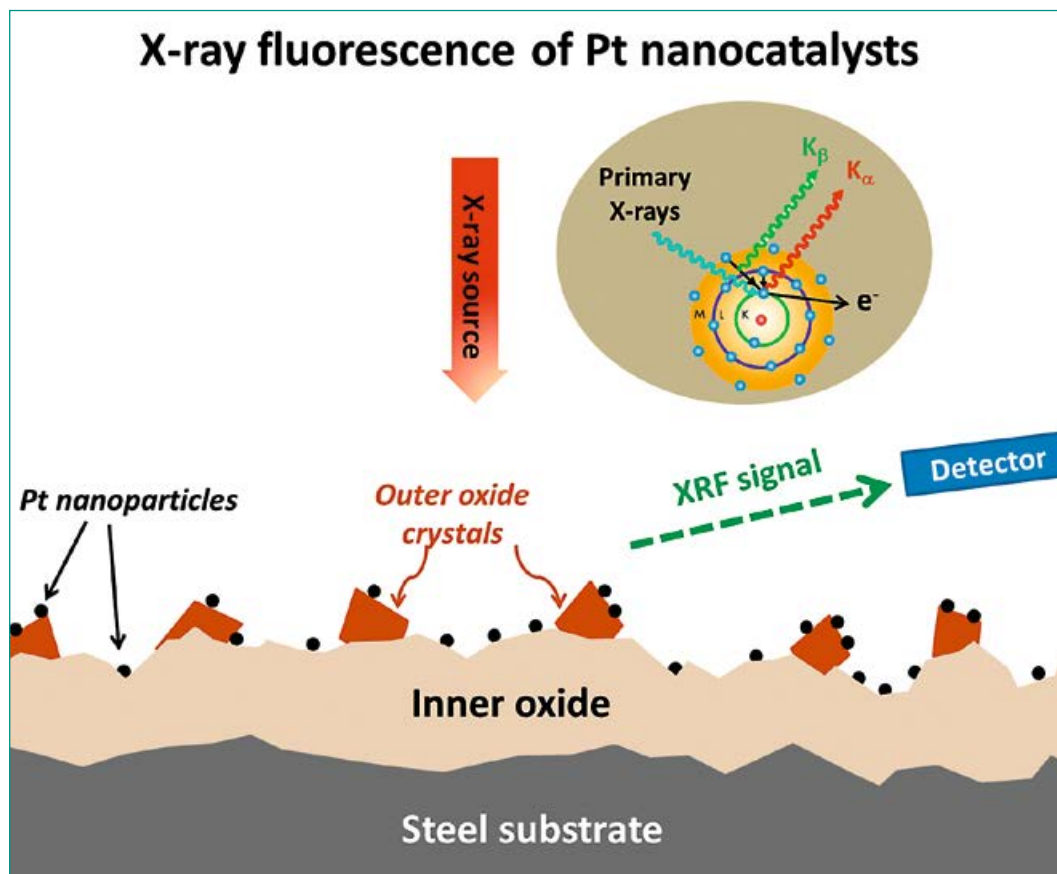


Abbildung 3:
Schema der Pt-Beladungsmessungen mittels Röntgenfluoreszenz an der Micro-XAS-Strahlführung der SLS. Quelle: PSI.

1.1.7 PROBAB – Probabilistische Komponentenintegritäts-Analysen

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Ralph Döring
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 und Störfälle gewährleistet ist. Bis 2015 wurden im Projekt PISA probabilistische Methoden zur Beurteilung der Integrität des RDB für den Fall eines sogenannten Thermoschocks (Pressurized Thermal Shock PTS) als Ergänzung zur deterministischen bruchmechanischen Beurteilung untersucht. Dazu wurde eine systemtechnische Abbildung des gewählten Referenz-RDBs aufgebaut. An diesem wurden proba-

bilistische Gesamtintegritäts-Betrachtungen unter Berücksichtigung von Aspekten sowohl der Bruchmechanik als auch der Thermohydraulik durchgeführt.

Die Resultate aus dem Projekt PISA haben weiteren Forschungsbedarf für eine probabilistische Gesamtintegritäts-Betrachtung aufgezeigt. Im Rahmen des Projekts PROBAB wurden die Unsicherheiten bei der Annahme von PTS-Transienten und deren Einfluss auf die Versagenswahrscheinlichkeit weiter untersucht. Besonderes Interesse galt dabei der realistischen und effizienten Berechnung von Kühlwasserstrahlen und deren Einfluss auf die Beanspruchung von postulierten Rissen im RDB. Zu diesem Zweck wurden geeignete analytische Rechenmodelle ausgewählt, die dann mit den sehr rechenintensiven CFD-Berechnungen verglichen werden sollen. Weiterhin wurde untersucht, welchen Einfluss mögliche strukturelle Unregelmäßigkeiten im Material auf die Sicherheitsmargen des RDB bei PTS-Lastfällen haben können.

Als zusätzlicher Forschungsschwerpunkt des Projekts PROBAB wurden geeignete probabilistische Analysemethoden auch für andere RDB-Bereiche (Stützen, Durchführungen, Verbindungen mit Einbauten) angewendet. Für diese sind im Rahmen der Alterungsüberwachung auch aktive Schädigungsmechanismen wie Spannungsrisskorrosion und Ermüdung zu betrachten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bereits 2017 wurden Analysen einer LBLOCA-Transiente (Large Break LOCA, also ein Kühlmittelverlust-Störfall mit grossem Leck) begonnen. Diese konnten mittels numerischer Strömungsmechanik (Computational Fluid Dynamics CFD) im Berichtsjahr fortgeführt und nun die ersten 56 s der Transiente abgebildet werden. Beim LBLOCA können durch das Einspeisen des Notkühlwassers grosse Temperaturgradienten an der Innenseite des RDB auftreten und ein Teil des Wassers verdampft, weil vor dem Einsetzen der Notkühlung der Wasserstand im RDB abfällt. Die Modellierung der Auswirkung der Zweiphasen-Strömung (instabiles Wasser-Dampf-Gemisch) erfolgt dabei mit der CFD-Methode. Zum Einfluss von Kühlwasserstrahlen unter Berücksichtigung der Ausbildung von Wasser-Dampf-Gemischen erlaubt diese Methode deutlich realistische Aussagen. Die Berechnungen haben insbesondere auch bestätigt, dass Kühlstreifen nicht ausschliesslich senkrecht an der RDB-Innenoberfläche entlangführen, sondern

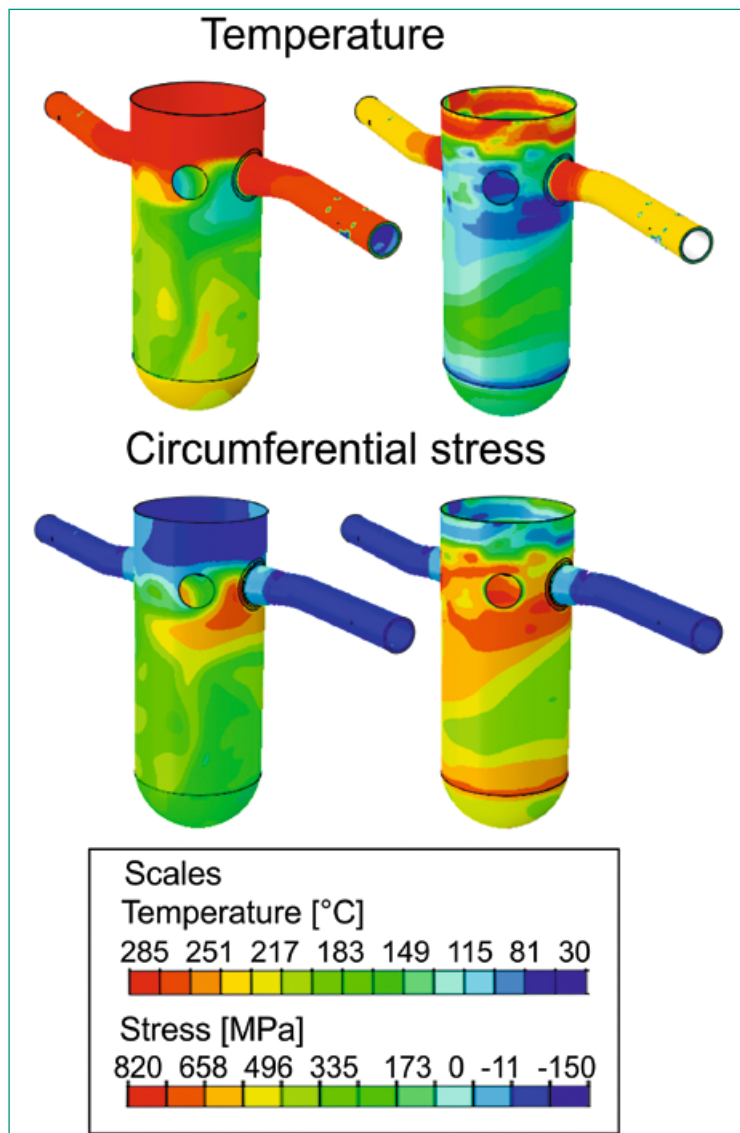


Abbildung 4: Temperaturen und Spannungen des RDB während einem PTS-Szenario, FEM-Berechnungsergebnisse auf Basis einer CFD Simulation. Quelle: PSI.

stark fluktuieren. Die dadurch verursachten Temperaturtransienten lassen sich in das Finite-Elemente-Methode (FEM) übertragen (Abbildung 4), um die zeitlich variierenden Spannungen und Spannungsintensitäten zu berechnen (Abbildung 5). Allerdings haben sich die CFD-Analysen auch als äusserst rechenaufwändig erwiesen.

Parallel dazu wurde der Katalog der untersuchten Störfallszenarien, welche einen PTS initiieren können, auf insgesamt 50 erweitert. Die Analysen erfolgten mit dem Rechenprogramm TRACE. Das Spektrum reicht vom SBLOCA (Small Break LOCA) mit einer Leckfläche von 3 cm² bis zum LBLOCA mit 3832 cm² (2F-Bruch). Die ermittelten Wandtemperaturen wurden Berechnungen mit den Simulationsprogrammen Relap5 und GRS-MIX gegenübergestellt. Für die Weiterverwendung der thermohydraulischen Parameter in den strukturellen Analysen mit den Rechencodes ABAQUS oder FAVOR wurde der RDB im TRACE-Modell entlang der Umfangsrichtung in 12 Sektoren unterteilt. Das Programm ist zwar nicht in der Lage, lokale Phänomene wie Strahlenbildung aufzulösen, eignet sich jedoch sehr gut zur vergleichenden Untersuchung verschiedener Störfallszenarien, um die führenden PTS-Szenarien zu ermitteln. Berechnungen ganzer Transienten in der Praxis mit der CFD-Methode sind wegen des extremen Aufwands unrealistisch. Die Kombination von RELAP5 mit dem halbempirischen GRS-MIX ist eine sinnvolle Alternative, wenn lokale Phänomene zu untersuchen sind.

Im zweiten Teilprojekt von PROBAB wurden sowohl deterministische mit der Finite-Elemente-Methode (FEM) als auch probabilistische bruchmechanische Untersuchungen mit dem FAVOR-Code durchgeführt. Bei den deterministischen Analysen zeigte sich, dass die vereinfachten thermohydraulischen Ansätze mit RELAP5/GRS-MIX bzw. mit TRACE zu konservativeren Ergebnissen als die CFD führen. Bei der CFD resultiert die Abbildung des fluktuierenden Verhaltens der Strahlen in einer Beanspruchungsreduktion. Für die bruchmechanischen Berechnungen zur Bewertung der PTS-Szenarien wurde auf die XFEM (eXtended FEM) zurückgegriffen (Abbildung 6). Das PSI beteiligte sich auch an einem von der OECD-NEA gestarteten Benchmarkprojekt zur Anwendung der XFEM. Diese Methode eignet sich besonders zur Modellierung rissbehafteter Strukturen, da der Riss nicht wie bei der klassischen FEM explizit durch das FE-Netz abgebildet werden muss. Daraus resultiert eine erhebliche Verringerung des Modellierungsaufwandes.

In einem weiteren Teilprojekt des Projekts PROBAB wurden zur Berücksichtigung von aktiven Schädigungsmechanismen wie Spannungsrisskorrosion und Ermüdung probabilistische Berechnungen mit dem Berechnungsprogramm PRO-LOCA im Rahmen des internationalen Forschungsprogrammes PATRIDGE weiter vertieft. Unter anderem wurde ein praxisrelevantes Beispiel anhand eines RDB-Stutzens an einem Siedewasserreaktor mit Schweissnaht-Eigenspannungen in Mischnähten simuliert. Als relevanter Alterungsmechanismus

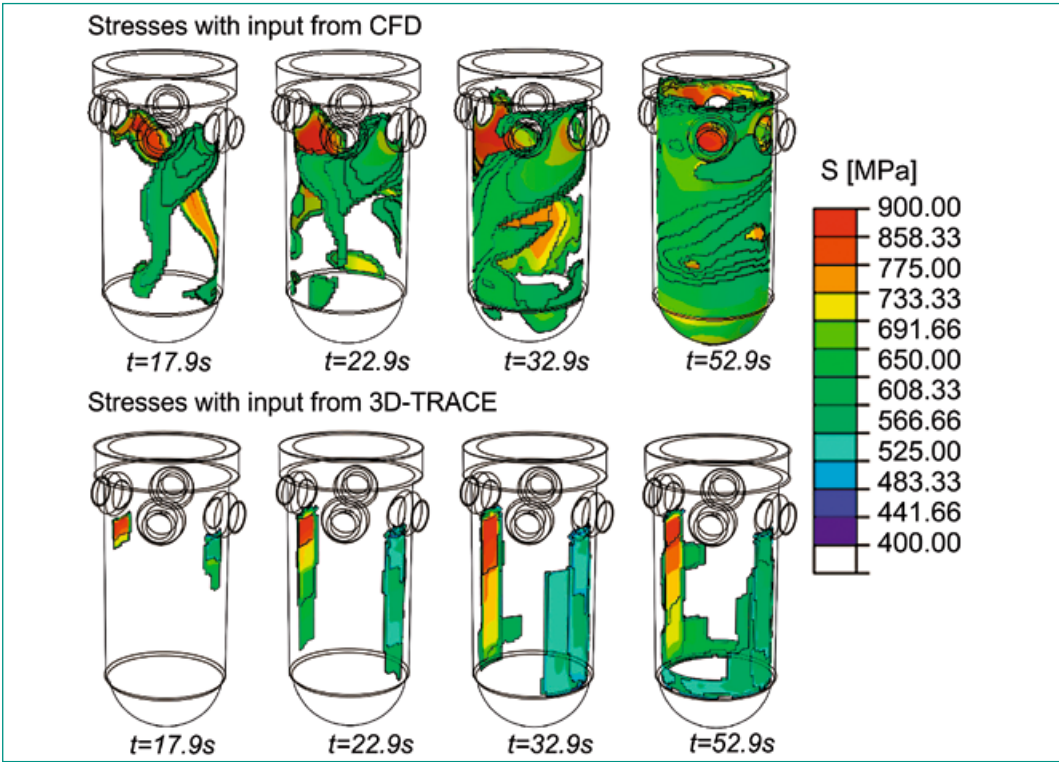


Abbildung 5: Zeitliche Entwicklung der Spannungen im RDB während einem PTS-Szenario, FEM-Berechnungsergebnisse auf Basis einer CFD Simulation und mit Vergleich zu TRACE. Quelle: PSI.

wurde interkristalline Spannungsrisskorrosion (IGSCC) berücksichtigt, auch in Anlehnung an aktuelle Schadensfälle. Als Ergebnis erhält man die Wahrscheinlichkeiten für die Rissinitiation, das Risswachstum bis zu wanddurchdringenden Rissen und eines Leitungsbruches. Durch vergleichende Parameterstudien kann die Wirkung verschiedener Faktoren wie zum Beispiel die Empfindlichkeit der Leckdetektion, die Durchführung und Fähigkeit von Rissprüfverfahren oder das Vorhandensein von Reparaturstellen in der Schweißnaht untersucht werden. Bei allen betrachteten Konstellationen konnte auch ein Leckvor-Bruch-Verhalten (LBB) bestätigt werden. Die Erfahrungen in der Anwendung probabilistischer Ansätze im Zusammenhang mit Leckvor-Bruch-Untersuchungen fließen auch in eine Beteiligung an einem weiteren Benchmarkprojekt der OECD-NEA zur LBB-Anwendung ein.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der RDB stellt eine wichtige Grosskomponente hinsichtlich Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren dar. Insbesondere 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 finden solche Methoden im internationalen Kontext immer stärker Anwendung. Es ist wichtig für das ENSI, die Entwicklungen des aktuellen Standes von Wissenschaft und

Technik zu verfolgen. Weiterhin besteht eine unmittelbare Relevanz für den Langzeitbetrieb, auch unter Einbeziehung aktiver Schadensmechanismen. Die Teilnahme an Benchmarkprojekten der OECD-NEA ermöglicht dem ENSI und dem PSI, sich besser mit Fachexperten aus anderen Ländern auszutauschen und zu vernetzen. Sie ist eine hervorragende Möglichkeit, sich in internationale Entwicklungen einzubringen.

Ausblick

An das Ende 2018 abgeschlossene Projekt PROBAB schliesst sich ab 2019 das Folgevorhaben PROACTIVE thematisch an. Wie PROBAB wird auch PROACTIVE aus drei Teilprojekten (TP) bestehen. Im TP I sollen direkt die Erkenntnisse und Erfahrungen aus dem PROBAB-Projekt in Bezug auf die probabilistischen Analyseverfahren unter Einbeziehung aktiver Schädigungsmechanismen erweitert werden. Unter anderem sollen weitere Kraftwerkskomponenten untersucht werden. Das Projekt ermöglicht ferner die Partizipation an PARTRIDGE-III und Zugriff auf verbesserte Versionen der Software PRO-LOCA. Ein weiterer Baustein ist die Fortführung der Teilnahme am laufenden «LBB-Benchmark» der OECD-NEA sowie eine Beteiligung am wahrscheinlich 2019 startenden neuen Benchmark mit dem Titel «Leak rate Follow-up Benchmark». Im TP II werden numerische und experimentelle Untersuchungen zu Risswachstum und anderen bruchmechanischen Fragestellungen im Mittelpunkt stehen. Dabei soll verstärkt die XFEM zum Einsatz kommen. Die Teilnahme am thematisch hierzu passenden XFEM-Benchmark der OECD-NEA wird fortgesetzt und ergänzt die Untersuchungen. Im TP III wird mit Untersuchungen zu Kleinstprobentechniken eine neue Thematik aufgegriffen. Insbesondere soll die Anwendung von Kleinstproben für bruchmechanische Anwendungen wie das Master-Kurven-Konzept evaluiert werden. Bestrahltes RDB-Material steht in Form der Begleitproben nur in eng begrenztem Umfang zur Verfügung. Die Kleinstprobentechnik erlaubt durch eine weitergehende Nutzung vorhandener Proben potenziell die Erweiterung der Datenbasis und damit eine bessere statistische Absicherung der Ergebnisse.

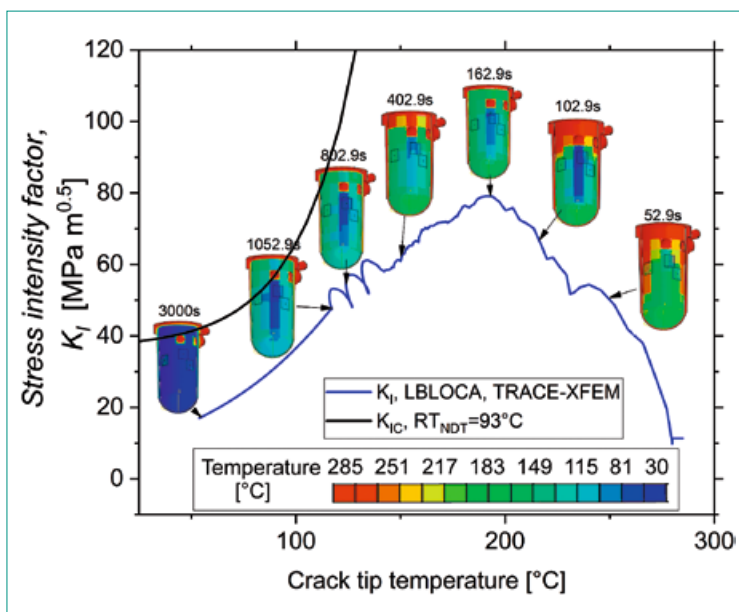


Abbildung 6: Prinzip der bruchmechanischen Bewertung einer PTS-Transiente durch Vergleich von berechneten Spannungsintensitätsfaktoren mit der Bruchzähigkeitskurve des Werkstoffes. Quelle: PSI.



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 NEA 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, die Auswertungen der gesammelten Schadenserfahrungen bezüglich mechanischer Komponenten enthält. Am Projekt sind folgende Mitgliedsländer beteiligt: Kanada, Taiwan, Tschechien, Frankreich,

Finnland, Niederlande, Deutschland, Japan, Südkorea, Slowakei, Spanien, Schweiz und USA.

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

- Informationen zu Schadensfällen an passiven metallischen Komponenten von Kernkraftwerken in einer Datenbank zu sammeln;
- Die Informationen auszuwerten, um ein besseres Verständnis der Ursachen und Auswirkungen der Schädigungen sowie der Wirksamkeit vorbeugender Massnahmen zu erreichen;
- Allgemeine Hintergrund-Informationen zu Komponenten und Schädigungsmechanismen zu sammeln;
- Zusammenfassende Berichte zu den Schädigungsmechanismen zu erstellen.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mit dem Jahr 2018 begann die Phase 3 des Projekts (2018–2020). In der Phase 3 sind die Länder Finnland, Taiwan und Niederlande zusätzlich dabei, so

dass insgesamt 13 Länder an dem CODAP-Projekt teilnehmen.

Im April fand ein gemeinsames Treffen der NEA Working Group on Risk Assessment (WGRISK) und den NEA-Datenbankgruppen CODAP, FIRE sowie ICDE statt (siehe auch Kapitel 1.2.2 und 1.2.3), mit dem Ziel, die Zusammenarbeit sowie die Datenanalyse und Risikoauswertung zwischen den einzelnen Gruppen weiter zu verbessern. Von den jeweiligen Gruppen wurden einige Beispiele für die Vorgehensweise zur Sammlung und Aufbereitung von Betriebserfahrung und zur Verwertung in Risikoanalysen sowie Projekte zur Weiterentwicklung von Datenbanken vorgestellt. Aufgrund der Komplexität und differenzierten Aufbau der verschiedenen Datenbanken ist momentan eine gruppenübergreifende Datenanalyse und Risikoauswertung ohne Anpassungen nicht möglich.

Im Rahmen des CODAP-Projektes wurde der vierte Erfahrungsbericht (Topical Report) mit dem Thema «Betriebserfahrung von erdverlegten Rohrleitungen» (Operating Experience Insights Into Below ground piping) 2018 publiziert. Der Bericht kann auf folgender Seite der NEA abgerufen werden: <https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/indexcni.html>. Der fünfte Erfahrungsbericht zum Thema «Grundlegende Prinzipien der Erfassung und Auswertung der Daten aus Betriebserfahrungen von metallischen passiven Bauteilen» (Basic principles of collecting&evaluating operating experience data on metallic passive components) wurde erstellt und soll 2019 publiziert werden. In diesem Bericht werden die Struktur der CODAP-Ereignisdatenbank und die zu Grunde liegenden Prinzipien der Datenerfassung, die Methoden zum Hinzufügen der Ereignisdaten und der Prozess der internen Datenkontrolle beschrieben. Der Bericht gibt zudem einen Überblick über die Anzahl und Art der Ereignisse in der Datenbank.

Der sechste in Bearbeitung stehende Erfahrungsbericht behandelt die seit 1998 gesammelte Betriebserfahrung hinsichtlich thermischer Ermüdung (A review of the «Post-1998» experience with thermal fatigue in heavy water and light water reactor piping components). Neu ist, dass erstmals das Electric Power Research Institute EPRI einen Beitrag in einem Erfahrungsbericht einbringt. Ende August wurde die neue überarbeitete Version der Datenbank aufgeschaltet. Eingabefelder, in denen spezifische Daten eingetragen werden, wurden in offene Textfelder umgewandelt. So bleiben die in einzelnen wenigen Datensätzen eingetragenen Daten erhalten, und auch in Zukunft können

solche Daten, wo notwendig und vorhanden, erfasst werden. Durch die Reduzierung der Eingabefelder wurde eine bessere Übersicht des kompletten Datensatzes erhalten. Weiterhin wurden Verbesserungen bei der Suche und Auswertung mit der neuen Datenbankversion umgesetzt.

Mit der jetzigen Version wurde die Datenbank in der Handhabung intuitiver.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst bis heute über 5050 Datensätze von Schäden an mechanischen Ausrüstungen. Für das ENSI und die Schweizer Kernkraftwerke steht mit der Datensammlung und der Hintergrundinformation eine direkte und aktuelle Quelle der internationalen Erfahrung mit Schadensfällen an klassierten mechanischen Ausrüstungen zur Verfügung. Diese kann angewendet werden zur Beurteilung von

- Instandhaltungsprogrammen und -massnahmen
- Wiederholungsprüfprogrammen
- Alterungsüberwachungsprogrammen
- Qualifizierungsfehlern für zerstörungsfreie Prüfungen
- Risikoinformierte Anwendungen in der Instandhaltung

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

Ausblick

Der Fokus für das kommende Jahr liegt auf der weiteren Datensammlung. Weitere Schwerpunkte sind laufende Verbesserungen in der Handhabung der Datenbank sowie die Fertigstellung des sechsten Topical Reports.

1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das ICDE-Projekt wird seit 1998 unter der Federführung der OECD Nuclear Energy Agency (NEA)

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2018 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- **Datenerfassung:** Im Berichtsjahr hat sich die Anzahl Ereignisse in der ICDE-Datenbank nicht geändert. Die Datenbank enthält (Stand Ende September 2018) ca. 1810 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen. Im Betriebsjahr wurden verschiedene neue Daten erfasst, aber noch nicht in die Hauptdatenbank aufgenommen.
- **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 wurden keine Kodierungsrichtlinien aktualisiert.
- **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 dargestellt. Im Berichtsjahr wurde der aktualisierte Komponentenbericht zu *Dieseldiesengeneratoren* veröffentlicht. Die Aktualisierung des Komponentenberichts zu *Sicherheitsventilen* hat im Berichtsjahr begonnen.
- **Berichte zu ICDE-Workshops:** Im Rahmen des ICDE-Treffens werden regelmässig Workshops zu vorgegebenen Themen organisiert, wobei ausgewählte Ereignisse aus der ICDE-Datenbank analysiert werden. Ergebnisse der Workshops werden zum einen zur Verbesserung der Informationen in der ICDE-Datenbank verwen-

det und zum anderen in Berichten zusammengefasst. Drei Berichte zu ICDE-Workshops zu den Themen «Anlageänderungen», «Verbesserung von Tests» sowie «multi-unit events» (also Ereignisse, die mehrere Blöcke einer Kernanlage betreffen) wurden im Berichtsjahr fertig gestellt und werden als NEA/CSNI-Berichte veröffentlicht.

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 ergeben Hinweise für die Modellierung der CCF und können zudem für die Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit von CCF, wie sie für die probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) benötigt wird, genutzt werden.

Ausblick

Mit dem Beginn des Jahres 2019 geht das ICDE in seine achte Phase. Der im Dezember 2018 verabschiedete Abschlussbericht über die siebte Phase (2015–2018) zeigt die Fortschritte des Projekts, macht aber auch klar, dass sich die Erfassung neuer Ereignisse in den vergangenen Jahren verlangsamt hat. In letzter Zeit konzentrierte sich das Projekt auf die Analyse der Daten und das Verfassen von entsprechenden Berichten, mit dem Ziel, eine qualitative Einsicht in die Fehlerursachen und -mechanismen, die zu einem CCF führen können, zu gewinnen, sowie Ansätze zur Prävention oder Minderung der Folgen eines CCF abzuleiten. Ferner wurde beschlossen, neue Komponententypen zu betrachten, bei denen die Dateneingabe noch bevorsteht.

In der nun startenden Projektphase wird es für die teilnehmenden Länder neben der Datenanalyse eine wichtige Aufgabe sein, mit der Eingabe neuer Daten in die Hauptdatenbank die Datengrundlage für die Auswertungen weiter zu verbessern.

Folgende weitere Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- ICDE-Ereignisse zu den Komponententypen Wechselrichter und Digitale Leittechnik werden in die Datenbank eingetragen.
- Zwei Workshops zu den Themen «Motorarmaturen» und «Sicherheitsventile» werden veranstaltet.
- Der aktualisierte Komponentenbericht zu Sicherheitsventilen wird weiter entwickelt.

1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiter: Dominik Hermann

Einleitung

Das Ziel des Projektes NEA FIRE ist die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der NEA-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, Grossbritannien, 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 zur Analyse bezüglich Brandverhalten und Risikoeinflüssen. Ersterer Bericht wurde bereits Ende 2016 abgeschlossen, zu letzterem liegen nahezu alle Beiträge der Teilnehmerländer vor, sodass die Endredaktion entsprechend der Ressourcenlage der Hauptautoren begonnen werden kann.

Es wurde ein erster Versuch eingeleitet, die Güte von Brandausbreitungsrechnungen mit Hilfe realer Brandereignisse zu bewerten. Hierzu wurde in der Datenbank ein Ereignis mit hinreichend signifikanter Brandentwicklung und guter Dokumentations-

lage identifiziert und dem Teilnehmerkreis des NEA-Projekts PRISME3, welches sich mit Brandversuchen und -simulationen befasst, die zur Entwicklung einer Simulationseingabe nötige Information verfügbar gemacht. Ergebnisse mehrerer Gruppen werden in der ersten Jahreshälfte 2019 erwartet.

Beim Vergleich der berechneten Kernschadenshäufigkeiten zwischen Anlagen in den USA wurden beträchtliche Unterschiede in den anteiligen Beiträgen der Zündquellenarten und Anlagebereiche festgestellt. Es wurde beschlossen, im Rahmen von NEA FIRE eine Studie unter Einbezug von Ergebnissen aus anderen Ländern durchzuführen, um erkennen zu können, zu welchen Anteilen diese Unterschiede tatsächlich Ausdruck verschiedener Bau- und Betriebsweisen der betrachteten Kernkraftwerke sind und welche Anteile aus einheitlichen Annahmen in den Analysen resultieren.

Es wurden kontinuierlich weitere Brandereignisse aus verschiedenen Mitgliedsländern in die Datenbank eingeführt und Erkenntnisse aus diesen und anderen Ereignissen diskutiert.

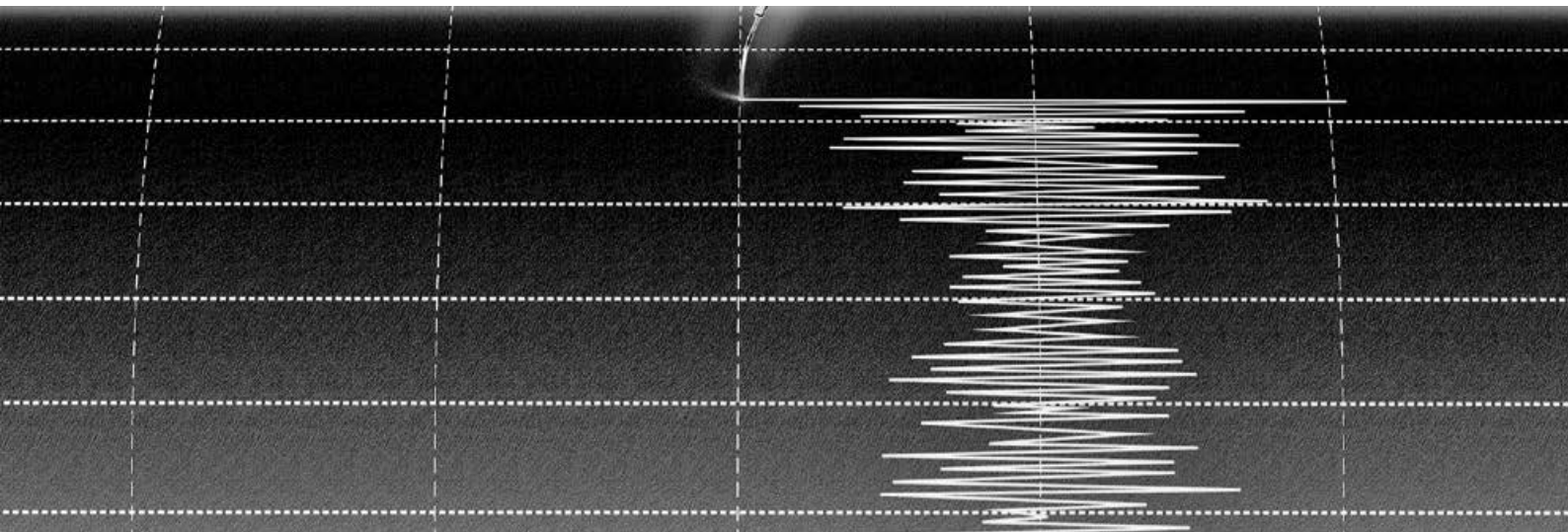
Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) der NEA 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 NEA 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 der neu beigetretenen Mitglieder Belgien und Grossbritannien 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

Für das Projekt IMPACT III (Impact of an aircraft against a structure), das vom VTT Technical Research Centre of Finland organisiert wird, war nach ursprünglicher Planung eine Laufzeit von 2012 bis

2014 vorgesehen. Infolge des Umzugs in eine neue Testhalle und zeitaufwändiger Versuchsplanungen haben sich beim Projekt grosse Verzögerungen ergeben, so dass es erst 2018 abgeschlossen wurde. Forschungsgegenstand ist das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wobei der Schwerpunkt auf der Durchführung von Impact-Versuchen mit Variation zahlreicher Versuchsparameter liegt.

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

Das Ziel dieses Projektes besteht darin, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeuges auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Im Rahmen von IMPACT III wurden im Projektjahr 2018 insgesamt sechs Versuche bei VTT in Finnland durchgeführt:

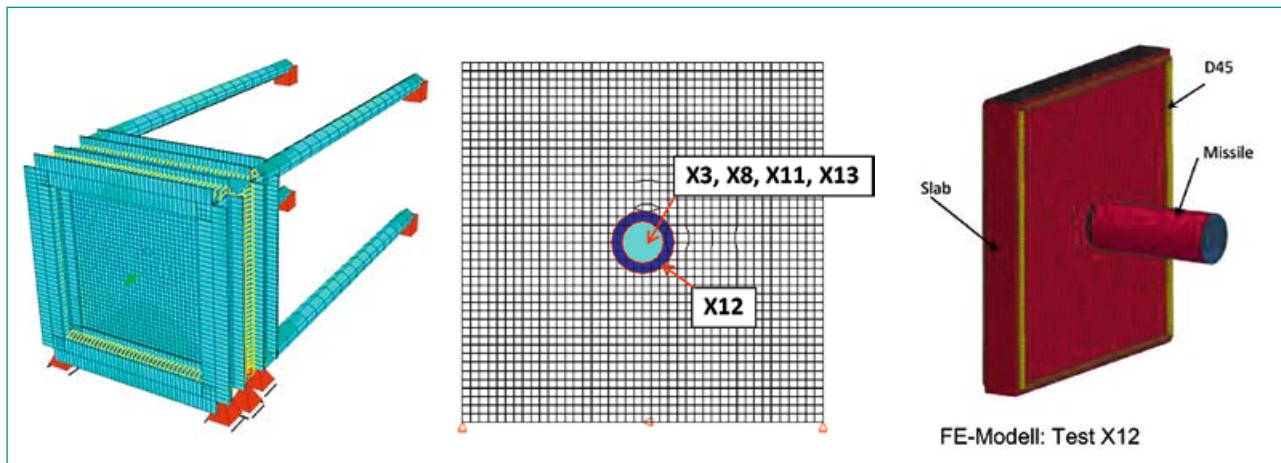


Abbildung 7: IMPACT III Test X12, FE-Modell SOFiSTiK, Vergleich Lastflächen in SOFiSTiK, FE-Modell LS-DYNA (von links). Quellen: SPI, B&H

- fünf Versuche zur Untersuchung der Auswirkungen von flüssigkeitsgefüllten Projektilen (Liquid effect tests L6 und L10), und
- ein Versuch zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens infolge Weichgeschoss-Anprall (Combined bending and punching test X12). Zudem wurden in Vorbereitung des Tests X12 zwei so genannte «Force plate»-Tests zur Untersuchung des Beulverhaltens von Projektilen mit grösserem Durchmesser durchgeführt.

Im Jahr 2018 lag der Schwerpunkt auf dem weiteren Studium des Verhaltens von Stahlbetontragwerken beim Aufprall verformbarer Projektile. Besondere Bedeutung kommt hierbei aus Sicht des ENSI der Untersuchung des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens (X-Testserie) im direkten Aufprallbereich zu. In dieser Serie wurde der Versuch X12 an quadratischen Stahlbetonplatten mit 2 m Seitenlänge und 0,25 m Plattendicke durchgeführt. Mit ihm sollte untersucht werden, wie sich bei gleichbleibender Biege- und Schubbewehrung eine Vergrösserung der Lastfläche auf das kombinierte Biege-/Durchstanzverhalten auswirkt. Gegenüber dem früheren Referenzversuch X8 wurde bei sonst gleichen Versuchsbedingungen der Projektildurchmesser von 219,1 mm um 62 % auf 355,6 mm vergrössert.

Die rechnerischen Analysen wurden mit den Finite-Elemente(FE)-Programmen SOFiSTiK (SPI) und LS-DYNA (B&H) durchgeführt. In den Berechnungen mit SOFiSTiK wird die Stahlbetonplatte mittels Schalenelementen abgebildet und für die Vergrösserung des Projektildurchmessers eine entsprechend grössere Lastfläche vorgesehen (Abbildung 7 links und Mitte). Die Berechnungen mit dem Programm LS-DYNA erfolgen an einem gekoppelten

FE-Modell, bei dem die Versuchsplatte aus Volumenelementen für den Beton sowie eingebetteten Stabelementen für die Betonstahl-Bewehrung besteht und das Projektil explizit mit Schalenelementen diskretisiert wird (Abbildung 7 rechts).

In Abbildung 8 sind zwei Diagramme dargestellt, in denen die Verschiebungen in der Plattenmitte und 540 mm seitlich davon über einen vom Beginn des Projektilaufpralls gemessenen Zeitraum von 0,1 s aufgetragen sind. In den Diagrammen sind die Ergebnisse der Berechnungen von SPI und B&H den im Test X12 und im Referenzversuch X8 gemessenen Verschiebungen gegenübergestellt. Erwartungsgemäss resultieren aus dem Test X12 infolge der grösseren Lastfläche kleinere Verschiebungen als im Vergleichstest X8. Insgesamt kann festgestellt werden, dass die mit dem Programm SOFiSTiK berechneten Ergebnisse das reale Strukturverhalten leicht unterschätzen, während aus den Berechnungen mit LS-DYNA zu grosse maximale Verschiebungen wie auch bleibende Verformungen hervorgehen.

Im Berichtsjahr nahm das ENSI zusammen mit SPI und teilweise B&H an den beiden Treffen vom 25. bis 27. April und 28. November in Espoo (Finnland) teil. Bestandteil des ersten Treffens war auch ein Workshop, bei dem die einzelnen Partner die Methodik der Berechnungsanalysen und die daraus folgenden Resultate präsentierten. Das zweite Treffen hatte die Zielsetzung, mit allen potenziellen Teilnehmern über die Planungen für eine weitere Projektphase IMPACT IV zu beraten.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit der Beteiligung an dem Projekt IMPACT III wird sichergestellt, dass dem ENSI stets der weltweit

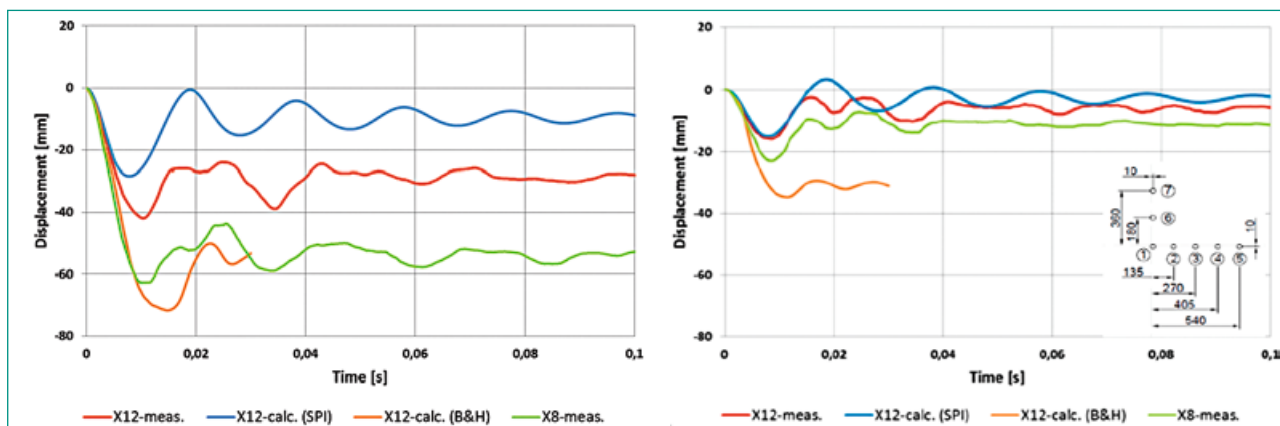


Abbildung 8: IMPACT III Test X12, berechnete und gemessene Verschiebungen in Plattenmitte (P1, links) und 540 mm seitlich davon (P5, rechts) im Vergleich zu Test X8, Quelle: VTT, SPI und B&H

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. Auf Basis von Versuchen zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonstrukturen lassen sich zudem die Methoden zur Ermittlung der Sekundäreinwirkungen auf anlagentechnische Komponenten überprüfen. Die vom ENSI durchgeführten rechnerischen Analysen haben das Verhalten der Testkörper gut abgebildet, und somit hat das ENSI die Bestätigung, dass die angewendeten Berechnungsmethoden dem Stand der Wissenschaft und Technik entsprechen.

Das ENSI festigt und erweitert durch die Teilnahme an dem Projekt IMPACT III das Know-how zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen bei Stossbelastungen und der durch diese Einwirkungen hervorgerufenen Erschütterungen anlagentechnischer Komponenten. Zum Erhalt der Fachkompetenz trägt auch der regelmässige Austausch zu dieser Thematik mit den Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder bei.

Ausblick

Das Versuchsprogramm von IMPACT III ist im Jahr 2018 abgeschlossen worden. Für die Fertigstellung der Versuchsberichte und der gemeinsamen Abschlussberichte zu den einzelnen Versuchsserien muss auch im Jahr 2019 von VTT und den weiteren Projektbeteiligten noch Aufwand erbracht werden. Darüber hinaus wurden im Berichtsjahr die Planungen für eine weitere Projektphase IMPACT IV fortgeführt. Vorrangig sollen grössere Stahlbetonplat-

ten mit Abmessungen bis zu 4,0 m x 4,0 m x 1,0 m untersucht werden können. Hierzu soll bei VTT in Espoo eine neue Versuchseinrichtung geschaffen werden, mit der schwerere Projektile mit grösserem Durchmesser auf höhere Geschwindigkeiten beschleunigt werden können. Weiterhin sollen Versuche an geneigten und gekrümmten Flächen sowie mit randnahen Belastungen, Untersuchungen zur Schutzwirkung von vorgelagerten Wänden im Hinblick auf die Restbelastungen nach Perforation und Versuche mit gealterten Strukturen durchgeführt werden. In den Jahren 2019 und 2020 werden keine Versuche durchgeführt. Die Planung und der Bau der neuen Testanlage sowie die Planung der neuen Versuche werden viel Zeit in Anspruch nehmen. Erste Versuche sind erst im Jahr 2021 geplant.

1.3.2 NEA IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten

Projektorganisation: OECD-NEA

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

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. Sie geht von Testkörpern aus, die stossartigen Ein-

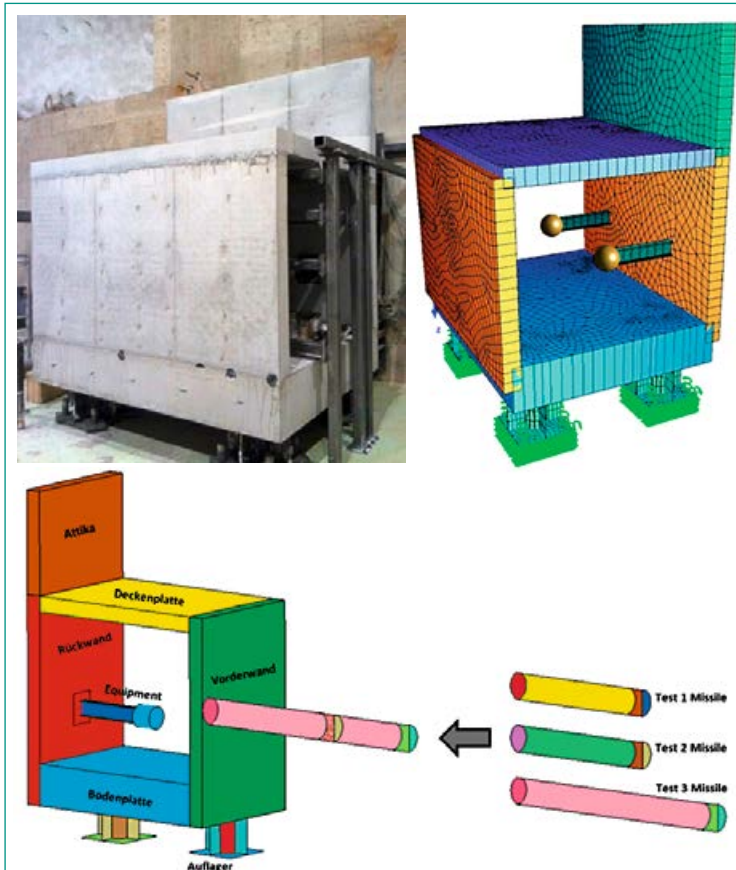


Abbildung 9: IRIS Phase 3, Versuchskörper (oben links), SOFiSTiK-FE-Modell (oben rechts) und LS-DYNA-FE-Modell (unten), Quellen: VTT, SPI, B&H

wirkungen ausgesetzt sind, zum Beispiel infolge eines Flugzeugabsturzes. Untersucht wird die Übertragung dadurch induzierter Erschütterungen auf die Decken und Wände ausserhalb des Aufprallbereichs. Anhand von durch Versuche gewonnenen Daten sollen die Berechnungsmethoden validiert und weiterentwickelt werden.

Das ENSI ist im Organisationskomitee vertreten und beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) – mit Unterstützung von Principia Ingenieros Consultores (PRINCIPIA) – als Team 1 und Basler&Hofmann (B&H) als Team 2 an diesem Projekt. Dieses ist als so genannter Benchmark angelegt, besteht also aus Versuchen und vergleichenden Berechnungen von Expertengruppen. In der Projektphase A wurden Nachrechnungen eines Tests zu induzierten Erschütterungen aus dem Projekt IMPACT III (siehe Kapitel 1.3.1) sowie blinde Vorausberechnungen der Tests an einem für die Phase 3 des Projekts IRIS eigens hergestellten Versuchskörper durchgeführt. Diese Phase wurde im Juni 2017 mit einem Workshop in Paris abgeschlossen. Der Abschlussbericht der Organisatoren zu Phase A befindet sich noch in Bearbeitung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektphase B wurde im September 2017 mit der Bekanntgabe der Versuchsergebnisse eingeleitet. Die Projektziele des Berichtsjahres bestanden seitens der Benchmark-Teilnehmer in der Kalibrierung der Berechnungsmodelle anhand der Messdaten und in der Durchführung von Nachrechnungen der Versuche.

Der zu den Seiten hin offene kastenförmige IRIS-Versuchskörper besteht aus Vorder- und Rückwand sowie Boden- und Deckenplatte (Abbildung 9). Die Rückwand ist nach Art einer Attika nach oben hin verlängert. Die äusseren Abmessungen betragen 2,5m in der Breite, 2,0m (vorn) bzw. 3,0m (hinten) in der Höhe und 2,1m in der Tiefe. Bis auf die 40cm dicke Bodenplatte sind alle Bauteile 15cm dick. An der Rückwand sind zwei zum Innenraum hin gerichtete Konstruktionselemente zur Simulation von anlagentechnischen Komponenten angebracht. Die Lagerung des Versuchskörpers erfolgt auf vier Füßen aus Rohrprofilen mit angeschweissten Ankerplatten, die nach oben hin in der Bodenplatte des Versuchskörpers einbetoniert und unten mittels 4,5m langer Ankerstäbe im Untergrund des Hallenbodens verankert sind. Die für die Berechnungen eingesetzten Finite-Elemente(FE)-Modelle, ein aus Schalenelementen bestehendes SOFiSTiK-Modell (Team 1) und ein aus Volumenelementen für den Beton mit darin eingebetteten Stabelementen für die Betonstahl-Bewehrung bestehendes LS-DYNA-Modell (Team 2) sind ebenfalls in Abbildung 9 dargestellt.

Der IRIS-Versuchskörper wurde drei aufeinanderfolgenden Impact-Tests unterzogen, von denen die beiden ersten Tests 1 und 2 mit dem gleichen Projekttyp und den annähernd gleichen Geschwindigkeiten $v_1 = 91,8\text{ m/s}$ bzw. $v_2 = 93,5\text{ m/s}$ und der dritte Test mit einem gleich schweren, jedoch längeren Projektil mit einer Geschwindigkeit von $v_3 = 167\text{ m/s}$ durchgeführt wurden. Das LS-DYNA-Modell umfasst als gekoppelte Struktur die auftreffenden Projektile (Abbildung 9), wohingegen die Stosseinwirkungen im SOFiSTiK-Modell als von PRINCIPIA mit dem Programm Abaqus separat berechnete Lastzeitfunktionen vorgegeben werden.

Als beispielhafte Ergebnisdarstellungen sind in Abbildung 10 die Zeitverläufe berechneter und im Test 3 gemessener Verschiebungen einander gegenübergestellt. Die Ergebnisse weisen auf ein im Vergleich zu den Versuchsdaten zu steifes Verhalten des LS-DYNA-Modells hin, während die Mo-

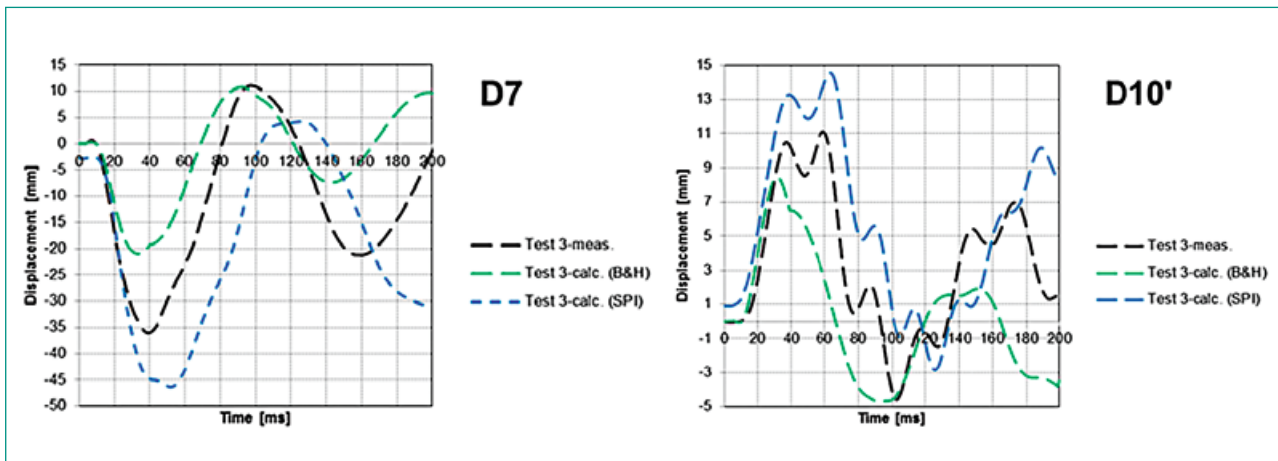


Abbildung 10: IRIS Phase 3, Test 3, Horizontalverschiebungen am oberen Ende der Rückwand (links) und Vertikalverschiebungen der Komponentenmasse (rechts), Quellen: VTT, B&H, SPI

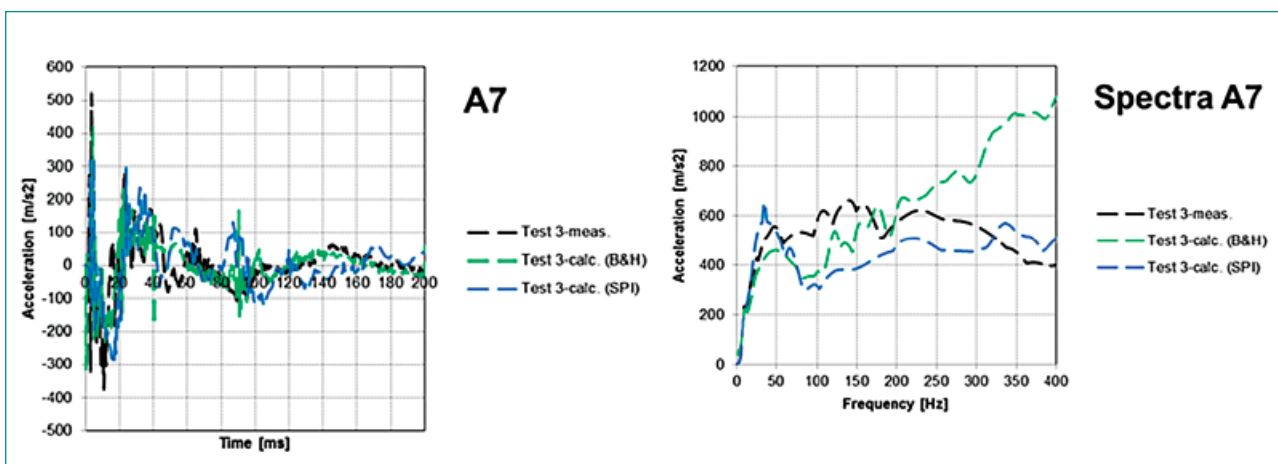


Abbildung 11: IRIS Phase 3, Test 3, Horizontalbeschleunigungen am oberen Ende der Rückwand im Zeitverlauf (links) und als Antwortspektrum für 5% Dämpfung (rechts). Quellen: VTT, B&H, SPI

dellabbildung mit SOFiSTiK ein zu nachgiebiges Verformungsverhalten ergibt. Den Ursachen für diese Abweichungen soll noch durch weitere Untersuchungen nachgegangen werden.

Abbildung 11 enthält Diagramme der Horizontalbeschleunigungen am oberen Ende der Rückwand im Test 3 und des daraus abgeleiteten Beschleunigungsantwortspektrums, aus dem ablesbar ist, mit welcher Beschleunigung ein mit einer bestimmten Frequenz schwingendes System ange regt wird. Die Übereinstimmung der berechneten und gemessenen Beschleunigungen ist demnach sowohl hinsichtlich der Amplituden als auch der zeitlichen Entwicklung augenscheinlich gut.

Wie aus dem Beschleunigungsantwortspektrum in Abbildung 11 ersichtlich ist, wird das Beschleunigungsniveau im Test 3 von den Berechnungen im Frequenzbereich bis 60 Hz gut wiedergegeben und weist darüber hinaus wechselnd grosse Abweichungen auf. Die durch die Stossbelastung induzierten Erschütterungen führen mit ansteigender

Frequenz zu sehr hohen Beschleunigungswerten. Aus den ebenfalls ermittelten Verschiebungsantwortspektren geht hervor, dass diese Beschleunigungen jedoch nur mit kleinen Verschiebungen verbunden sind, die selbst am Ort der Maximalwerte, dem oberen Ende der Rückwand, bis zu einer Frequenz von 100 Hz auf unterhalb von 1 mm abfallen. Aufgrund dieser Verknüpfung sind die induzierten Erschütterungen infolge einer Stossbelastung im Bereich hoher Frequenzen für die strukturelle Integrität nur von geringer Bedeutung.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Phase 3 des Projekts IRIS stellt eine wertvolle Ergänzung zu der im Rahmen von IMPACT III durchgeführten Versuchsserie zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung dar. Von Vorteil ist hierbei, dass im Rahmen des Benchmark-Projekts IRIS aufgrund der hohen Teilnehmeranzahl von 20 Teams im Vergleich zu IMPACT III eine deutlich

grössere Bandbreite von Simulationsmodellen und Berechnungsmethoden zum Einsatz gelangt und damit tiefere Erkenntnisse erzielbar sind. Auf Basis der umfangreichen Messergebnisse aus der Gesamtheit der Versuche lassen sich die Vorhersagemodelle zur Ermittlung der Einwirkungen auf anlagentechnische Sekundärstrukturen innerhalb der Gebäude der Kernanlagen weiter verbessern. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Gegenüber den ursprünglich geplanten Terminen hat sich das Projekt – auch aufgrund von Bitten der Benchmark-Teilnehmer nach verlängerten Abgabefristen – weiter verzögert. Der Schlussbericht zur Projektphase A soll 2019 publiziert werden, und die Kalibrierungsergebnisse zur Projektphase B sollen bis zum Ende des ersten Quartals 2019 an die Organisatoren gesendet werden. Seitens des Organisationskomitees ist geplant, im Frühjahr 2020 einen Schlussworkshop abzuhalten und den Abschlussbericht bis zum Jahresende zu erstellen.

1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

Auftragnehmer: Schweizerischer Erdbebendienst an der 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 von seismischen Gefährdungsanalysen in der Schweiz zuständig. Zudem ist der SED aktiv in Forschung und Lehre tätig, und er beschäftigt sich mit der erdbebenspezifischen Datenaufarbeitung, die für die Aufsicht des ENSI relevant ist. 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 dem ENSI ausserdem bei der Erarbeitung erdbebenrelevanter Teile in Richtlinien und in Dokumenten internationaler Organisationen (IAEA, NEA) zur Verfügung. Die Forschung des SED zu den schweizerischen Kernanlagen berücksichtigt Fragestellungen rund um die Erdbebengefährdung an den Standorten

der bestehenden Kernkraftwerke sowie im Zusammenhang mit dem Sachplanverfahren an den Standorten zukünftiger Oberflächen- und Untergrundanlagen für geologische Tiefenlager. Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungsanalyse. Dabei geht es spezifisch um

1. eine umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd,
2. das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nicht-linearen Medien sowohl an der Erdoberfläche wie auch in Tiefen unter der Erdoberfläche, welche für geologische Tiefenlager relevant sind (300–900 m), und
3. eine Synthese bisheriger Erkenntnisse und deren Umsetzung zur Präzisierung von Anforderungen für die Auslegung geologischer Tiefenlager.

Das Projekt «Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizer Erdbebendienst» wurde im Sommer 2018 um weitere vier Jahre verlängert. Aufgrund der bisherigen Erfahrung hinsichtlich des praktischen Nutzens der Ergebnisse und der dafür erforderlichen kontinuierlichen Zusammenarbeit mit dem Schweizer Erdbebendienst werden die Schwerpunkte hinsichtlich der Forschung weitgehend unverändert weiterverfolgt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In Teilprojekt 1 «Bodenbewegungs-Abminderungsmodelle» erfolgt die Modellierung von Bodenbewegungen an einem Standort aufgrund eines Erdbebens in zwei Schritten. In einem ersten Schritt wird die Abminderung der seismischen Energie mit der Distanz zum Erdbebenherd mittels sogenannter Ground Motion Prediction Equations (GMPE) beschrieben. In einem zweiten Schritt wird anhand von empirischen oder numerischen Modellen die frequenzabhängige Verstärkung oder Abminderung der Bodenbewegungen durch lokale Standorteigenschaften des Untergrundes bestimmt. Beide Elemente sind wichtig für die probabilistischen Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung (Probabilistic Seismic Hazard Assessment – PSHA). Die Erdbebenforschung am SED verfolgt die neuesten Entwicklungen auf diesem Gebiet, die relevant für Schweizer Kernanlagen und das ENSI sind.

Auf Basis der Arbeiten in den vorherigen Jahren konnte 2017/2018 ein physikalisches Modell für die

lokale Dämpfung (Abminderungsparameter κ) entwickelt werden. Der Parameter κ (Kappa) ist ein Korrekturfaktor für die Abminderung im hochfrequenten Bereich der Bodenbewegung und berücksichtigt die unterschiedlichen Fels- und Sedimenteigenschaften des Untergrunds. Dessen Quantifizierung bildet einen wichtigen Bestandteil zur weiteren Verbesserung des stochastischen Abminderungsmodells für die Schweiz, mit welchem die bestehenden Unsicherheiten (hier vor allem hinsichtlich lokalem Abminderungseffekt) weiter reduziert werden können. Zur Verbesserung des physikalischen Verständnisses wurden Messungen an Bohrlochstationen (zum Beispiel im Felslabor Mont Terri) und Oberflächenstationen in der Schweiz analysiert. Es zeigte sich, dass die lokale Dämpfung bei Fels-Standorten relativ niedrige Werte annimmt. Bei solchen Standorten hat die intrinsische Dämpfung den grössten Einfluss. Zusätzliche weiche Schichten mit grossen Heterogenitäten führen zu einer signifikanten Erhöhung der Dämpfung, welche auf eine Kombination von intrinsischer Dämpfung und Streueffekten zurückzuführen ist.

Ein weiterer Schwerpunkt im Berichtsjahr bildete die Verbesserung der regionalen und standortspezifischen Modelle zur Dauer der Bodenbewegungen. Vor diesem Hintergrund wurde und wird in den nächsten Jahren untersucht, inwiefern die Felseigenschaften und Sedimentschichtung, sowie oberflächennahe Untergrundstrukturen, die Charakteristik der Bodenbewegungen beeinflussen. In Vorbereitung einer vertieften Analyse wurden hierzu verschiedene Eigenschaften (sog. Proxies) der Seismometer-Standorte gesammelt oder abgeleitet. Dazu wurden insbesondere anhand von qualitativ und quantitativ umfassenden japanischen Datensätzen geometrische Parameter zur Beschreibung der Topographie erfasst. Diese stellen einen Proxy für die Bodenbeschaffenheit des Untergrundes dar, der mit geologischen Informationen und seismischen Messungen kombiniert werden kann. In einem nächsten Schritt erfolgt die Analyse bzw. eine Gegenüberstellung der Proxies mit den Eigenschaften der aufgezeichneten Erdbebensignale, darunter die Dauer der Bodenbewegung.

Ein weiteres Ziel ist, das Wissen über die Komplexität und die physikalischen Grenzen der Bodenbewegungen von Sedimenten und Fels mit numerischen Simulationsverfahren zu verbessern und somit langfristig die Unsicherheiten in den Gefährdungsanalysen zu reduzieren. Zu diesem Zweck

fokussiert Teilprojekt 2 «Szenario-Modellierung und Grenzen der Bodenbewegung» auf die Modellierung von komplexen und nicht-linearen Wellenausbreitungsphänomenen. Das 2017 entwickelte Programm zur Simulation von Seismogrammen mit einem breiten Frequenzspektrum (Hybridmodell) unter Anwendung von Hochleistungsrechnern wurde weiterentwickelt und angewendet. Es zeigt sich, dass sich die Arbeiten aus den Teilprojekten 1 und 2, also die Datenanalysen und die Modellierungsarbeiten, zusehends ergänzen. Im vergangenen Jahr wurde das Hybridmodell erstmals genutzt, um Seismogramme für reale Erdbeben (zwei Erdbeben der Magnitude 6 in der Po-Ebene in Italien) zu berechnen. Die Modellierungsergebnisse zeigen, dass die Dauer der Bodenerschütterungen gut abgebildet werden kann. Die Resultate aus diesen Studien werden in einem nächsten Schritt genutzt, um die Modelle weiter zu verbessern. Ein weiterer Nutzen der Anwendungen der Modelle in anderen Regionen ist es, Erfahrungen mit relevanten Beobachtungsdaten starker Erdbeben zu sammeln und in Zukunft auf die Schweiz zu übertragen. Die Verwendung des Hybridmodells erlaubt es zudem, den Abminderungsfaktor Kappa vertieft zu untersuchen. Dabei wurden hier ergänzend zu den Arbeiten aus Teilprojekt 1 die physikalischen Eigenschaften wie Streuung und intrinsische Abminderung auf regionaler Skala erfolgreich modelliert. Mit dem Teilprojekt 3 «Induzierte Seismizität und Anwendung für Geologische Tiefenlager» nimmt die Erdbebenforschung am SED konkrete Fragestellungen im Zusammenhang mit der Entsorgung radioaktiver Abfälle auf. Ziel ist, eine eigene Einschätzung hinsichtlich deren Relevanz vorzunehmen, daraus Erkenntnisse für regulatorische Anforderungen für die nächsten Verfahrensschritte zu gewinnen und übergeordnet das Prozessverständnis zu verbessern. Im Zentrum stehen Anwendungen hinsichtlich bau- und lagerinduzierter Seismizität. Die Arbeiten zur bauinduzierten Seismizität verbessern das unabhängige Verständnis bezüglich der Risiken während der Bauarbeiten. Die bisherigen Modellierungen zeigen, dass ein sicherer Bau eines geologischen Tiefenlagers grundsätzlich möglich ist. Die Modellergebnisse zeigen ebenfalls, dass aufgrund der Spannungsumlagerungen Mikro-seismizität an bisher unbekannt kleinen Störungszonen ausgelöst werden kann. Daher kann die Überwachung der Mikro-seismizität während der Bauphase ergänzende Kenntnisse zum geologischen Umfeld liefern. Aufgrund der eingelagerten hochradioaktiven

Abfälle erwärmt sich das Gestein, wodurch der Porenwasserdruck erhöht wird und damit die Stabilität des umliegenden Gesteins vermindert werden kann. Dieser Prozess wurde für einzelne und mehrere Einlagerungsstollen untersucht, und die aus der Modellierung resultierenden Spannungszustände im Wirtgestein wurden numerisch berechnet. Dabei wurden verschiedene Kohäsionswerte und unterschiedliche Distanzen der Stollen zu Störungszonen analysiert. Dies dient dazu, in Zukunft unter Berücksichtigung standortspezifischer Messdaten den Einfluss der Wärme-induzierten Spannungsumlagerungen im Umfeld eines geologischen Tiefenlagers besser zu quantifizieren. Dabei wird den Fragen nachgegangen, ob Störungen reaktiviert werden können, allenfalls neue Störungen entstehen oder in welcher Distanz und nach welcher Zeit der Einlagerung der Abfälle entsprechende Seismizität ausgelöst werden kann. 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, auch in der Öffentlichkeit, viel beachtetes Thema darstellt. Mit den durch die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen durchgeführten Arbeiten wird angestrebt, das im Rahmen des PRP (PEGA-SOS Refinement Project) gesammelte Fachwissen zu erhalten, die Grundannahmen kritisch zu beleuchten und weiter zu entwickeln. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten sind darauf ausgerichtet, standortspezifische Einflüsse in zukünftigen Projekten besser beschreiben zu können.

Die Forschungsbereiche zu alternativen Ansätzen in der Erdbebengefährdungsberechnung, welche Geologie- und Physik-basierte Simulationen integrieren, liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager. Damit können Anforderungen an die Bestimmung der seismischen Gefährdungsgrundlage präzisiert und Anforderungen an die Überwachung eines geologischen Tiefenlagers festgelegt werden. Die Zusammenarbeit mit dem 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

In der nun laufenden Projektphase werden die Arbeiten an den regionalen Abminderungsmodellen als auch die standortspezifischen Einflüsse auf die Bodenbewegung weitergeführt. Dabei werden sowohl die Beobachtungsdaten kleiner Erdbeben in der Schweiz als auch potentielle Bodenbewegungen bei sehr grossen Erdbeben, insbesondere die nicht-linearen Wellenausbreitungsphänomene, weiter vertieft untersucht. Im Rahmen der Weiterentwicklung der Hybridmodellierungen sollen Schweiz-spezifische Standorteigenschaften berücksichtigt werden. 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. Um den Wissensaustausch zwischen der Seismologie und dem Bauingenieurswesen weiter zu verbessern, ist eine engere Zusammenarbeit in Bezug auf die Boden-Bauwerks-Interaktion geplant.

1.3.4 CASH Phase 2B – 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 Capacity of Reinforced Concrete SHear Walls) wird von der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) unter Beteiligung von EDF (Electricité de France) und der Firma SIXENSE Necs (als Organisator) durchgeführt. Das Projekt beschäftigt sich mit der Tragfähigkeit von Stahlbetonschubwänden in Nuklearbauten unter Erdbebeneinwirkungen, welche über die der Bemessung zugrunde liegende Beanspruchung hinausgehen. Das Untersuchungsziel besteht darin, die Verlässlichkeit von Berechnungsverfahren und Methoden zur Bestimmung des Tragvermögens solcher Bauteile zu bewerten.

Die Grundlage des Benchmark-Projektes bilden Versuche an Stahlbetonschubwänden, die im Rahmen des Programms SAFE (Structures Armées Fai-

blement Elancées) in den Jahren 1997 bis 1998 am European Laboratory for Structural Assessment ELSA in Ispra (Italien) durchgeführt wurden. Im ersten Projektabschnitt (Phasen 1 und 1B) wurden die Versuche mithilfe von Finite-Elemente (FE)-Modellen abgebildet. Anhand von Nachberechnungen von zwei pseudo-dynamischen Versuchen mittels Pushover-Analysen und statischen zyklischen Berechnungen erfolgte eine Kalibrierung der nichtlinearen Modelle. Dabei waren insbesondere die den verschiedenen Berechnungsprogrammen zugrunde liegenden Materialgesetze und deren Abbildung des Strukturverhaltens bei dynamischen Beanspruchungen von Bedeutung. Diese Untersuchungen wurden in den Berichtsjahren 2015 und 2016 behandelt.

Die Ergebnisse aus Phase 1B dienten als Grundlage für Phase 2, deren Ergebnisse im Berichtsjahr 2017 beschrieben wurden. In Phase 2 wurden nichtlineare statische und dynamische Berechnungen für zwei für Kernkraftwerksgebäude repräsentative mehrstöckige Schubwände ohne und mit einer grossen Öffnung durchgeführt. Die Streubreite der Ergebnisse veranlasste die Organisatoren dazu, eine zusätzliche Projektphase 2B anzuschliessen. In ihr sollten die Berechnungen für die beiden geringfügig modifizierten Schubwandtypen mit genauer definierten Parametern wiederholt werden.

Das ENSI beteiligt sich an dem Benchmarkprojekt CASH mit zwei Teams, unter Beteiligung der Experten von Basler&Hofmann (B&H) und Stangenberg und Partner (SPI).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der Phase 2B wurden in Bezug auf Modellierung, Berechnungsannahmen und Lastvorgaben nichtlineare statische und dynamische Berechnungen für zwei mehrstöckige Schubwände ohne und mit einer grossen Öffnung durchgeführt. Auf Basis der umfangreichen Untersuchungen in den vorangegangenen Projektphasen konnten die beiden Teams B&H und SPI ihre Erfahrung in die Systemabbildung einfließen lassen. Die Teams haben die Ergebnisse im Oktober 2018 bei den CASH-Organisatoren eingereicht. Die abschliessende Auswertung der Resultate im Vergleich zwischen den teilnehmenden Teams ist noch offen.

Die 2018 durchgeführten Arbeiten der Projektphase 2B gliedern sich entsprechend Phase 2 in drei Teilaufgaben:

- Task 1: Modellierung der betrachteten Wände und lineare Spektralanalyse für ein vorgegebenes Antwortspektrum,
- Task 2: nichtlineare Pushover-Analysen,
- Task 3: dynamische Zeitverlaufsrechnungen mit vorgegebenen Erdbebenbeschleunigungen verschiedener Intensitäten.

Die analysierte reguläre Struktur ohne Öffnung besteht aus einer vierstöckigen 12 m langen Wand mit 1 m breiten Flanschen an beiden Enden. Die Stockwerkshöhe beträgt 4 m. Die Decken sind als 1 m breite Platten angedeutet. Alle Elemente der Struktur (Wand, Flansche, Deckenplatten) haben eine Stärke von 0,4 m. Bei der irregulären Struktur wurde im dritten Geschoss die Hälfte des Wandquerschnitts auf einer Seite entfernt, so dass sich eine grosse Öffnung ergibt. Bei einer Höhe von insgesamt 16 m und einer Breite von 12 m beträgt das Seitenverhältnis der Wände von Höhe zu Breite 4/3. Ergänzend zum Eigengewicht der beiden Strukturen werden in jeder Deckenebene Zusatzmassen in Höhe von 500 t als ausschliesslich horizontal wirkend und von 60 t als ausschliesslich vertikal wirkend berücksichtigt. Alle Bauteile sind monolithisch miteinander verbunden. Die Wand wird jeweils als unten starr eingespannt angenommen. Für die nichtlinearen FE-Berechnungen ist auch in Phase 2B vom Team SPI das Rechenprogramm SOFiSTiK und vom Team B&H das Rechenprogramm LS-DYNA verwendet worden. Das SOFiSTiK-Modell besteht aus mehrschichtigen Schalenelementen, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen abgebildet wird. Das LS-DYNA-Modell setzt sich aus Volumenelementen für den Beton und Stabelementen für die Bewehrung zusammen.

Task 1: Die erste Teilaufgabe der Projektphase 2B bestand aus der Ermittlung der Eigenfrequenzen (Reguläre Wand: SOFiSTiK – 4,10 Hz, LS-DYNA – 4,25 Hz; Irreguläre Wand: SOFiSTiK – 3,40 Hz, LS-DYNA – 3,56 Hz) und der linearen Systemantwort für ein vorgegebenes Beschleunigungsspektrum mit Hilfe des Antwortspektrenverfahrens. Im Zuge der Berechnungen sind die Auflagerkräfte und die Verschiebungen auf Höhe der einzelnen Decken ermittelt worden. Die maximale horizontale Verschiebung ergab sich an den mittleren Kopfpunkten der regulären Wand (SOFiSTiK – 6,3 mm, LS-DYNA – 5,7 mm), bei der irregulären Wand aufgrund der geringeren Steifigkeit im dritten Geschoss am linken oberen Kopfpunkt (SOFiSTiK – 9,5 mm, LS-DYNA – 7,2 mm).

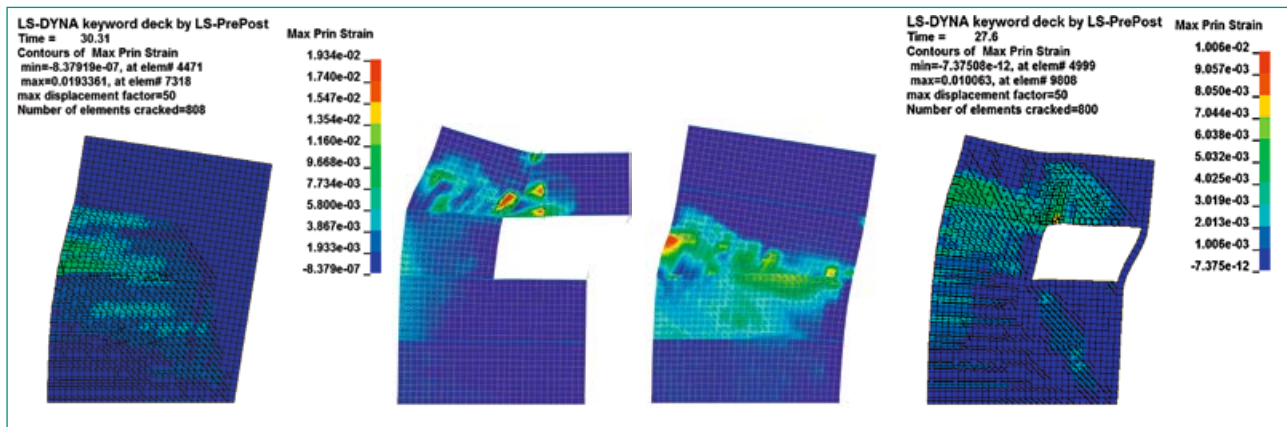


Abbildung 12: Rissverteilung bei Horizontalverschiebung von 50 mm, reguläre und irreguläre Wand SOFiSTiK (links, Quelle: SPI) und LS-DYNA (rechts, Quelle: B&H).

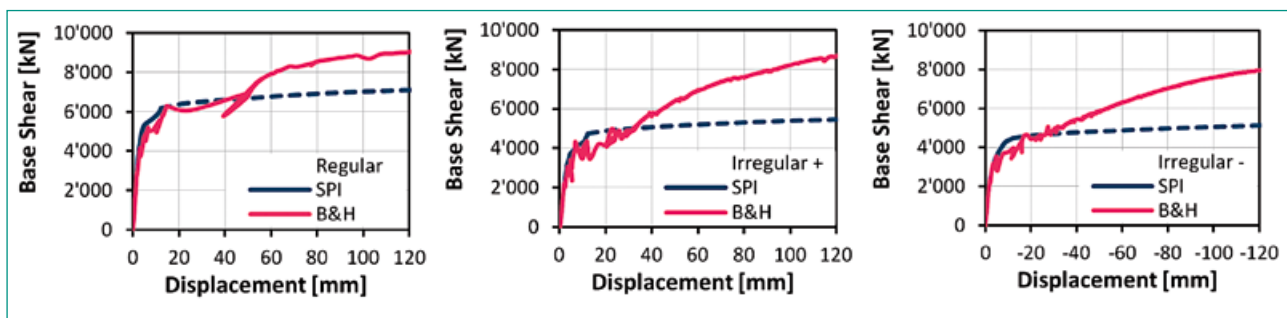


Abbildung 13: Schubkraft auf Höhe der Einspannung («Base Shear») für die reguläre Wand (links), die positive Lastrichtung der irregulären Wand (Mitte) und die negative Lastrichtung der irregulären Wand (rechts). Quelle: SPI und B&H

Task 2: Die zweite Teilaufgabe bestand darin, das Verhalten beider Wände unter einer schrittweise ansteigenden horizontalen Schubkraft bis zu einer Kopfverschiebung von mindestens 100 mm mittels nichtlinearer Pushover-Analysen abzubilden. Als Ergebnisse dieser Berechnungen sind die Kraft-Verschiebungs-Diagramme, Ansichten der Wände für bestimmte Verformungen am Wandkopf (20 mm, 50 mm und 100 mm) sowie die Darstellung der Rissverteilung für die Zustände mit Wandverschiebungen von 50 mm und 100 mm ermittelt worden. Abweichend von Phase 2 war die nichtlineare Pushover-Analyse für die unsymmetrische irreguläre Struktur sowohl in positiver als auch in negativer x-Richtung durchzuführen. Des Weiteren wurden die Materialeigenschaften um die Angabe von Grenzdehnungen erweitert. Die Grenzstauchung des Betons wurde zu $\varepsilon_u = 3.5\%$ und Grenzdehnung des Betonstahls zu $\varepsilon_u = 10\%$ festgelegt. Da die Interpretation der Vorgabe für die Grenzdehnung des Betonstahls nicht eindeutig war, hat sich das ENSI entschlossen, zwei Grenzfälle zu betrachten. Während in der SOFiSTiK-Berechnung (Team SPI) bei Überschreitung der Grenzdehnung in der Bewehrung keine Kraftübertragung mehr erfolgt, ist diese in der LS-DYNA-Berechnung

(Team B&H) auch bei darüber hinausgehenden plastischen Dehnungen noch möglich. In Abbildung 12 sind die Rissverteilungen für eine Horizontalverschiebung von 50 mm am verformten System dargestellt. Bei der regulären Wand zeigt sich eine Konzentration der Rissbildung oberhalb der ersten und besonders ausgeprägt oberhalb der zweiten Deckenebene. Die Konzentration der Risse bei der irregulären Wand liegt vergleichsweise weiter oben, insbesondere oberhalb der dritten Deckenebene. Abschätzungen der maximalen Schubtragfähigkeiten des regulären und des irregulären Gesamtsystems ergeben sich aus den in Abbildung 13 dargestellten Pushover-Kurven, in denen die Schubkraft auf Höhe der Einspannung («Base Shear») in Abhängigkeit von der horizontalen Verschiebung im Auswertepunkt mittig am Wandkopf dargestellt ist. Es zeigt sich, dass für alle drei untersuchten Fälle eine sehr gute Übereinstimmung des linearen Verhaltens der Systeme ermittelt worden ist. Im nichtlinearen Bereich können die Resultate aufgrund der unterschiedlich interpretierten Grenzdehnung des Betonstahls nicht direkt verglichen werden.

Den Resultaten der Pushover-Analysen zufolge weisen beide Wände ein kombiniertes Schub-Biegeverhalten auf, wobei die aufgezeigten Verformungen und Rissverteilungen bei der regulären Wand auf ein mögliches Biegeversagen im dritten Geschoss deuten.

Task 3: Im Rahmen der dritten Teilaufgabe waren nichtlineare dynamische Analysen der Wände unter einer horizontalen, als Beschleunigungs-Zeitverlauf gegebenen seismischen Belastung (siehe Abbildung 14) durchzuführen. Task 3 ist in Teilaufgaben untergliedert, in denen der Zeitverlauf mit ansteigenden Faktoren η zu skalieren war. Die unter der Annahme von 2 % Dämpfung durchzuführenden nichtlinearen Berechnungen waren mit dem Ausgangszeitverlauf nach Abbildung 14 zu beginnen (Skalierungsfaktor $\eta = 1$). Im nächsten Schritt wurde die Intensität der seismischen Ein-

wirkung mit $\eta = 2$ verdoppelt, um eine signifikante Schädigung hervorzurufen.

Nachfolgend wurde die Intensität der Einwirkung so weit gesteigert, dass die Schiefstellung («Drift») einer der 8 bzw. 7 Teilwände den Wert 5% erreicht. Zuletzt sollte der Skalierungsfaktor η weiter gesteigert werden, bis die Grenztragfähigkeit, die durch die in Phase 2B neu angegebenen Grenzdehnungen definiert ist, erreicht wird. Die in den angeführten Teilaufgaben erreichten maximalen Verschiebungen am Wandkopf sind in Tabelle 1 zusammengefasst. Aufgrund der unterschiedlichen Umsetzung der vorgegebenen Grenzdehnung des Betonstahls basieren die Resultate der beiden Teams auf verschiedenen Annahmen und können bei Beanspruchungen, die ein bedeutendes nichtlineares Verhalten der Struktur verursachen (etwa ab $\eta > 2$), nicht direkt miteinander verglichen werden.

	Faktor		Max. Verschiebung am Wandkopf [mm]		Zeit des Auftretens [s]	
	LS-DYNA	SOFiStiK	LS-DYNA	SOFiStiK	LS-DYNA	SOFiStiK
Reguläre Wand	$\eta = 1,0$		-6,5	-3,3	5,7	4,4
	$\eta = 2,0$		-28,7	-19,9	3,4	3,4
	$\eta_c=5$	$\eta_c=4,5$	-55,3	-40,7	5,9	5,9
	$\eta_u=5,6$	$\eta_u=10$	73,7	-154	5,1	3,9
Irreguläre Wand	$\eta = 1,0$		-12,0	-6,2	2,8	2,8
	$\eta = 2,0$		32,3	-19,5	4,1	3,4
	$\eta_c=2,5$	$\eta_c=3$	-41,8	-28,8	3,4	3,4
	$\eta_u=3$	$\eta_u=8$	-54,6	86,3	3,4	7,6

Tabelle 1: Zusammenfassung der maximalen Verschiebungen am Wandkopf

Aus den Resultaten geht hervor, dass für die reguläre Wand die stärkste Rissbildung im mittleren Höhenbereich der Wand zu erwarten ist. Schwachstellen, die zum Erreichen der Grenztragfähigkeit beitragen können, treten somit hauptsächlich im zweiten, aber auch im dritten Geschoss auf. Das Verhalten der irregulären Wand wird eindeutig durch den geschwächten Wandquerschnitt gesteuert, so dass Schwachstellen neben und über der Öffnung, das heisst im dritten und vierten Geschoss, zu erwarten sind. Aufgrund dessen wird im Vergleich zur regulären Wand eine kleinere Grenztragfähigkeit erreicht, ein vergleichbares Ausmass der Schädigung tritt bei Einwirkungen kleinerer Intensität auf.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Benchmark-Projekt CASH gibt einen Überblick über die Methoden zur Simulation des mechanischen Verhaltens von Schubwänden aus Stahlbeton, bei denen es sich um typische Bauteile zur Horizontalaussteifung kerntechnischer Bauwerke handelt. Mit der Teilnahme an diesem Projekt wird angestrebt, durch die Validierung der verwendeten Berechnungsprogramme und die Optimierung der Berechnungsmodelle deren Aussagegenauigkeit zu verbessern. Damit können mögliche Tragreserven von Schubwänden bei Erdbebenbeanspruchungen zuverlässiger abgeschätzt werden.

Ausblick

Aufgrund der von den Organisatoren noch nicht abgeschlossenen Auswertung der Resultate der teilnehmenden Teams ist die Ergebnisdiskussion

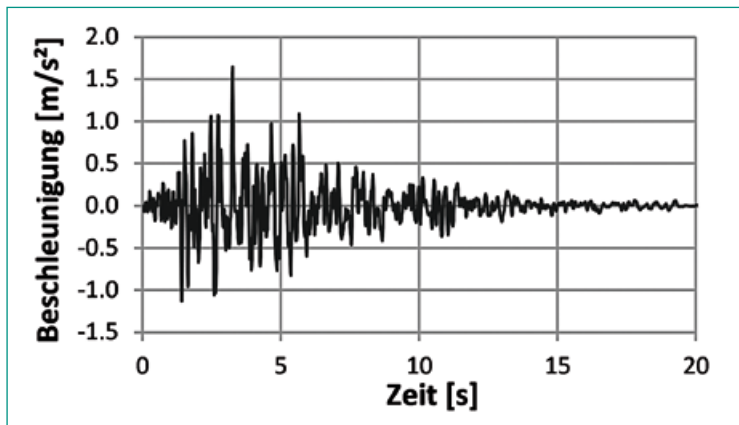


Abbildung 14: Vorgegebener horizontaler Beschleunigungs-Zeitverlauf für Task 3, Skalierungsfaktor $\eta = 1$. Quelle: SIXENSE NeCS

noch offen. In dem in Bearbeitung befindlichen Abschlussbericht der Organisatoren sollen weitergehende Erkenntnisse aus den Berechnungen aller Benchmark-Teilnehmer behandelt und weiterer Untersuchungsbedarf identifiziert werden. Festgehalten werden kann jedoch schon jetzt, dass mit der Optimierung der Berechnungsmodelle die Zuverlässigkeit der Bewertung der Tragfähigkeit von Stahlbetonschubwänden bei auslegungsüberschreitenden Erdbebeneinwirkungen verbessert worden ist.

1.3.5 EXAR – Grundlagen Extremhochwasser Aare-Rhein

Koordination: Gruppe Schweizer Bundesämter unter Federführung des Bundesamts für Umwelt 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, das Bundesamt für Energie BFE, das Bundesamt für Bevölkerungsschutz BABS und MeteSchweiz haben gemeinsam das Projekt EXAR in Auftrag gegeben, das zum Ziel hat, einheitliche Grundlagen für die Abschätzung der Gefährdung Hochwasser an Aare und Rhein zu erstellen. Dabei sollen insbesondere die Häufigkeiten extremer Hochwasserereignisse abgeschätzt werden. Ferner sollen neben den Abflüssen auch mögliche Versa-

gensprozesse an den wasserbaulichen Einrichtungen in die Gefährdungsabschätzung einbezogen werden. Das Projekt beinhaltet die Entwicklung von hydrometeorologischen Szenarien und deren Häufigkeiten, Untersuchungen wasserbaulicher Einrichtungen auf mögliche Versagensprozesse, Simulationen der Grossraumhydraulik, hydraulische Detailberechnungen und die Berücksichtigung der Unsicherheiten mithilfe von Ereignisbaumanalysen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für das Einzugsgebiet der Aare wurden im Jahr 2018 künstliche Niederschlags- und Temperaturdatenreihen mithilfe der Wettergeneratoren erzeugt. Damit wurden Wetterdaten für 300'000 Jahre simuliert. Diese Datenreihen wurden in ein hydrologisches Modell eingespeist, welches aus diesen Daten den Oberflächenabfluss simuliert. Mit einem hydraulischen Modell wurden dann die Abflüsse entlang der Aare simuliert. Zur Qualitätssicherung wird die ganze Modellkette noch einmal überprüft. Diese Qualitätssicherung dauert länger als ursprünglich erwartet und führt zu einer zeitlichen Verzögerung des Projekts.

Um möglichst detaillierte Resultate an einzelnen genau festgelegten Standorten (Beurteilungsperimeter) zu erhalten, werden Hochwasserszenarien mit einem an der VAW-ETH entwickelten hydraulischen 2D-Modell simuliert. Einige dieser Simulationen wurden im Jahr 2018 bereits durchgeführt.

Zur Beurteilung des Verhaltens von wasserbaulichen Bauwerken und Strukturen entlang der Aare und ihrer grössten Zuflüsse wurden Pegel-Abfluss-Beziehungen erarbeitet und analysiert, wie sich die Strukturen verhalten und auf welche Art sie versagen könnten. Aufbauend auf diesen Arbeiten wurden Ereignisablaufdiagramme entwickelt, welche schlussendlich für die Erstellung der Ereignisbäume dienen.

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 ENSI-Projekt ERSIM (Erhöhung der Sicherheitsmargen) zeigten die Kernkraftwerke, dass sie beträchtliche Sicherheitsmargen gegenüber diesen Hochwassergefährdungen haben. Verfeinerungen der Analysen zur Hochwassergefährdung sind möglich, bedingen aber weitere detaillierte Untersuchungen, wie

sie das Projekt EXAR liefern soll. Ein verbesserter Kenntnisstand ermöglicht generell eine genauere Abschätzung der Sicherheitsreserven gegen Überflutung. Ziel des vorliegenden Projektes ist, die Hochwassergefährdung für verschiedene Beurteilungssperimeter zu erfassen. Die Risikoabschätzungen, also die Beurteilung, welche Auswirkungen diese Hochwassergefährdung auf einzelne Anlagen (z. B. die Kernkraftwerke) hat, werden nicht in dieser Studie vorgenommen. Diese werden – sofern notwendig – in Folgeprojekten für jeden Beurteilungssperimeter separat untersucht.

Ausblick

Aufgrund der umfangreicheren Qualitätssicherung ist der Projektabschluss verzögert. Im Jahr 2019 sollen die Beurteilungssperimeter auf die lokale Gefährdung hin untersucht und dokumentiert werden. Dafür werden auch allfällige wasserbauliche Einrichtungen, deren Funktion nur lokale Auswirkungen hat, im Detail untersucht. Durch die Kombination von Simulationsresultaten aus dem hydraulischen Modell und den dazugehörigen Häufigkeiten aus den Ereignisbäumen werden die Gefährdungen an den ausgewählten Beurteilungssperimeter abgeschätzt.



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: Davide Medugno, Reiner Mailänder
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das OECD Halden Reactor Project (HRP) verfolgt die zwei Stossrichtungen Brennstoff- und Materialverhalten sowie Mensch-Technik-Organisation. Allgemeine Bemerkungen zum HRP finden sich im Kap. 1.1.1 dieses Berichts, in dem die Resultate aus dem Bereich Brennstoff- und Materialverhalten zusammengefasst sind.

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

Im Rahmen eines Projekts zur Sicherheit von digitalen Kontrollräumen wird untersucht, ob digitale Benutzerschnittstellen zu neuen Fehlerarten führen können. Die Auswertung von Daten aus diversen Experimenten deutet darauf hin, dass elektronische Betriebsvorschriften zu Nachlässigkeiten seitens der Nutzer führen können. Dies scheint jedoch nur dann der Fall zu sein, wenn keine Vorgaben zur unabhängigen Überprüfung der einzelnen Schritte der Betriebsvorschrift bestehen. Im Jahr 2017 wurde ein Ausbildungskonzept für den Umgang mit unklaren Situationen erstellt (Coaching for Improved Ability to Handle Unforeseen Events). 2018 wurde dieses Konzept an mehreren Betriebsmannschaften erprobt. Resultate

dieser Experimente, die 2019 weitergeführt werden sollen, liegen noch nicht vor.

Im Bereich der Stilllegung zeichnet sich ein Trend zur Nutzung von digitalen Hilfsmitteln ab. 2018 wurde deshalb eine Übersicht über verfügbare Technologien erstellt. Künftig soll untersucht werden, inwiefern digitale Technologien zu einer ganzheitlichen Unterstützung des Stilllegungspersonals beitragen können.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

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

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

Ausblick

Der Halden-Reaktor wurde Mitte 2018 stillgelegt. Deshalb hat das ENSI beschlossen, sich künftig nicht mehr am Halden Reactor Project zu beteiligen. Das ENSI hat den bis Ende 2020 laufenden Vertrag auf Ende 2018 gekündigt (Details siehe Kapitel 1.1.1).

1.4.2 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Bernhard Reer

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

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

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektziele und deren Umsetzung für das Jahr 2018 lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- *EOC:* Ziel der Pilotstudien ist es, Erkenntnisse zur praktischen Abwendbarkeit der CESA-Methode zu erlangen. Die Ziele einer Anwendung dieser Methode sind die Identifizierung von Szenarien mit plausiblen EOC-Gelegenheiten und die Abschätzung des EOC-Einflusses auf das Anlagenrisiko. Derartige Pilotstudien wurden in den vorherigen Projekten bereits für drei Schweizer Kernkraftwerke durchgeführt. Im Berichtsjahr wurde mit einer Pilotstudie für das vierte Kernkraftwerk begonnen. Einige Szenarien mit EOC-Gelegenheiten wurden als möglicherweise relevant identifiziert und werden nun vertieft analysiert.

Ziel der Untersuchungen zum EOC-Einfluss in durch externe oder systemübergreifende Ereignisse ausgelösten Störfällen ist die Gewinnung von Erkenntnissen über den Einfluss erschwelter Handlungsbedingungen (beispielsweise begrenzte Zugänglichkeit und Nutzbarkeit von Räumlichkeiten) auf EOC-Gelegenheiten und -Wahrscheinlichkeiten. Hierzu wurde im Berichtsjahr die Bereitstellung anlagespezifischer Informationen vorbereitet, um die bereits durchgeführten Untersuchungen zu vertiefen.

Die Datenbasis der CESA-Methode umfasst tatsächlich aufgetretene EOC und dazu beitragende Einflussfaktoren. Sie unterstützt somit die Szenario-spezifische Bestimmung von EOC-Wahrscheinlichkeiten. Diese Datenbasis wurde um weitere Fälle aus dem IRS (International Reporting System der IAEA) ergänzt. Für sämtliche der in den Jahren 2017 und 2018 ergänzten Fälle wurde das Vorliegen von EOC-Einflussfaktoren bewertet, darunter der Schwierigkeitsgrad des Erkennens einer irreführenden Anzeige.

- *Simulatorstudien:* Jedes Schweizer Kernkraftwerk verfügt über einen Simulator, welcher den Hauptkontrollraum abbildet und an dem Störfallabläufe simuliert werden, um die Operateure – welche interaktiv in die Simulation ein-

greifen können – zu trainieren. Im Kontext des Projekts ist zu prüfen, ob und inwieweit HRA-relevante Daten oder Erkenntnisse aus in der Schweiz simulierten Störfallabläufen verwendet werden können. Für die Herleitung einer Fehlerwahrscheinlichkeit aus den Fehlerhäufigkeitsdaten simulierter Störfallabläufe wurde ein Modell entwickelt, welches die Variabilität infolge unterschiedlicher Situationen und Betriebsmannschaften abbildet. Es wurde gezeigt, dass sich mit dem Modell der aufgrund einer Vorinformation vermutete Bereich, in dem die Fehlerwahrscheinlichkeit einer von der Betriebsmannschaft durchzuführenden Aufgabe zu erwarten ist, weiter eingrenzen lässt. Weiter wurde gezeigt, dass sich mit dem Modell die Anzahl der zu simulierenden Störfallabläufe bestimmen lässt, die erforderlich ist, um den ergebnisbestimmenden Einfluss der Vorinformation möglichst gering zu halten.

Als Alternative zu der Fehlerhäufigkeitsdatenerhebung wurden Methoden für die zahlenmässige Bestimmung der Qualität der bei jeder einzelnen Simulation beobachteten Aufgabendurchführung untersucht. Diese Untersuchung identifizierte die Methode PASU (Process Awareness and Situation Understanding), welche im OECD Halden Reactor Project entwickelt wurde, als prinzipiell geeignet.

- *Wissensbasis bezüglich Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit:* Die Ziele von diesem Teilprojekt sind die Zusammenstellung des diesbezüglichen Stands der Analysetechnik und die Auswertung entsprechender Ereignisse aus der Betriebserfahrung. Die Rückläufe der Fragebögen aus der WGRISK-Arbeitsgruppe der OECD-NEA zu dieser Thematik zeigen, dass die verwendeten Analysemethoden sich sehr stark voneinander unterscheiden und oft auf sehr limitiert gerechtfertigten Annahmen beruhen.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der EOC-Einfluss auf den Ablauf eines Störfalls wird schon heute erfolgreich in Risikoanalysen modelliert. EOC werden hingegen mangels etablierter Analysemethoden in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang kaum berücksichtigt. Ereignisse in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschte Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. EOC sind risikotechnisch bislang schwer fassbar, da sehr

viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potentielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. Das Projekt zielt darauf ab, die Grundlagen zur EOC-Analyse weiter zu verbessern und weitere Erkenntnisse aus werkspezifischen Anwendungen zu gewinnen, so dass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird. Von der erweiterten Einbeziehung von Handlungsbedingungen, in denen EOCs tatsächlich auftreten, ist eine Verbesserung der Realitätsnähe quantitativer Aussagen zu erwarten.

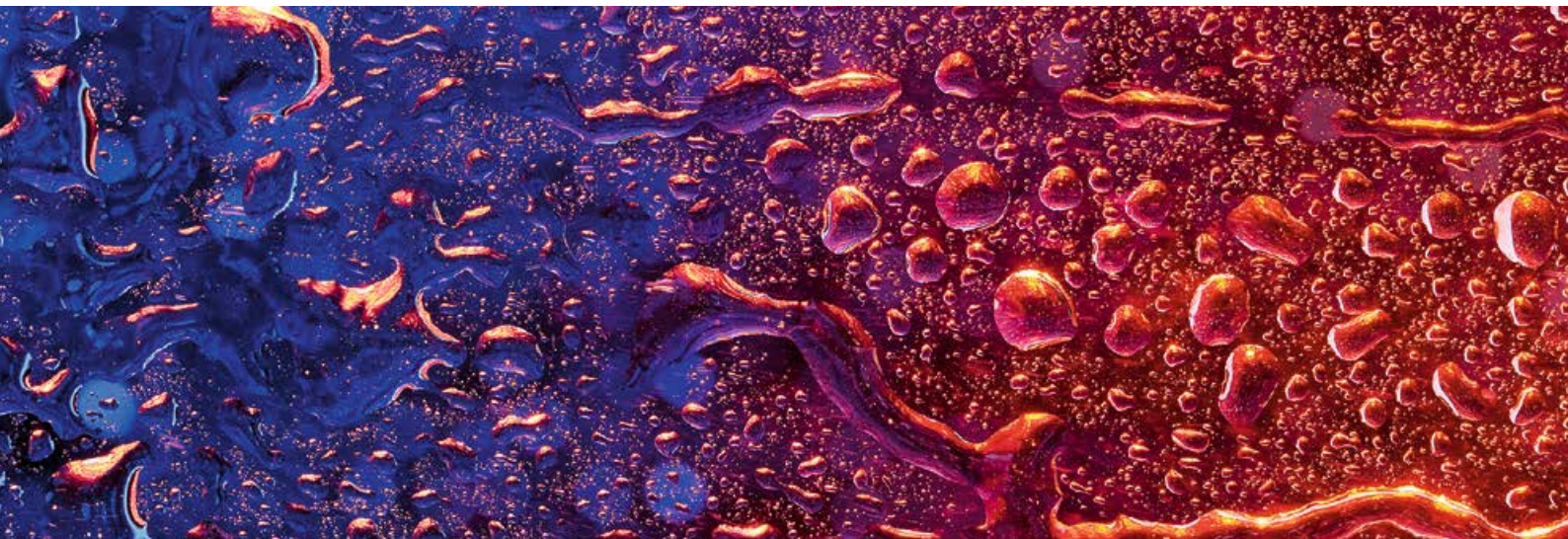
In den Studien werden spezifische Vorschläge zur Verbesserung der Störfallvorschriften identifiziert. Diese Erkenntnisse unterstreichen das Potential zur Risikominderung, welches sich aus einer umfassenden EOC-HRA ergeben würde. Sie rechtfertigen daher weitere Forschung zur Ermittlung belastbarer EOC-Wahrscheinlichkeiten. Die erfolgten methodischen Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung von CESA-Q und die ersten Erkenntnisse aus der EOC-Pilot-Studie für ein viertes schweizerisches Kernkraftwerk werden deshalb als sehr positiv bewertet. Falls es gelingt, Erkenntnisse aus den Simulatorstudien in die Abschätzung der Zuverlässigkeit menschlicher Handlungen miteinzubeziehen, wäre dies eine Verbesserung der Realitätsnähe der Risikomodelle der Kernkraftwerke.

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

Ausblick

Die Arbeiten im Jahr 2019 umfassen hauptsächlich:

- Fertigstellung der EOC-Pilot-Studie und der Untersuchung des EOC-Einflusses in durch externe oder systemübergreifende Ereignisse ausgelösten Störfällen.
- Bestimmung der EOC-Wahrscheinlichkeiten für die aus der IRS-Datenbank identifizierten Situationen und diesbezügliche Erweiterung der CESA-Datenbasis.
- Fertigstellung der Methode zur Nutzung von Simulatordaten aus Schweizer Kernkraftwerken und deren Test in einer Pilot-Anwendung.
- Zusammenstellung der Erkenntnisse der WGRISK-Arbeitsgruppe zur Thematik *HRA in External Events PSA*.



1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe

Dieser Bereich betrifft die in der Reaktoranlage und im Containment ablaufenden Prozesse, ausgehend vom Normalbetrieb über Störfälle 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.

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten,
Andreas Gorzel
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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 und umfassen sowohl Druckwasser- (DWR) als auch Siedewasserreaktoren (SWR).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Im Brennstabprogramm FALCON wurde ein Finite-Elemente-Modell entwickelt und implementiert, das lokale Anomalien des Hüllrohrs wie uneinheitliche Oxidation oder Ablagerungen berücksichtigen kann. Solche Phänomene können die lokalen thermischen und mechanischen Eigenschaften verändern, beispielsweise den Kriechwiderstand und die Streckgrenze herabsetzen. Durch die Wechselwirkung zwischen Brennstoffpellet und Hüllrohr, beispielsweise bei Betriebstransienten, kann so im Extremfall die Integrität des Hüllrohrs gefährdet werden. Weiterhin wurde eine Korrelation der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC zur Berechnung der Wasserstoffaufnahme ins Hüllrohr untersucht. Damit verbundene Hydridausscheidungen führen zu einer Versprödung des Hüllrohrs und sind zu begrenzen. Ein Vergleich mit Messwerten aus schweizerischen Anlagen zeigte, dass die Korrelation sehr konservativ ist. Insbesondere im Hochabbrandbereich über 70 MWd/kgU überschätzt die Korrelation den Wasserstoffgehalt um einen Faktor von 5. Für diese hohen Abbrände ist es sicher erforderlich, die Korrelation anzupassen. Des Weiteren wurde die Teilnahme an einem Benchmark-Projekt der OECD-NEA zu Reaktivitätsstörfällen fortgesetzt. Die Berechnung der Spaltgasverteilung stimmte gut mit den Messwerten des Benchmark-Versuchs überein.

Reaktorkern

Der weiterentwickelte Kernsimulator SIMULATE-5 wurde für schweizerische Druckwasserreaktoren validiert. Ein Vergleich mit der Vorgängerversion ergab eine leichte Verbesserung der Genauigkeit bei der Nachrechnung von Messdaten. Dies trifft vor allem auf die kritische Borkonzentration zu. SIMULATE-5 ist geeignet für die künftige Analyse der schweizerischen Reaktoren. Die deterministische 3D-Reaktorauslegung auf Brennstabbasis wurde vorangebracht. Die weiterentwickelte Methode erzielte bei vergleichsweise geringer Rechenzeit sehr genaue Brennstableistungen, auch in den bisher neuralgischen Brennelement-Randregionen. Für berechnete 2D-Fälle wurde eine höhere Genauigkeit erzielt, als herkömmliche nodale Verfahren sie liefern. Die Teilnahme an einem OECD-Benchmark zur Weiterentwicklung von feiner aufgelösten Methoden zur Reaktorauslegung wurde fortgesetzt. Diese Methoden verzichten auf eine Homogenisierung (Mittelbildung) der nuklearen Reaktionen in einem bestimmten Raumvolumen. Es wurden konsistente Resultate für die Reaktivität und die lokalen Leistungsverteilungen – auch für dynamische Vorgänge – erzielt und so gezeigt, dass mit diesen fortgeschrittenen Methoden ein hohes Potenzial zur Verbesserung des Standes von Wissenschaft und Technik besteht.

Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten

Die fortgesetzte Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE bleibt eine Schlüsselaktivität im Projekt (Beispiel siehe Abbildung 15). Die Validierung von TRACE wurde sowohl mit gemessenen Daten aus integralen Experimenten, die das Systemverhalten weitgehend berücksichtigen, als auch anhand von Ergebnissen einzelner thermohydraulischer Experimente fortgesetzt. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE bei Störfallanalysen. Mit dem Code TRACE wurden hierfür integrale Tests mit Brüchen/Lecks mittlerer Grösse an Kühlmittelleitungen aus internationalen Benchmark-Projekten (OECD/NEA PKL 4) modelliert. Die Kopplung mit Berechnungen der Neutronenphysik im Kern (TRACE/S3K) während der Transiente und mit einer nachfolgenden Brennstabanalyse (TRACE-FALCON) ist weitgehend etabliert. Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik (computational fluid dynamics CFD) wurden mit Validierungsrechnungen des Mischungsverhaltens in einem Druckwasserreaktor mit dem CFD-Code STAR-

CCM+ fortgesetzt. Mit dem Code COBRA-TF wurden Unterkanalanalysen zum Einfluss der radialen und azimuthalen Leistungsverteilung auf das lokale Siedeverhalten in SWR-Brennelementen durchgeführt. Ferner kommt ein im Projekt entwickeltes Werkzeug zur Quantifizierung von Unsicherheiten und zur Durchführung von globalen Sensitivitätsanalysen vermehrt zum Einsatz.

Gekoppelte Modellierung (multiphysics)

Der Schwerpunkt der gekoppelten Analysen lag auf Untersuchungen lokaler 3D-Effekte in Brennstäben. Die azimuthale und radiale Leistungsverteilung vor und nach einem unterstellten lokalen Dryout, d. h. dem Austrocknen des kühlenden Flüssigkeitsfilms, wurde analysiert. Neutronische Rückwirkungen sind sehr gering. Der Oxidaufbau im betroffenen azimuthalen Sektor des Hüllrohrs schreitet sehr langsam voran. Eine neu entwickelte Methode zur thermomechanischen Rückwirkung eines Dryouts wurde verifiziert und validiert und steht jetzt für weitere Analysen zur Verfügung. Weiterhin wurde begonnen, wasserchemische Aspekte in die gekoppelte Modellierung zu integrieren. Der Einfluss lokaler ungleichförmiger Korrosionsablagerungen (CRUD) auf die Leistungsverteilung im Brennelement wurde untersucht. Es zeigte sich, dass der CRUD keinen wesentlichen Einfluss auf die azimuthale Leistungsverteilung im Brennstab hat.

Sicherheitsanalysen

Das Forschungsprojekt legt die Basis für eigene detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit. Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen der Frei-

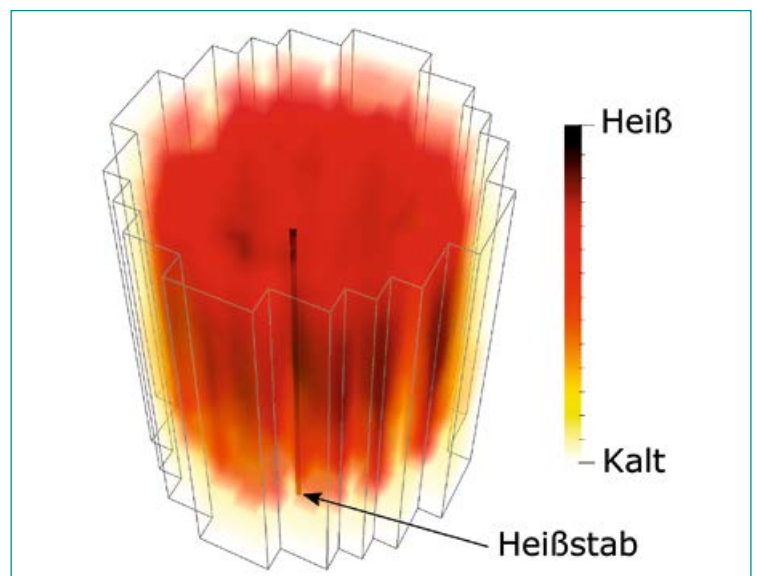


Abbildung 15: Maximale Oberflächentemperatur der Brennelemente im Reaktorkern während eines postulierten Kühlmittelverlust-Störfalls berechnet mit TRACE in voller 3D-Kerndarstellung. Das heisseste Brennelement ist hervorgehoben. Quelle: PSI.

gabeverfahren zu neuen Reaktorbeladungen der schweizerischen Kernkraftwerke verschiedene sicherheitstechnische Parameter (Abschaltbarkeit, lineare Stabileistung, Druckverluste, lokaler Stababbrand) berechnet, um die Einhaltung der sicherheitstechnischen Kriterien zu überprüfen. Ausserdem wurde die unabhängige Ursachenanalyse der in früheren Zyklen festgestellten Brennstabbeefunde im Kernkraftwerk Leibstadt, die mittlerweile als CRUD identifiziert wurden, fortgesetzt. Dabei wurden – wie im vorangehenden Abschnitt beschrieben – moderne gekoppelte Methoden (thermohydraulisch, neutronenphysikalisch und strukturemechanisch) mit einer detaillierten Darstellung des Kern- und Brennstoffverhaltens genutzt, um lokale Effekte möglichst realitätsnah abzubilden.

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, beispielsweise hinsichtlich Anlageänderungen oder Vorkommnissen. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme. Hinzu kommen unabhängige Sicherheitsanalysen und andere Analysen auf Anforderung des ENSI aus seiner Aufsichtstätigkeit.

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.

Die kontinuierliche Arbeit an den Modellen und die ständige Verbesserung und Validierung der Randbedingungen sieht das ENSI als wichtig an, um im Rahmen der Aufsichtstätigkeit die komplexen Neuanalysen bei Anlage- und Methodenänderungen bewerten zu können.

Ausblick

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Aufgaben zum weiteren sicheren Betrieb der Kernkraft-

werke in der Schweiz bearbeiten zu können. Dazu sind fortgesetzte Qualifizierungen und Validierungen der Methoden durch die Teilnahme an internationalen Forschungsprogrammen und die Mitarbeit in internationalen Expertengruppen unerlässlich. Die Analysen neuer Reaktorauslegungen im Rahmen der Freigabeverfahren zu den jährlichen Brennelementwechseln sollen beibehalten und – wie schon 2018 – sukzessive erweitert werden. Einen weiteren Schwerpunkt bilden – im Zusammenhang mit früheren Brennstabbeefunden (siehe oben) – die nuklearen, thermohydraulischen und thermomechanischen Detailanalysen zum Verhalten von SWR-Brennelementen.

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

Pressurized Thermal Shock (PTS) bezeichnet die schnelle Veränderung der Temperatur eines unter Druck stehenden Materials, wodurch in diesem starke Spannungen auftreten. In Kernkraftwerken kann ein solcher Thermoschock bei einem Störfall durch die Einspeisung von kaltem Kühlmittel in den heissen Reaktordruckbehälter (RDB) auftreten. Mit der Betriebsdauer versprödet der RDB aufgrund des Neutronenflusses zunehmend, wodurch die Gefahr eines Integritätsverlusts infolge eines PTS zunimmt. Für den Nachweis der ausreichenden Sicherheit gegen Sprödbrech sind multidisziplinäre Analysen notwendig, welche struktur- und bruchmechanische Analysen sowie thermohydraulische Sicherheitsanalysen umfassen. In Abgrenzung zum Forschungsvorhaben PROBAB, welches sich hauptsächlich mit struktur- und bruchmechanischen Analysen befasst (siehe Kap. 1.1.7), liegt der Schwerpunkt dieses Forschungsvorhabens auf den zugrundeliegenden thermohydraulischen Sicherheitsanalysen.

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 kon-

servative 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 im Hinblick auf ein Genehmigungs- und Nachweiskriterium berücksichtigt werden. Erkenntnisse aus der Forschung zeigen jedoch auf, dass konservative Annahmen in wenigen Fällen zu nicht konservativen Ergebnissen führen können.

Neuere Entwicklungen bei der Rechenkapazität erlauben heute die Verwendung der BEPU-Methode (Best Estimate Methods Plus Uncertainty Evaluation). Diese Methode ermöglicht es, durch Parametervariationen im Rahmen einer Vielzahl an Simulationen die Unsicherheit der Rechenergebnisse und damit ihre Aussagesicherheit zu quantifizieren. Ziel dieses Forschungsvorhabens ist es, die möglicherweise unterschiedlichen Sicherheitsmargen hinsichtlich des thermohydraulischen Berechnungsteils, welche sich aus den konservativen und den BEPU-Methoden ergeben, erstmals für Untersuchungen des Thermoschocks zu quantifizieren. Für diese thermohydraulischen Berechnungen wird der Systemcode ATHLET verwendet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der letzten Berichtsperiode wurde ein Anlagenmodell eines generischen Druckwasserreaktors mit vier Kühlkreislauf-Schleifen (4-Loop) für die Verwendung im Rahmen von PTS-Analysen in Kombination mit BEPU weiterentwickelt. Besonderes Augenmerk wurde auf die verfeinerte Nodalisierung (radial und azimutal) im Bereich der Anbindung der Hauptkühlmittelleitungen und des Ringraums gelegt, um die lokalen Temperaturminima besser bestimmen zu können.

Zeitgleich wurde eine Literaturrecherche zur Identifikation der sensitiven Randbedingungen für PTS-Analysen und der heute allgemein als kritisch für den Sprödbuchnachweis betrachteten Störfall-szenarien durchgeführt. Ferner wurde anhand vereinfachter bruchmechanischer Analysen ein in den thermohydraulischen Analysen vorhandener Parameter identifiziert, welcher eine erste Abschätzung des Sprödbuchrisikos zulässt. In diesem Vorhaben wird hierfür der radiale Temperaturgradient in der postulierten Risspitze verwendet. Weiterhin wurden in der letzten Berichtsperiode im Rahmen

von ersten Berechnungen die führenden Leckgrößen bestimmt. Diese führen zu den höchsten Spannungen im Reaktordruckbehälter. Wie sich zeigte, liegen diese für den generischen Anlagensimulator im Bereich von 30 und 70 cm² und bestätigen somit die internationalen Erkenntnisse.

In diesem Berichtszeitraum wurden die zu untersuchenden sensitiven Parameter abschliessend in einer sogenannten PIRT-Tabelle (Phenomena Identification and Ranking Table) festgelegt. Hierfür wurden insgesamt 62 Parameter identifiziert und statistisch variiert. Die BEPU-Analysen zeigen, dass die Modellierung des Wärmeübergangs, die Materialeigenschaften und die Kennlinien der Notkühlsysteme einen wesentlichen Einfluss auf die Spannungen im RDB haben.

Es wurde ein Vergleich vorgenommen zwischen der konservativen Berechnung (Randbedingungen, wie diese in einem PTS-Sicherheitsnachweis verwendet werden – rote Kurve in der Abbildung 16) und den BEPU-Rechnungen (in Schwarz

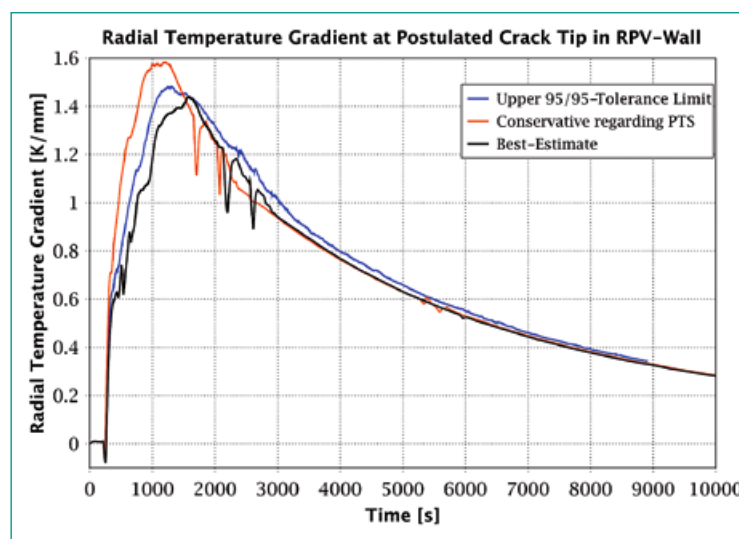


Abbildung 16: Radialer Temperaturgradient an der Risspitze. Quelle: Forscherbericht GRS

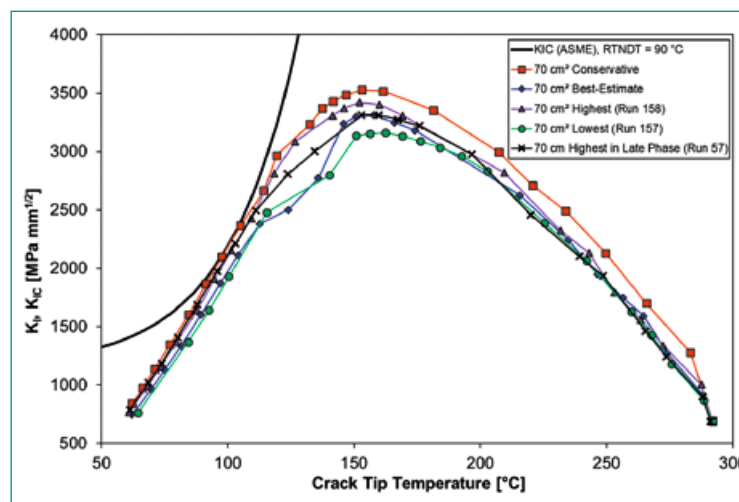


Abbildung 17: Berechnete Spannungen im Reaktordruckbehälter bei einer Leckgrösse von 70 cm². Quelle: Forscherbericht GRS

der realistische Temperaturverlauf und in Blau mit einer statistischen Sicherheit von 95/95). Für die führende Leckgrösse mit 70 cm² konnte die Konservativität der bisherigen PTS-Sicherheitsanalysen demonstriert werden. Es konnte gezeigt werden, dass die auf Basis der konservativen PTS-Analysen berechneten Spannungen im Reaktordruckbehälter (siehe rote Kurve in der Abbildung 17) immer abdeckend sind.

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 Primärkühlkreises, besonders die versprödeten Bereiche eines RDB, möglichst exakt quantifiziert werden können. Mit diesem Vorhaben soll die Konservativität der Randbedingungen der thermohydraulischen Berechnungen von PTS-Analysen überprüft und Abweichungen zwischen den heute gebräuchlichen Analysemethoden und den fortschrittlichen rechenintensiveren BEPU-Analysen quantifiziert werden.

Ausblick

In der letzten Phase des Projekts sollen weitere konservative Berechnungen auf Basis der heutigen akzeptierten PTS-Nachweismethodik für die Lecks mit 30 cm² und 100 cm² Fläche durchgeführt werden. Diese sollen mit den Erkenntnissen aus den BEPU-Berechnungen abgeglichen sowie die vorhandenen Sicherheitsmargen der thermohydraulischen Berechnung quantifiziert werden. Abschliessend werden die Ergebnisse dokumentiert.

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 amerikanische Aufsichtsbehörde U.S.NRC entwickelt und wird laufend den aktuellen Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst.

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. Ein Vorgängerprojekt zur Untersuchung der Phänomene startete Mitte 2013 und dauerte bis Mitte 2017. Hierbei wurden Oxidationsexperimente, bei welchen Hüllrohrproben unter verschiedene Temperaturen und Sauerstoff/Stickstoff-Atmosphären oxidiert wurden, am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) durchgeführt. Im Laufe des Vorgängerprojektes wurde der Oxidationsprozess besser verstanden, so dass nun von den folgenden drei Reaktionsphasen ausgegangen wird: Oxidations-, Nitrierungs- und Reoxidationsphase.

Um die Mechanismen der Reoxidation genauer zu analysieren und im Modell zu berücksichtigen, wurde ein Nachfolgeprojekt gestartet, welches im Jahr 2021 abgeschlossen sein soll.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Wie geplant wurde im Jahr 2018 auf Basis der 2017 aus den Experimenten abgeleiteten Reaktionsraten der Oxidations- und Nitrierungsphase ein Entwurf eines Gesamt-Modells erstellt, welches alle Reaktionsphasen umfasst (Oxidations-, Nitrierungs- und Reoxidationsphasen). Um das entworfene Modell zu validieren, wurde der Massengewinn (Konsequenz von Oxidation und Nitrierung) gemäss Modellrechnungen für alle drei Reaktionsphasen mit den Ergebnissen der KIT-Versuche verglichen. Dabei wurden die Proben herangezogen, die bei Temperaturen über 1050 °C hergestellt worden waren. Die Proben zeigen eine gute Übereinstimmung bezüglich Massenzunahmen mit den entsprechenden Modellergebnissen (Abbildung 18).

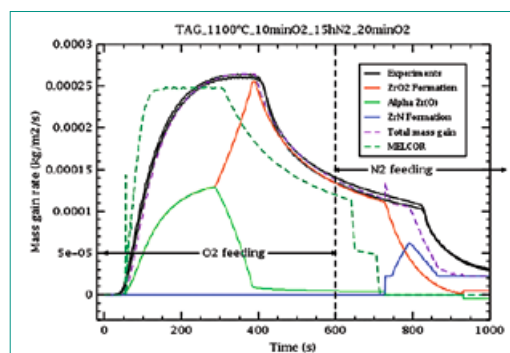


Abbildung 18: Massengewinn einer Probe während Oxidation- und Nitrierungsphasen. Quelle: Forschungsbericht PSI

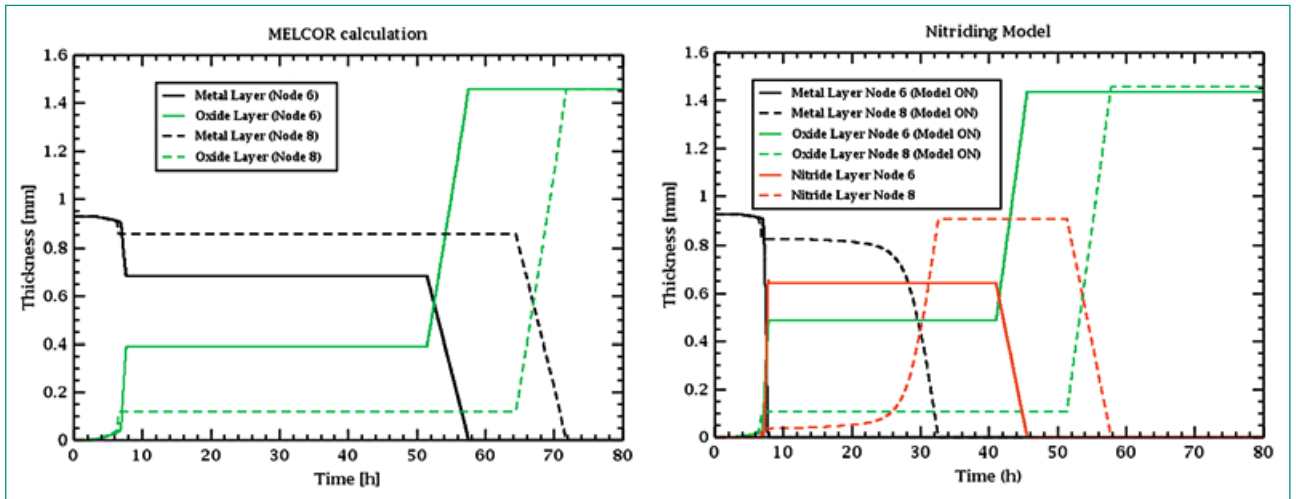


Abbildung 19: Entwicklung der Dicke der Oxidschicht mit dem Zeit gemäss MELCOR-Modell (links) und Gesamt-Modell (rechts). Quelle: Forschungsbericht PSI

Ein Vergleich zwischen den Ergebnissen des Modells und den Resultaten des Experiments «OECD Sandia Fuel Project Phase II» wurde durchgeführt. Ein direkter Vergleich des Verlaufs wichtiger Parameter (wie zum Beispiel die Massenzunahme) ist jedoch leider nicht möglich. Grund hierfür ist der Umstand, dass beim Experiment die Sensoren zerstört wurden.

Deshalb wurde auf qualitative Weise geprüft, ob das vom PSI entwickelte Modell ebenso gut die Ergebnisse des Experiments beschreibt wie das gegenwärtige MELCOR-Modell. Der Vergleich zeigt, dass die Ergebnisse des entwickelten Gesamt-Modells mit den Erkenntnissen des Experiments bezüglich Temperatur der Hüllrohre und Zeitpunkt ihrer Zerstörung eher kompatibel sind als die Ergebnisse des MELCOR-Modells (Abbildung 19).

**Bedeutung des Projektes,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Oxidation von Hüllrohren bei Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Szenario Brennelemente im Reaktordruckbehälter oder im Brennelement-Lagerbecken betreffen. Die Weiterentwicklung des MELCOR-Programms verbessert die Grundlagen der Risikoabschätzung schwerer Unfälle im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA). Die Richtlinie ENSI-A05 (PSA: Qualität und Umfang) nennt MELCOR als einen der Rechenodes, die dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen.

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

Geplant ist die Entwicklung des Gesamt-Modells für die Temperaturbereiche <1050 °C und >1300 °C auf Basis der Daten von weiteren Experimenten (SETs und QUENCH-Experiment). Die nächste Validierungsphase des bestehenden Modells wird mit Ergebnissen von weiteren Grossversuchen durchgeführt. Es ist vorgesehen, die Vorbereitung der Implementierung des Modells in MELCOR oder SCDAPSim zu beginnen.

1.5.4 MSWI Cool – Melt-Structure-Water-Interactions: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH) Stockholm

ENSI-Projektbegleiter: Rainer Hausherr

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation von schweren Unfällen vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung. Gegenwärtig fehlen mechanistische Modelle in MELCOR zur Quantifizierung der Kühlung eines Schüttbetts, welches bei einer Kernzerstörung entsteht. Die Simulation dieser Prozesse ist für die Prognose des Unfallablaufs von Bedeutung.

Das Ziel dieses in Form einer Doktorarbeit durchgeführten Projektes ist die Entwicklung eines Codes zur Modellierung der Kühlung einer Kernschmelze, welcher in MELCOR integriert werden kann. Dazu wird wie folgt vorgegangen: MELCOR

Abbildung 20:
Bunker, in dem die
Experimente
durchgeführt werden.
Quelle: KTH Stockholm.



wird mit einem mechanistischen Code gekoppelt, der die Kühlung einer Kernschmelze modelliert (i). Dieses gekoppelte Simulationswerkzeug wird validiert und anschliessend für Sicherheitsanalysen eines Referenzreaktors verwendet (ii). Schlussendlich wird ein vereinfachtes Ersatzmodell entwickelt, welches schnell genug rechnet und deshalb in MELCOR integriert werden kann. Dieses Projekt wird an der KTH Stockholm im Rahmen der umfassenden Erforschung von Interaktionen einer Kernschmelze mit Wasser (MSWI) durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Rechenprogramm COCOMO berechnet die Wärmeleistungsdichte, bei welcher alles Wasser in einem (mehrdimensionalen) Schüttbett verdampft und das Schüttbett trocken fällt (sogenannter dryout heat flux, DHF). Für ein 1D-Schüttbett kann mit einem einfacheren Modell (Lipinski-Modell) dieser DHF berechnet werden. Mit einer sogenannten Gitterstudie wurden für COCOMO zuerst die Einflüsse des Rechengitters auf die Resultate ermittelt, um die optimale Gitterstruktur für die weiteren Simulationen festzulegen.

Basierend auf Simulationsresultaten des mechanistischen Codes COCOMO wurde ein einfacheres Ersatzmodell entwickelt, welches an MELCOR gekoppelt oder integriert werden kann.

Die grundlegende Idee für das Ersatzmodell zur Berechnung des DHF eines mehrdimensionalen Schüttbetts ist, einen Formfaktor für das 1D-Schütt-

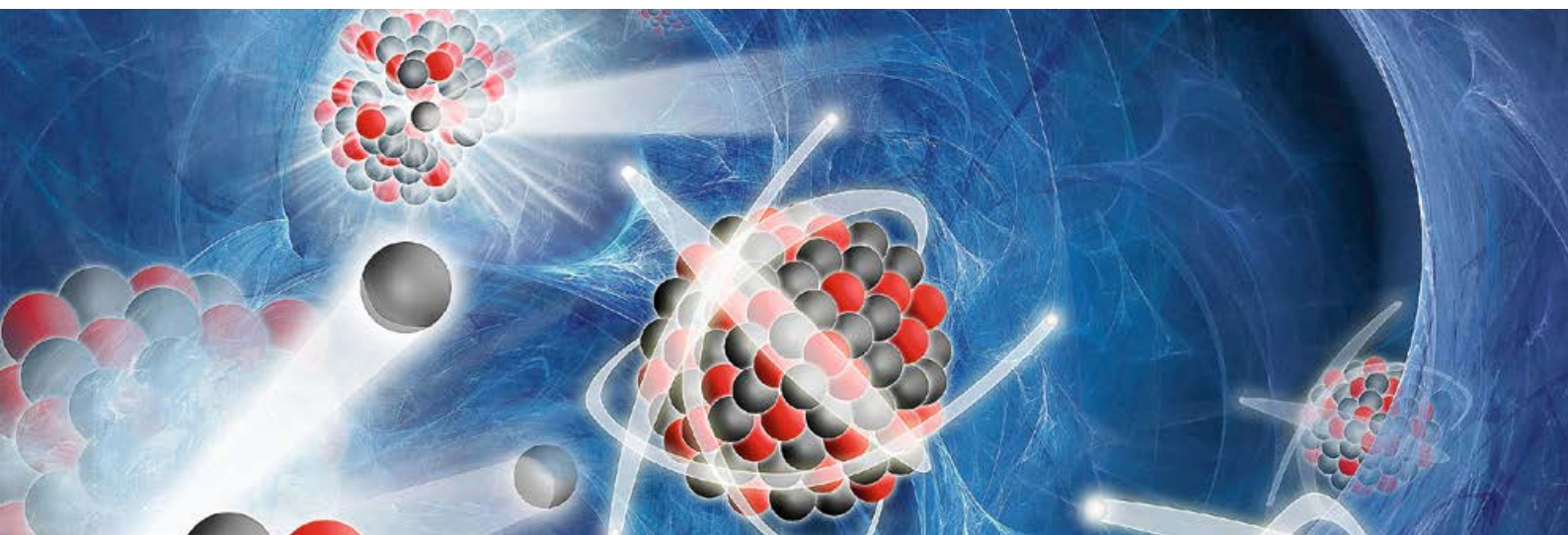
bett einzuführen und den DHF des 1D-Schüttbetts mit dem Lipinski-Modell zu bestimmen. Der einzuführende Formfaktor ist definiert als $DHFCO-COMO/DHFLipinski$. Der Formfaktor ist abhängig von der Höhe des Schüttbetts, der Neigung der Schüttbettoberfläche (Böschungswinkel), dem Partikeldurchmesser, der Porosität des Schüttbetts und dem Umgebungsdruck. Für diese Parameter werden die Werte der Formfaktoren separat bestimmt und jeweils Gleichungen dafür ermittelt. Aus diesen separaten Gleichungen kann dann eine zusammenfassende Gleichung abgeleitet werden, die den totalen Formfaktor berechnet. Vergleiche des so entwickelten Ersatzmodells mit COCOMO zeigen, dass die Resultate gut miteinander übereinstimmen. Weitere Arbeiten sind noch notwendig zur besseren Berücksichtigung der Anfangsbedingungen (Wassertemperatur des gefluteten Schüttbetts). Dazu erforderliche Experimente werden in einem speziellen «Bunker» an der KTH durchgeführt (Abbildung 20).

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Rahmen des Projekts wird eine Ergänzung zu MELCOR entwickelt, welche später in MELCOR implementiert werden kann und somit dessen Rechenmöglichkeiten erweitert. MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den KKW-Betreibern wie auch dem ENSI als Simulationscode für schwere Unfälle eingesetzt. Insgesamt verbessern sich dadurch die Grundlagen für die Risikoabschätzungen im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Ausblick

Das Projekt hat im Sommer 2017 begonnen und läuft über 4 Jahre. Im Jahr 2018 konnten wesentliche Fortschritte erzielt werden. Das sich in Entwicklung befindliche Ersatzmodell zur Simulation der Kühlung eines Schüttbetts ist vielversprechend und liefert bereits gute Resultate. Im nächsten Jahr sollen weitere Experimente durchgeführt und das Ersatzmodell verbessert werden. Das Ersatzmodell soll anschliessend mit MELCOR gekoppelt werden.



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: Joachim Löhle
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI ist von der Schweizerischen Akkreditierungsstelle SAS als akkreditierte Stelle zugelassen. Unter anderem gehört zu ihren Aufgabengebieten:

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

Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Men-

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

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie fördert den internationalen Austausch. Insbesondere gewährleistet die aktive Mitarbeit in dem Europäischen Dosimetrie-Netzwerk EURADOS den Zugang zu europäischen Entwicklungen

und Projekten, die alleine in der Schweiz nicht erzielt werden könnten. Die Ergebnisse dieses Erfahrungs- und Wissensaustausches fliessen in die Aufsichtstätigkeit des ENSI mit ein.

Für die Befreiung von Materialien aus einem Kontrollbereich von der Bewilligungspflicht und der Aufsicht ist unter anderem der Nachweis zu erbringen, dass die spezifische Aktivität des Materials unter der Befreiungsgrenze liegt. Zum Nachweis werden unterschiedliche Messmethoden verwendet, die kontinuierlich weiterentwickelt und an die aktuelle Situation, zum Beispiel bei Rückbauprojekten von Kernanlagen, angepasst werden müssen. Dazu gehört unter anderem die Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Probenanalyse sowie die Beurteilung und Charakterisierung von Gesamt-Gamma-Aktivitäts-Messsystemen (Freimessschranken).

Im Bereich der radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Probenanalyse wurden die Alpha/Beta-Direktmessungen von Betonpulverproben mittels Proportionalzählern, die schnelle Trennung von Strontium-90 aus Flüssigkeiten, die Plutonium/Americium-Trennung aus Barytbeton ohne Flusssäure, die Trennung von metallischen Störnukliden von Plutonium mit neuen Extraktionschromatographie-Harzen und die Verfahren mit dem Hidex-Flüssigkeits-Szintillationsspektrometer erarbeitet und optimiert. Dadurch wird die Kompetenz auf diesem Gebiet in der Schweiz erhalten und weiterentwickelt. Die Ergebnisse fliessen in die Aufsichtstätigkeit des ENSI mit ein, beispielsweise bei der Messung von Umweltproben und bei der Erstellung von Gutachten zu Rückbauprojekten.

Die Sektion Messwesen der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit begann im Berichtsjahr mit der Beurteilung und dem Test von Freimessschranken unterschiedlicher Hersteller. Im Weiteren charakterisierte die Sektion fluoreszierende Kernspur-Dosimeter (FNTD), Radiophotolumineszenz-Dosimeter (RPL) und ein neues, kompaktes, kostengünstiges elektronisches Dosimeter (D-Shuttle), das von einer japanischen Firma im Nachgang zum Fukushima-Unfall entwickelt wurde. Auch entwickelte die Sektion ein Verfahren zur Kalibrierung des Kleinteilfaches von Personenmonitoren ohne zertifizierte Flachquellen. Für die Aufsichtstätigkeit des ENSI sowie die Sicherheit der Schweizer Kernkraftwerke sind Strahlenschutzmessmittel sowie die verwendeten Messmethoden ein zentraler Bestandteil. Dies

stellt hohe Anforderungen an die verwendeten Messmittel, welche die Sektion Messwesen anhand von internationalen Normen und via Vergleichsmessungen überprüft werden.

Die alljährlich durchgeführten Aeroradiometrieübungen werden vom ENSI im Rahmen der Aufsichtstätigkeit genutzt, um Informationen über die radiologische Situation in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen zu gewinnen. Die Aeroradiometrie ist auch ein wichtiges Instrument des Notfallschutzes, zum Beispiel um Informationen über die Kontamination in der Umgebung einer Kernanlage nach einem Störfall mit Aktivitätsfreisetzung zu gewinnen. Im Jahr 2018 wurden die Routinemessungen um die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt sowie um das Paul Scherrer Institut und das Zentrale Zwischenlager durchgeführt. Die Messungen zeigten keine Veränderungen gegenüber früheren Messungen. Zusätzlich wurden Untergrundmessungen über den Städten Solothurn, Yverdon und Fribourg durchgeführt. Auch nahm das Schweizer Aeroradiometrie-Team zusammen mit einem Bodenmessteam des Labors Spiez an der internationalen Übung CONTEX18 im Norden Dänemarks erfolgreich teil. Diese Übung wurde von der Danish Emergency Management Agency im Rahmen des Response und Assistance Network (RANET) der IAEA organisiert.

Im Berichtsjahr betreute die Sektion Messwesen eine Doktorarbeit zum Thema «Development and Modelling of Innovative Techniques for Neutron Dosimetry» und die Sektion Expertisen und Analysen eine Doktorarbeit zum Thema «Determination of Uranium Series Disequilibrium in Ground and Surface Water» sowie eine Praktikumsarbeit.

Bedeutung des Projektes,

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.

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 und der bestehende Vertrag um drei weitere Jahre verlängert. Für das Jahr 2019 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/ICH Fachverbandes für Strahlenschutz vorgesehen.*

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

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

- Weiterführende Entwicklung der Fusionsaufschlussmethode von Beton und anderen Rückbauproben und Etablierung von Standardprozeduren zur Bestimmung von Aktiniden und von weiteren relevanten Nukliden.
- Etablierung der Verknüpfung von Gamma-Messresultaten mit ergänzenden Alpha/Beta-Bestimmungen für den Rückbau.
- Optimierung der Messverfahren an Rückbauproben, so dass die Einhaltung von Befreiungsgrenzen mit hinreichender Sicherheit und mit möglichst wenig Konservativität gewährleistet ist.
- Erarbeitung der Grundlagen für die Einführung der Massenspektrometrie in der Radioanalytik.

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

3. *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.

4. *Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken.*

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.

5. *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.

6. *Fachbegleitung von Studenten*

Die Doktorarbeit zum Thema «Determination of Uranium Series Disequilibrium in Ground and Surface Water» soll bis Ende 2019 abgeschlossen werden. Eine Nachfolge-Doktorarbeit im Bereich der Elektrochemie ist geplant. Die Doktorarbeit zum Thema «Development and Modelling of Innovative Techniques for Neutron Dosimetry» hat im Dezember 2017 begonnen und wird voraussichtlich bis Ende 2020 dauern.



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 Weiterentwicklung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur unabhängigen Beurteilung der thermischen und mechanischen Dimensionierung von liegenden Transport- und Lagerbehältern

Auftragnehmer: Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD, Universität Bayreuth
ENSI-Projektbegleiter: Bernd Roith

Einleitung

Hochaktive Abfälle aus den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague (Frankreich) und Sellafield (England), sowie abgebrannte Brennelemente werden in sogenannten Transport- und Lagerbe-

hältern (T/L-Behältern) transportiert und zwischenlagert. Aktuell werden in der Schweiz bereits über 60 Behälter unterschiedlicher Bauarten zwischengelagert und jedes Jahr kommen neue Behälterexemplare dazu.

Bevor ein T/L-Behälter ins Zwischenlager gebracht werden darf, muss die entsprechende Bauart durch das ENSI für den Transport zugelassen und für die Zwischenlagerung freigegeben werden. Für eine Bauart sind verschiedene Anforderungen vorgeschrieben. Im Transportrecht auf der Strasse gelten die Bedingungen des Gefahrgutrechts ADR und im Zwischenlagerbereich die Anforderungen, die in der Richtlinie HSK-G05 festgeschrieben sind. Die verschiedenen Anforderungen ergeben sich aus vier Schutzziele, die die unterschiedlichen Bauarten erfüllen müssen: Mechanische Integrität (Einschluss der radioaktiven Stoffe auch unter Störfallbedingungen), Wärmeabfuhr, Abschirmung (Begrenzung der radioaktiven Strahlung) und Unterkritikalität (Vermeidung einer unkontrollierbaren Kettenreaktion).

Im Rahmen des vorangegangenen Forschungsprojekts wurde eine unabhängige Berechnungsmethode entwickelt, um die existierende Sicherheitsmarge beim Schutzziel Wärmeabfuhr im Zwischenlagerzustand (vertikal stehender Behälter) bestimmen zu können. Dabei wurde ein anderer Ansatz verfolgt 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.

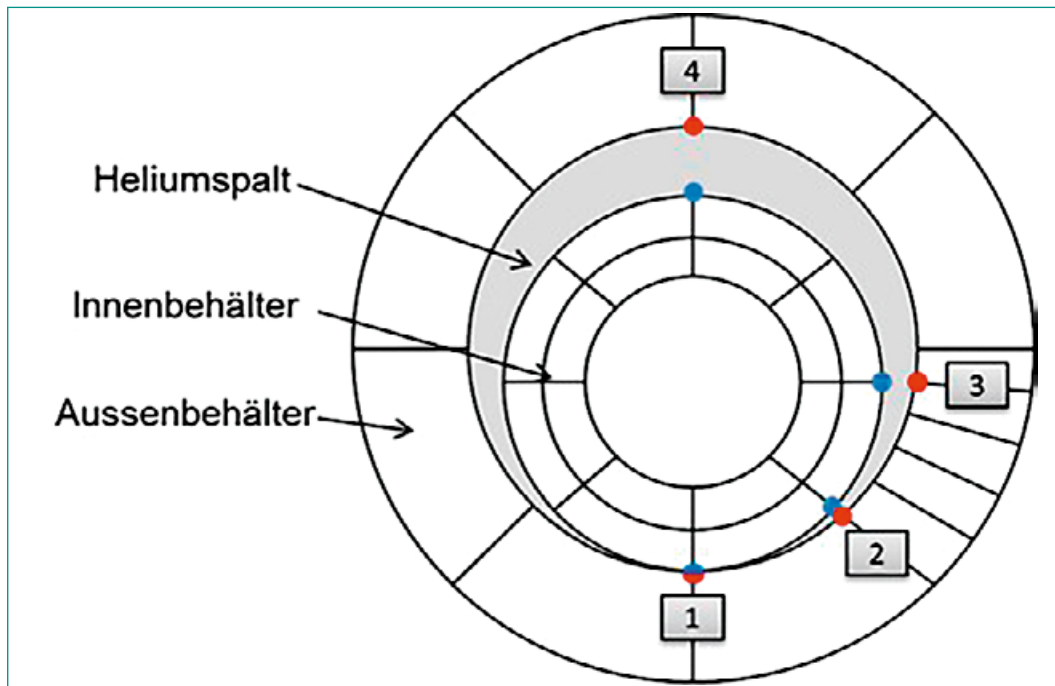


Abbildung 21:
Beispielhafte
Darstellung des
Spaltmodells im
Transportfall.
Quelle: ENSI

Im neuen Projekt sollte die entwickelte Berechnungsmethode auf liegende Behälter (Transportkonfiguration, Abbildung 21) erweitert werden. Ausserdem sollten weitere Wärmeübertragungsansätze integriert sowie weitere Randbedingungen für die Wärmeabfuhr am Behälteraussenmantel (konvektive Wärmeabfuhr) in das bestehende Berechnungsprogramm implementiert werden. 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. Sie wird entsprechend den oben genannten Bedürfnissen des ENSI weiterentwickelt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde Anfang 2017 gestartet. Die Projektdauer betrug zwei Jahre. Im ersten Jahr stand die Entwicklung einer passenden Methodik für den liegenden Behälter im Mittelpunkt. 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, also die Integration in das vorhandene Finite-Elemente-Programm aus dem vorangegangenen Projekt. Dabei sind vor allem die unter-

schiedlichen Spaltmasse zwischen Tragkorb und Behältermantel im Transportfall die Hauptforschungspunkte.

Die analytische Lösung der Wärmeabfuhr mit einer Spalttheorie aus der Finite-Elemente-Analyse wurde für einen gleichbleibenden Spalt, wie er in Zwischenlagerkonfiguration auftritt, bereits im vorangegangenen Projekt gekoppelt und so die speziell benötigte Randbedingung entwickelt. Die Entwicklung, 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 im stehenden Zustand. Die Weiterentwicklung der Spalttheorie muss die veränderten Spaltbreiten zwischen Tragkorb und Behältermantel berücksichtigen, die die unterschiedlichen Wärmeübertragungsmechanismen dominieren. Wo der Tragkorb am Behältermantel aufliegt (Unterseite) dominiert Wärmeleitung, während auf der gegenüberliegenden Seite (Oberseite) der Spalt maximal ist und somit Konvektion und Strahlung vorherrschen. Diese Einflüsse variieren über den Spalt. Aus diesem Grund wurden die Einflussfaktoren an jeder Position des Spalts neu bestimmt. Dazu wird eine individuelle, von der jeweiligen Position abhängige Spaltbedingung automatisiert für jeden Finite-Elemente-Knoten am Spalt errechnet und in das numerische Gleichungssystem integriert. Um eine möglichst komfortable Bedienung der Berechnungsprogramms zu ermöglichen, erfolgt die Bestimmung und Implementierung dieser

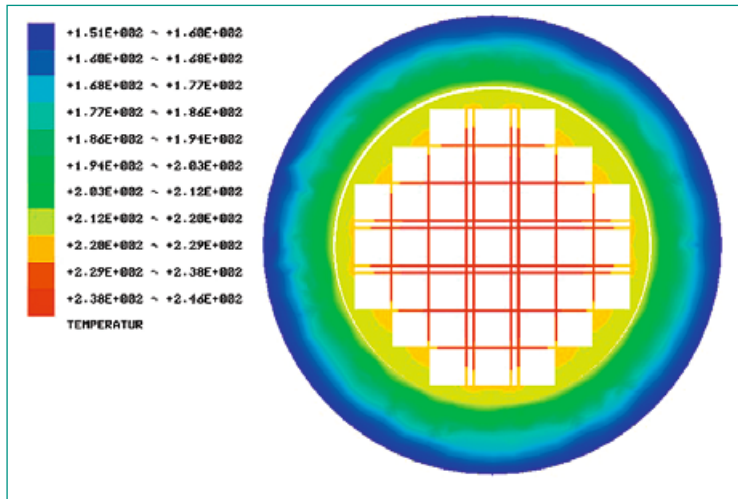


Abbildung 22: Temperaturverteilung inklusive Konvektionsrandbedingung an der Aussenseite des Behälters. Quelle: ENSI

Spaltbedingungen vollautomatisch auf Basis der Spaltgeometrie und der thermischen Zustandsgrößen im Behälter.

Im ersten Projektjahr wurde identifiziert, dass die Integration von Strahlung notwendig wird. Die Wärmeübertragung durch Strahlung folgt nichtlinearen Zusammenhängen, wodurch ihre Integration als Spaltbedingung erschwert wird. Im Rahmen des Projektes wurde eine iterative Integration von Wärmestrahlung als Spaltbedingung umgesetzt. Zusätzlich mussten die an- und abstrahlenden Flächen identifiziert werden.

Im ersten Projektjahr wurden zusätzlich zu der softwaretechnischen Umsetzung Messungen am bereits vorhandenen Validierungsprüfstand durchgeführt. Dabei musste festgestellt werden, dass ein neuer Prüfstand notwendig ist, um den Einfluss der exzentrischen Anordnung zwischen Behältermantel und Tragkorb auf die Wärmeabfuhr eindeutig messen zu können. Aus diesem Grund wurde ein komplett neuer Prüfstand entwickelt. An diesem Prüfstand wurden verschiedene Messungen durchgeführt, die den Einfluss der exzentrischen Lagerung deutlich zeigen. Der Einfluss nimmt mit der Temperatur zu. Durch die Messungen am Prüfstand konnte die Berechnungsmethodik zudem validiert werden.

Seit Herbst 2016 steht dem ENSI ein Berechnungswerkzeug zur Berechnung der Wärmeabfuhr im Zwischenlagerzustand zur Verfügung. Für die zweite, neu entwickelte Version dieses Berechnungsprogramms wurde die Möglichkeit geschaffen, auch den Transportzustand zu simulieren und dafür auch konvektive Randbedingungen für die Behälteraussenseite zu berücksichtigen. Dies ge-

schah auch in der in Abbildung 22 gezeigten Beispielrechnung. Das Projekt endete am 31.12.2018.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuellen Ergebnisse, vor allem die Erkenntnisse zu den Einflussgrößen bei der Wärmeabfuhr, können unmittelbar in die Beurteilung von aktuellen Gesuchen zur Freigabe von Behälterbauarten und Zulassung im Gefahrgutrecht einfließen. Dem ENSI steht ein unabhängiges Berechnungswerkzeug 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 der Beurteilung der Transportfähigkeit nach der Zwischenlagerung berücksichtigt werden, welche nach dem aktuellen Entsorgungsprogramm erforderlich sein wird.

Ausblick

Das Projekt verlief nach Plan. Der nächste Schritt stellt die Abschlusspräsentation und die Übergabe der Software dar. Ferner wurde ein weiteres Projekt beschlossen, in dem die gesamthafte Abbildung des Behälters erfolgen soll. Dies bezieht sich auf die Wärmeabfuhrmechanismen an der Aussenseite sowie die Darstellung des axialen Wärmestroms. Dabei können auch gezielt Temperaturen einzelner Komponenten, wie zum Beispiel an den Dichtungen, bestimmt werden.



Geologische Tiefenlagerung

1.7.2 Experimente im Felslabor Mont Terri

Auftragnehmer: Ingenieurgeologie der ETH Zürich (Experimente PF und SE-P), Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen (Experimente HM-B und HM-C)
ENSI-Projektbegleiter: Jürgen Hansmann, Martin Herfort, Bastian Graupner, Ernando Saraiva, Manuel Sentís

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri in St. Ursanne (Kanton Jura; Abbildung 23) hat für das schweizerische Entsorgungsprogramm eine zentrale Bedeutung. Die dort durchgeführten Experimente liefern wichtige Grundlagen zu den lithologischen Eigenschaften des Opalinuston und damit für die Beurteilung der Sicherheit und bautechnischen Machbarkeit eines geologischen Tiefenlagers in diesem Wirtgestein. Sie ermöglichen wichtige Erkenntnisse zur Gesteinsbeschaffenheit, zur Felsmechanik, zur Hydrogeologie und Geochemie sowie zum Einschlussvermögen eines tonreichen Wirtgesteins. Im Berichtsjahr beteiligten sich 19 Organisationen aus 9 Ländern an Experimenten im Felslabor Mont Terri (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Vereinigtes Königreich, Japan, Kanada und USA). Das ENSI ist seit 2003 mit eigenen Arbeiten im Rahmen seiner regulatorischen Forschung beteiligt. Zur Abwicklung der Forschungsarbeiten hat es mit der Ingenieurgeologie der ETH Zürich und der RWTH Aachen mehrjährige Forschungsverträge zum felsmechanischen Verhalten des Wirtgesteins Opalinuston als Folge hydraulisch-mechanisch gekoppelter Prozesse abge-

schlossen, in deren Rahmen bisher drei Doktorarbeiten entstanden sind (Yong 2007, Thöny 2014, Wild 2016). Im Berichtsjahr hat das ENSI die Zusammenarbeit mit weiteren Institutionen intensiviert, womit eine fachlich breite Themenpalette abgedeckt wird.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2018 folgende zwölf Experimente:

1. CD-A: Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf zyklische und langfristige Deformationen
2. FM-D: Verdunstungsbestimmung in Bohrungen
3. FS: Mechanische Charakterisierung von Störungen in Tonsteinen
4. FS-B: Abbildung des allmählichen Verlusts der Wirtgesteinsintegrität
5. GT: Gastransport
6. HC: Hydraulische Charakterisierung des Übergangs vom Opalinuston in die Passwang-Formation
7. HM-B: Mechanisch verursachter Unterdruck im Porenwasser
8. HM-C: Bohrkampagnen zum Materialmodell für den Opalinuston
9. MO: Technologie für die Langzeitüberwachung
10. PF: Progressive Entwicklung strukturkontrollierter Verbrüche
11. SE-P: Selbstabdichtungsprozesse in alten Auflockerungs- und Ausbruchszonen
12. SW-B: Dimensionierung eines Versiegelungsexperiments

Der Schwerpunkt der Arbeiten lag im Berichtsjahr auf den Experimenten FS und FS-B, GT, HM-B,

HM-C, SE-P und SW-B, welche in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.3 bis 1.7.8 ausführlicher beschrieben werden. Die Ergebnisse der übrigen Experimente werden in diesem Kapitel nachfolgend zusammengefasst. Darüber hinaus unterstützte das ENSI die begonnene Erweiterung des Felslabors im Jahr 2018. Im Berichtsjahr wurden ca. 35 % der neuen Galerien und Nischen ausgebrochen.

CD-A: Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf zyklische und langfristige Deformationen

Der Opalinuston ist durch ein komplexes, stark hydraulisch-mechanisch gekoppeltes Verhalten gekennzeichnet. Ein gutes Verständnis dieser Prozesse ist eine wesentliche Grundlage für die Überprüfung der Planung für das Tiefenlager. Das CD-A-Experiment betrachtet die Entwicklung solcher gekoppelter Prozesse im Umfeld des Ausbruchs von Kavernen im Opalinuston. Dabei soll die Entwicklung zweier parallel aufgefahrener Nischen verfolgt und verglichen werden. In einer Nische wird der Opalinuston durch Entsättigung beeinflusst, die sich im Zuge der typischen Belüftung im Felslabor Mont Terri ergeben, während man in der zweiten Nische versucht, diese Entsättigung zu vermeiden. Mit einem umfangreichen Messprogramm sollen die Deformationen in den Nischen sowie die Entwicklung der Porenwasserdrücke beobachtet werden. Derzeit befindet sich das Experiment in der Planungsphase. Die beiden Nischen sollen im Juni 2019 aufgefahren und anschliessend mit Messgeräten ausgerüstet werden. An diesem Experiment sind ENSI, swisstopo und die deutschen Partner Bundesanstalt für Geologie und Rohstoffe (BGR) und Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt.

FM-D: Verdunstungsbestimmung in Bohrungen

Konventionelle Methoden zur Messung der hydraulischen Durchlässigkeit stossen in geringdurchlässigen Gesteinen wie dem Opalinuston an ihre Grenzen. Mit dem Evaporation Logging-Experiment (FM-D) wurde 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 verschiede-

nen Wasser absorbierenden Materialien, in Laborversuchen getestet. Im Jahr 2016 wurde daraus der Prototyp eines Bohrlochinstrumentes (Evapometer) konstruiert. 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 der Prototyp wurde optimiert. Im Berichtsjahr wurde die Entwicklung des Geräts abgeschlossen. Der Schlussbericht soll 2019 fertiggestellt werden, nachdem Versuche in unterschiedlichen Bohrlöchern durchgeführt und ausgewertet wurden. An diesem Experiment sind ENSI und swisstopo beteiligt.

HC: Hydraulische Charakterisierung des Übergangs vom Opalinuston in die Passwang-Formation

Grenzen zwischen sedimentären Gesteinsschichten werden in geologischen Karten und Profilen meist als ebene und scharfe Grenzflächen dargestellt. In numerischen Rechenmodellen werden auf diese Weise benachbarte Parameterräume abgegrenzt, wobei Grundwasserleiter und dichte Gesteine aneinander grenzen, deren hydraulische Durchlässigkeiten sich um mehrere Grössenordnungen unterscheiden können. Der Opalinuston und die darüber folgende Passwang-Formation wurden aber unter sich nur allmählich verändernden Sedimentationsbedingungen abgelagert, was einen eher graduellen Übergang der hydraulischen Durchlässigkeit erwarten lässt. Mit dem HC-Experiment soll dieser Übergang exemplarisch auf verschiedenen Grössenskalen erfasst werden. Die daraus entwickelten konzeptuellen Modelle erlauben eine bessere Einschätzung der mit dem Stofftransport verbundenen Ungewissheiten und unterstützen so die Beurteilung der Sicherheitsnachweise geologischer Tiefenlager. Das Experiment wird im Zusammenhang mit der Erweiterung des Felslabors Mont Terri realisiert, wo die betreffenden Gesteinsabschnitte durchfahren werden. Im Berichtsjahr wurde das Experiment geplant und eine Master-Arbeit an der Universität Neuchâtel gestartet. Erste Resultate sind 2019 zu erwarten. An diesem Experiment sind ENSI, swisstopo und der British Geological Survey (BGS) beteiligt.



Abbildung 23:
Zementation des
Ringraums einer
Bohrung und Einbau
faseroptischer
Messkabel (Photo: M.
Robertson, LBNL).

MO: Technologie für die Langzeitüberwachung

Die Überwachung geologischer Tiefenlager setzt langfristig zuverlässig funktionierende Messtechniken voraus. Das Monitoring-Experiment (MO) dient der Vorbereitung und dem Testen dafür nötiger Technologien, 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, wurde kontinuierlich gemessen. Es gelang, eine weitgehend kontinuierliche Heizleistung anzuwenden. Im Berichtsjahr wurden die gesammelten Temperatur- und Druckdaten gesamthaft ausgewertet. Auf Basis der Auswertung wurde entschieden, das System zurückzubauen. Dazu wurde ein technischer Ablaufplan erarbeitet, um die mehrmonatige Abkühlphase, den Rückbau der Heiz- und Messeinrichtungen, die Vorbereitung des Bohrlochs und das anschliessende Überbohren optimal durchführen zu können. Im November konnten die Glasfaser-Kabel und Sensoren erfolgreich zurückgewonnen und dem Institut für Materialwissenschaften in St. Gallen zur Analyse übergeben werden. Im Berichtsjahr wurden eine materialtechnische Analyse und ein Vergleich mit Rückstellproben durchgeführt. Der Schlussbericht soll 2019 erstellt werden. An diesem Experiment sind ENSI, swisstopo und die französische Agence nationale pour la gestion des déchets radioactifs (ANDRA) beteiligt.

PF: Progressive Entwicklung strukturkontrollierter Verbrüche

Das PF-Experiment soll durch die ETH Zürich, Professur für Ingenieurgeologie, im aktuellen Erweiterungsabschnitt des Felslabors Mont Terri (Nische 6) im Zeitraum 2019–2021 durchgeführt werden. Es handelt sich um ein in situ-Experiment (Skala 1:10) anhand einer Grossbohrung (Durchmesser ≥ 350 mm, Tiefe 6 m) und umfasst unterschiedliche Arbeiten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Durch seine Beteiligung an Experimenten im Felslabor Mont-Terri erhält das ENSI 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 bei seinen Experten sicher. Dabei profitieren alle Beteiligten vom fachlichen Austausch unter den Experten aus verschiedenen Ländern. Mit den laufenden Arbeiten werden wichtige Grundlagen zum Verständnis der in einem geologischen Tiefenlager ablaufenden Prozesse 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

Im Laufe der inzwischen über 20-jährigen Projektdauer des Felslabors hat sich die Zahl der Projektpartner stetig vergrößert, und es hat sich noch kein Partner zurückgezogen. Im Berichtsjahr sind drei neue Partner zum Mont-Terri-Projekt hinzugeslossen, zwei weitere haben ihr Interesse angemeldet. Mit der für 2019 geplanten Fertigstellung der Erweiterung des Felslabors (Galerie 18) wird Raum für zahlreiche neue Experimente geschaffen.

Zitierte Literatur

- 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. (2007): A three-dimensional analysis of excavation-induced perturbations 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-B-Experiment

Auftragnehmer: ETH Zürich, Ingenieurgeologie und RWTH Aachen, Ingenieurgeologie
ENSI-Projektbegleiter: Erando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Aufgrund der niedrigen hydraulischen Durchlässigkeit des Opalinustons und der im Verhältnis dazu schnellen Spannungsänderungen bei der Durchführung von Bohrungen oder beim Tunnelvortrieb in diesem Material ist von einem undrainierten Materialverhalten auszugehen. Das heisst, dass der Opalinuston bei einer Spannungsänderung kein Wasser verliert oder aufnimmt. Durch die Entlastung des Opalinustons bei der Probenentnahme nimmt der Porenwasserdruck in der Probe infolge volumetrischer Expansion ab. Durch diesen Prozess können Porenwasserdrücke unterhalb des atmosphärischen Druckes oder sogar negative Porenwasserdrücke und Kavitationseffekte entstehen und 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-Über-

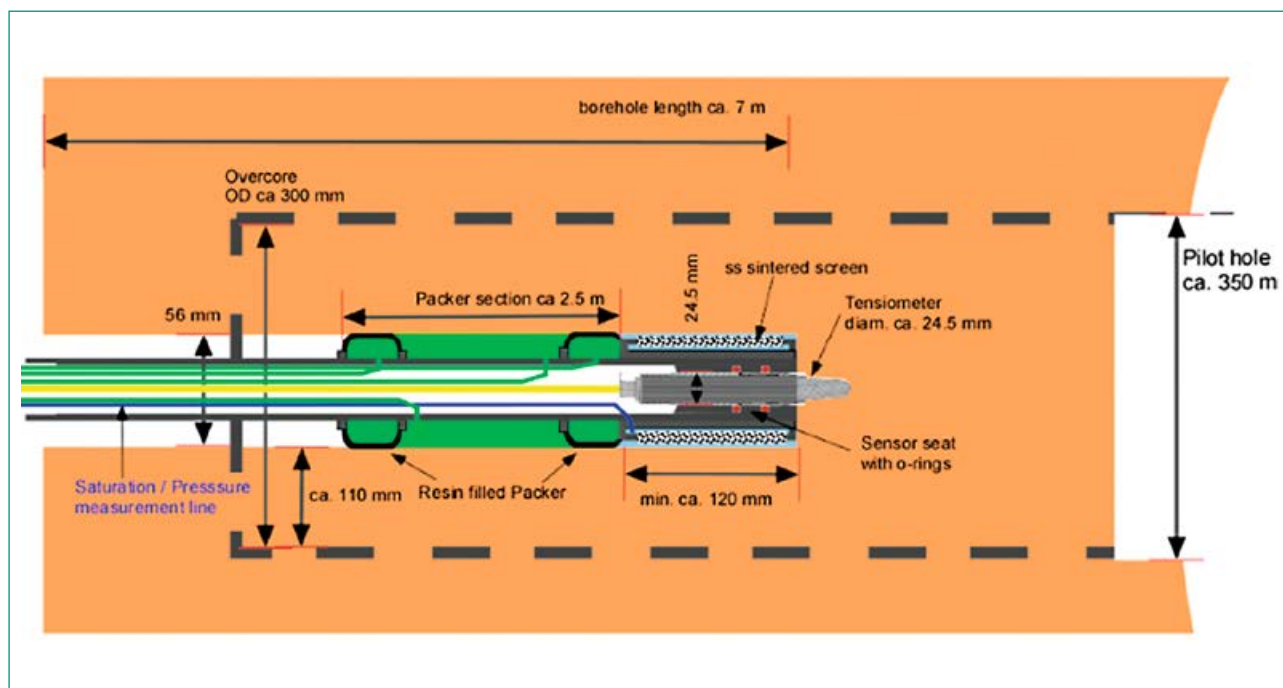


Abbildung 24: Versuchsaufbau des HM-B-Experiments in der tonigen Fazies des Opalinustons (in orange). Die Pilotbohrung ($D=56\text{ mm}$) mit den eingebauten Messeinrichtungen ist auf der linken Seite des Bildes dargestellt. Die Überbohrung ($D=350\text{ mm}$) ist auf der rechten Seite des Bildes gestrichelt dargestellt. Siehe die Beschreibung des Experiments im Anhang A. Quelle: Solexperts AG.

bohrens einer Pilotbohrung. Die Ergebnisse dieses Experiments sind sehr relevant für die Beurteilung des kurzfristigen Gebirgsverhaltens (Festigkeit) und der Tragfähigkeit von untertägigen Bauwerken im Opalinuston. In Abbildung 24 wird der Versuchsaufbau des Experiments dargestellt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Während des Überbohrens im Jahr 2017 (Abbildung 25) wurde die Entwicklung des Porenwasserdrucks und der mechanisch erzeugten kapillaren Saugwirkung kontinuierlich gemessen. Im Berichtsjahr wurden die Versuchsdaten und Ergebnisse durch das Forscherteam der RWTH Aachen wissenschaftlich analysiert. Die während des Überbohrens gemessenen Daten sind in Abbildung 26 zusammen mit dem Fortschritt des Überbohrens dargestellt. Sobald sich der Kernbohrer der Tensiometerposition nähert, steigt der Intervalldruck mit zunehmendem Bohrfortschritt deutlich an. Der maximale Intervall-Porendruck war etwa 1,5-mal grösser als der Umgebungsporendruck. Mit dem weiteren Vorstoss des überbohrten Bohrlochs sanken die Intervall-Porendruckwerte deutlich unter die atmosphärischen Bedingungen. Nachdem das Bohren gestoppt wurde, zeigte das Tensiometer einen weiteren, schnellen, zeitabhängigen Druckabfall bis auf einen Wert von -755 kPa an, gefolgt vom beginnenden Ausgleich dieses Unterdrucks. Ca. 3,5 Stunden nach dem Druckverlust zeigte das Tensiometer wieder die atmosphärischen Druckverhältnisse an.

Das Überbohren der Pilotbohrung wurde mit einem dreidimensionalen Finite-Elemente-Code in zwei Schritten modelliert. Ziel des ersten Modellierungsschritts (Modell 1, Abbildung 27) war es, den totalen Spannungszustand an der Sensorposition vor dem Überbohren abzuschätzen. Insbesondere zielte das Modell 1 darauf ab, abzuschätzen, welchen Einfluss die durch den Vortrieb geschädigte Gebirgszone um die Galerie 98 und den Sicherheitsstollen des Autobahntunnels herum auf die Grösse und Ausrichtung der wichtigsten Spannungskomponenten hat. Das Ergebnis von Modell 1 deutet darauf hin, dass der totale Spannungstensor an der Sensorposition vor dem Überbohren durch den Bau der Galerie 98 und des Sicherheitsstollens nahezu unbeeinflusst wurde. Der zweite Modellierungsschritt soll 2019 erfolgen.

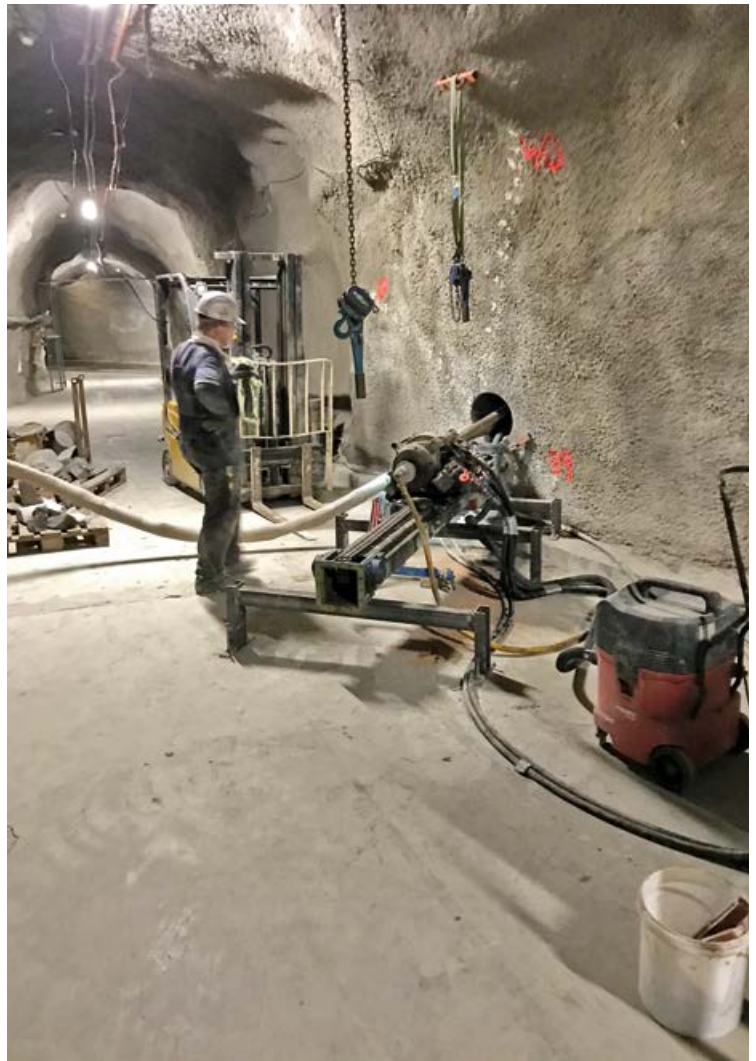


Abbildung 25: Überbohren der Pilotbohrung im Felslabor Mont Terri, Galerie 98, November 2017. Quelle: ENSI

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 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 deren Teilnahme an internationalen Kongressen fördern den internationalen Austausch zwischen denjenigen Ländern, die

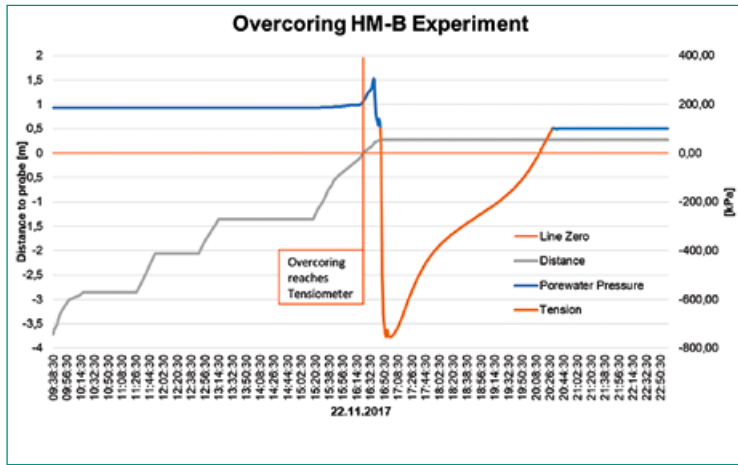


Abbildung 26: Entwicklung des Porenwasserdrucks (blaue Linie) bzw. der Porenwasser-saugspannung (orangene Linie) mit dem Fortschritt des Überbohrens (graue Linie) am 22.11.2017. Quelle: Forscherbericht im Anhang A.

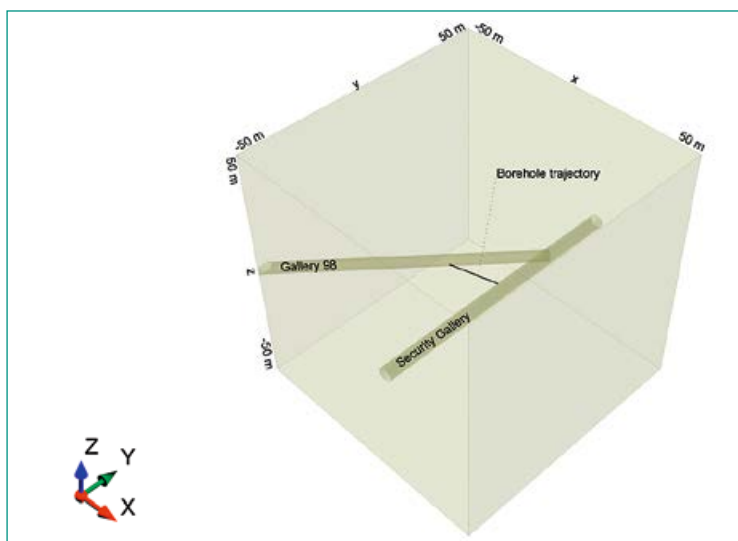


Abbildung 27: Vereinfachte Geometrie des Modells 1, bestehend aus dem Sicherheitsstollen der Autobahn, der Galerie 98 und der Bohrstrecke des HM-B-Experiments (Y-Achse nach Nordwesten gerichtet). Quelle: Forscherbericht im Anhang A. irreguläre Wand SOFiSTiK (links, Quelle: SPI) und LS-DYNA (rechts, Quelle: B&H).

Entsorgungsprojekte in tonreichen Wirtgesteinen vorantreiben (zum Beispiel Frankreich, Belgien). Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Mit dem zweiten Modellierungsschritt (Modell 2) soll der Abfall des Porenwasserdrucks infolge der Entlastung während des Überbohrens abgeschätzt werden. Hierzu wird ein dreidimensionales hydro-mechanisches Submodell verwendet. Die dazugehörigen numerischen Berechnungen sollen in den ersten Monaten des Jahres 2019 abgeschlossen werden. Zudem soll der Abschlussbericht des Experiments vom Forscherteam der RWTH Aachen erstellt werden.

1.7.4 Felslabor Mont Terri: FS-Experiment und FS-B-Experiment

Auftragnehmer: swisstopo und Schweizerischer Erdbebendienst SED

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

Für das Experiment wurde in einer durch die Hauptstörung des Felslabors führenden Bohrung Wasser in einem durch Abdichtungen (Packer) begrenzten Bereich injiziert. Der dadurch steigende Porenwasserdruck reduziert die effektive Spannung, bis es zur Reaktivierung der Störung kommt. Während des Experiments wurden der Wasserfluss, der Porenwasserdruck, die Bewegung der Störung und die senkrecht zur Störung auftretende Verformung des Gesteins gemessen. Ziel des Experiments war es, eine Bewegung der Störung mit einer Geschwindigkeit von $0.1 - 10 \mu\text{m/s}$ und eine Gesamtverschiebung von einigen Millimetern zu erreichen.

An dem Projekt sind die Partner swisstopo (Leitung), U.S. 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. Auf dem FS-Experiment baut das Nachfolgeexperiment FS-B auf. An dem Projekt sind neben dem ENSI die Partner Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Chevron, DOE-LBNL (Principal Investigator), ETH Zürich, Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, JAEA, swisstopo, TOTAL und Shell als externer Sponsor beteiligt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten am FS-Experiment sind abgeschlossen. Die Simulation ausgewählter Aspekte erfolgt im Projekt DECOVALEX-2019. Das FS-B-Experiment befindet sich derzeit noch in der Planungs-Vorbereitungsphase. Während im FS-Experiment einzelne Tests über kurze Zeiträume durchgeführt wurden, soll der Fokus im FS-B-Experiment auf längerfristigen Intervalltests liegen, die 6 bis 12 Monate dauern können. In diesen Tests sollen sich Stimulationsperioden (1–15 Tage) mit Ruheperioden (2 Monaten) abwechseln. Über den gesamten Zeitraum werden die Reaktivierung von Störungen und deren anschliessende Selbstabdichtung beobachtet.

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 Aufheizung des Gesteins führt zu dessen Ausdehnung und zum Anstieg der Porenwasserdrücke. Solche Effekte könnten zur Reaktivierung nicht identifizierter Störungszonen führen. Das FS-Experiment und das FS-B-Experiment dienen 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 Anstiegs des Porenwasserdrucks gezogen werden. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am FS-Experiment die internationale Vernetzung (LBNL, JAEA) und die fachliche Zusammenarbeit mit dem SED.

Ausblick

Im nächsten Jahr steht die Umsetzung der Tests für das FS-B Experiment im Vordergrund. Der Beginn der Intervalltests ist für Herbst 2019 vorgesehen. Das Experiment wird in unmittelbarer räumlicher Nähe zum CS-D Experiment (CO₂: Studying Caprock and Fault Sealing Integrity) durchgeführt. Daher werden beide Experimente so aufeinander abgestimmt, dass man das Beobachtungsinstrumentarium des jeweils anderen Experiments ebenfalls nutzen kann, um die Ausbeute an Messergebnissen zu optimieren.

1.7.5 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment

Projektleitung: Verbundprojekt des Karlsruher Instituts für Technologie KIT und der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GRS gGmbH
ENSI-Projektbegleiter: Jürgen Hansmann

Einleitung

Den technischen Barrieren kommt, neben dem Wirtgestein, eine wichtige Bedeutung im Hinblick auf die Radionuklid-Rückhaltung in einem geologischen Tiefenlager zu. Das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) hat ein sogenanntes «Sandwich-System» entwickelt. Dessen hydraulisches Dichtelement besteht aus Wechsellagen von Bentonit zur Abdichtung und hydraulisch leitenden Potentialausgleichsschichten. Dieses System soll eine gleichmässige Verteilung von eindringendem Wasser innerhalb der Potentialausgleichsschichten bewirken und dadurch zur Ausbildung homogener Potenzialflächen für die anschliessenden tonhaltigen Schichten führen. Hierdurch soll die Ausbildung von präferenziellen Fliesspfaden in den Dichtelementen oder ein Umfliessen der Dichtung über die Kontakt- und Auflockerungszonen eingeschränkt werden. Ebenfalls sollen Wegsamkeiten entlang von Elementen des Monitoringsystems (Sensoren oder Leitungen) unterbunden werden. Im Labormassstab sind Versuche zum Nachweis der Funktion bereits durchgeführt worden. Experimente im grossen Massstab im Felslabor Mont Terri unter Einbezug des Wirtgesteins stehen noch aus. Diese sind unter anderem nötig, um die Einbautechnik zu demonstrieren und zu prüfen, ob die erwarteten Eigenschaften des Sandwich-Systems zum Tragen kommen und die benötigte Abdichtungsfunktion erreicht wird. Die Aufteilung des Projektes in SW-A und SW-B wurde aufgegeben und beide Teile sind nun als SW-A-Experiment zusammengefasst.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel im Projektjahr war weiterhin die Klärung vorbereitender, planerischer Aspekte und Fragestellungen. Diese umfassen unter anderem die detaillierte Festlegung der Ziele des Experiments, Dimensionierung, Festlegung des Versuchsortes, Instrumentierung, Materialauswahl, und Festlegung der Bautechnik, begleitet von Auslegungsrechnungen. Entsprechende Arbeiten sind fortgeschritten.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Experiment bietet die Möglichkeit, Erkenntnisse über Dichtmaterialien und ihre Wirkungsweise unter Einbezug des Wirtgesteins zu gewinnen. Ausserdem wird die Möglichkeit geprüft, Konzepte für kabellose Datenübertragung im Verschlussbauwerk im Rahmen des Experiments zu testen. Durch die Kooperation mit den internationalen, am Projekt beteiligten Partnern (BGR, Enresa, GRS, KIT, NWMO, RWM, swisstopo) kann das ENSI seine Kenntnisse auf diesem Gebiet ausbauen und allenfalls numerische Modelle der Dichtbauwerke und ihrer Interaktion mit dem Wirtsgestein entwickeln.

Ausblick

Nach Abschluss der vorbereitenden Arbeiten soll 2019 mit der Instrumentierung des Experiments im Felslabor Mont Terri begonnen werden. Weiterführende Arbeiten (zum Beispiel Installation des Versiegelungssystems) erfolgen voraussichtlich im Jahr 2020.

1.7.6 Felslabor Mont Terri: SE-P-Experiment

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften,
Ingenieurgeologie

ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva

Bericht der Forscher in Anhang A

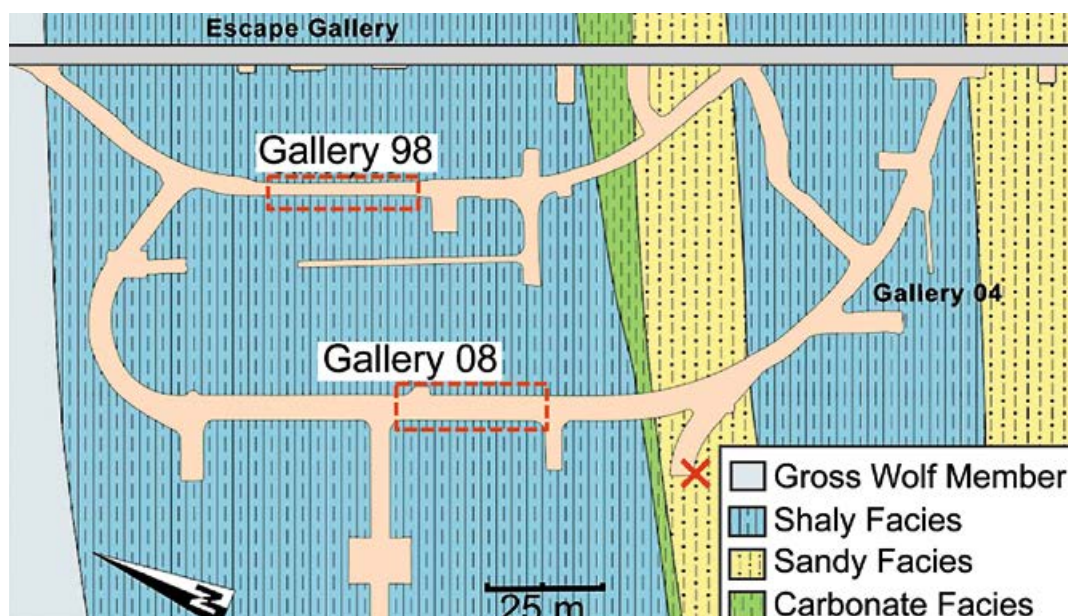
Einleitung

Das SE-P-Experiment beschäftigt sich mit langfristigen Selbstabdichtungsprozessen in durch den Tunnelvortrieb geschädigten Gebirgsbereichen

(auf Englisch «Excavation Damage Zones», EDZ). Der Prozess der Selbstabdichtung bezieht sich auf die Verringerung der hydraulischen Durchlässigkeit entlang von natürlichen oder induzierten Brüchen im Gebirge. Er umfasst natürliche hydromechanische, hydrochemische oder hydrobiochemische Prozesse und ist daher eine natürliche Eigenschaft eines Gesteins in seinem ursprünglichen und gestörten Zustand (Bastiaens et al. 2007). Da die hydraulische Leitfähigkeit eines geschädigten Gebirges um Grössenordnungen höher sein kann als diejenige des ursprünglichen Gebirges, ist die Fähigkeit von Tongestein, die hydraulische Leitfähigkeit in Ausbruchzonen im Laufe der Zeit zu reduzieren, entscheidend für das Verständnis der Langzeitsicherheit (Davies und Bernier 2005).

Das hier beschriebene Experiment zielt darauf ab, die in den letzten 10 bis 20 Jahren aufgetretenen Selbstabdichtungsprozesse in ausgewählten durch den Tunnelvortrieb geschädigten Gebirgsbereichen (EDZ) des Opalinustons im Felslabor Mont Terri zu untersuchen. Daraus sollen die Faktoren identifiziert werden, die das Selbstabdichtungsverhalten des Opalinustons über diese Zeitskalen beeinflusst haben, darunter Gesteins- und Gebirgseigenschaften, Art des Tunnelausbaus und Eigenschaften der geschädigten Gebirgsbereiche. Die Forschungsarbeiten dazu werden von 2017 bis 2020 im Rahmen einer Dissertation am Lehrstuhl für Ingenieurgeologie der ETH Zürich durchgeführt. Dabei sollen die Veränderungen der Gesteins- und Gebirgseigenschaften in grossen Skalen (5 bis 20m) an ausgewählten Stellen mit wesentlich kleineren Skalen (nm- bis mm-Skala) verknüpft werden. Dies geschieht anhand von Laboranalysen an Kernen, welche aus Gebirgsberei-

Abbildung 28:
Standorte der
SE-P-Experimente in
den Galerien 98 und 08.
Quelle: Ausschnitt aus
Karte des Felslabors
Mont Terri nach
Kaufhold et al. (2016).



chen mit und ohne Selbstabdichtungsvorgängen entnommen wurden. Die wichtigsten Fragen sind:

1. Wie entwickelt sich die EDZ des Opalinustons über 10 bis 20 Jahre?
2. Wie wirken sich Schwankungen der Gesteins- und Gebirgseigenschaften auf die Selbstabdichtungseigenschaften des Opalinustons aus?
3. Was sind die wichtigsten Selbstabdichtungsprozesse und -mechanismen für die langfristige Entwicklung der EDZ des Opalinustons?

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr führten die Forscher refraktionsseismische Untersuchungen entlang von sieben Längsprofilen an den Seitenwänden der Galerien 98 und 08 des Felslabors Mont Terri durch, um die EDZ im Tunnelmassstab zu charakterisieren (Abbildung 28 bis Abbildung 30). Vier der seismischen Profile, die sich in der Galerie 08 befinden, waren zuvor direkt nach dem Vortrieb getestet worden (Thöny 2014). Entlang von zwei Profilen, jeweils einem in der Galerie 08 und der Galerie 98, wurden zehn horizontale Bohrungen mit Längen zwischen ca. 4,5 und 6,0 m gebohrt, daraus Bohrkern entnommen und deren Bruchstrukturen analysiert. Bohrloch und Bohrkern wurden mit unterschiedlichen Methoden analysiert. Diese beinhalten seismische Tomographie, elektrische Widerstandstomographie (ERT), Intervallgeschwindigkeitsmessungen (IVM), optische Bohrlöcheraufnahmen (OPTV), Bohrkernkartierung und Röntgenfluoreszenz-Messungen (XRF). Einige Ergebnisse der seismischen Refraktionsuntersuchung wurden auf der Tagung der Europäischen Geophysikalischen Union (EGU) im April 2018 vorgestellt (Zusammenfassung EGU2018–11756).

Der Bericht der Forscher im Anhang A konzentriert sich auf die seismische Refraktion und die Bruchstrukturen in Kernen und Bohrlöchern in der Galerie 08 (Abbildung 30). Darin sind für den untersuchten Abschnitt der Galerie 08 die erhöhten primären (Kompressions)-Wellengeschwindigkeiten (v_p) und verringerten minimalen EDZ-Tiefen (d_{min} -Werte) detailliert dargestellt. Sie könnten darauf hindeuten, dass sich die Integrität des Gebirges in bestimmten Bereichen über den Zeitraum von 10 Jahren durch Schliessen von Brüchen, Spannkonzentration und damit verbundener Verdichtung, Sättigung und Quellung oder andere Effekte (wie mineralische Ausfällung an Bruchflächen) verbessert hat. Im Gegensatz dazu könnten verminderte Geschwindigkeiten darauf hindeuten, dass sich die Integrität des Opalinustons in solchen Bereichen im Laufe der Zeit verringert hat. Es ist noch nicht klar, ob solche Prozesse zu Veränderungen ausschliesslich der Gesteinseigenschaften in diesen Zonen geführt haben, ob sie das Ergebnis einer Selbstabdichtung (oder Öffnung) entlang bestimmter Brüche oder einer Kombination aus beidem sind.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Selbstabdichtung des Opalinustons wurde von in situ-Experimenten im Felslabor Mont Terri abgeleitet oder beobachtet. Diese umfassen die Experimente SELFRAC, EH (Selbstheilung) und HG-A (Wasserstoffgas), beschrieben unter anderem in Bossart et al. 2002, Heitz et al. 2003, Bernier et al. 2004, Bastiaens et al. 2007 und Shaw 2010. Die gleichen Prozesse wurden auch in Laborexperimenten umfassend untersucht (zum Beispiel Gu-

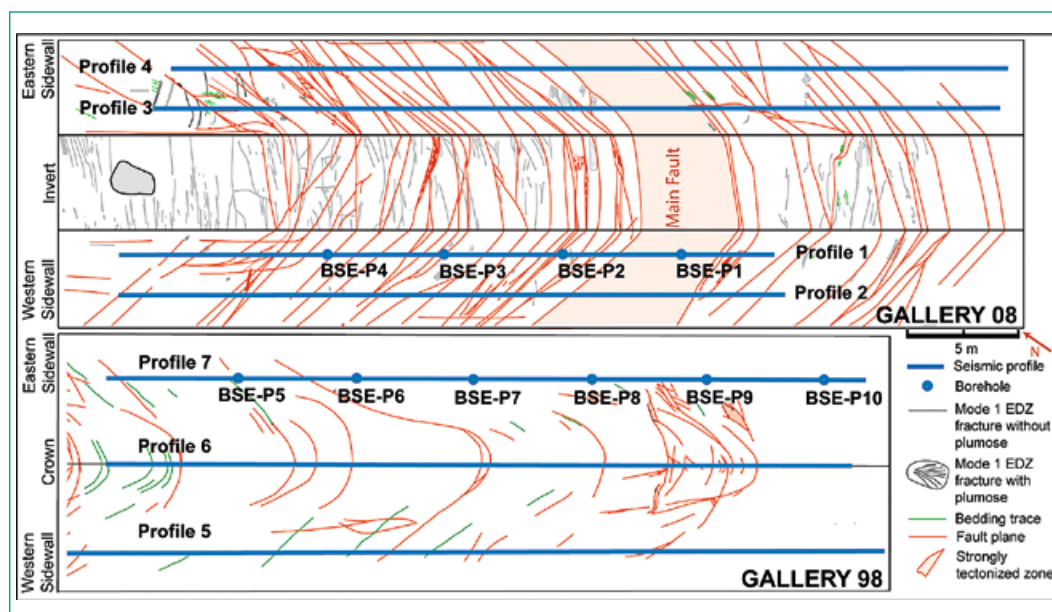
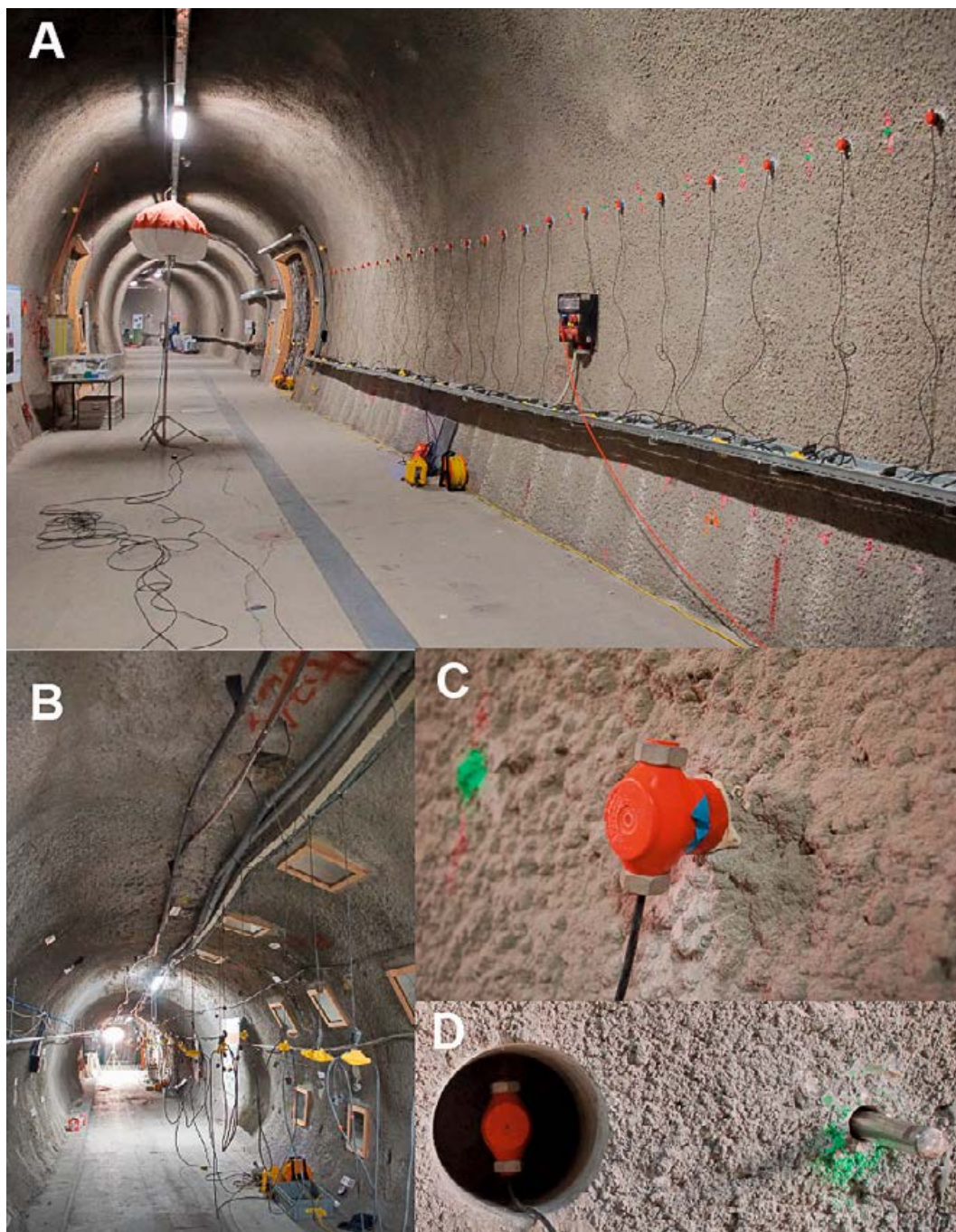


Abbildung 29: Lage von sieben getesteten seismischen Profilen (blau) in den Galerien 08 und 98, zusammen mit tektonischen Störungen (rot) und EDZ-Klüften (grau). Die Lage der Bohrungen entlang der Profile 1 und 7 ist dargestellt. Die Strukturkarten der Galerie wurden vom Felslabor Mont Terri zur Verfügung gestellt. Der erste Schuss für jedes Profil (siehe Abb. 3) befindet sich jeweils am nördlichen Ende des Profils. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich

Abbildung 30:
 Seismische Linie mit
 Quelle und Empfänger
 im Spritzbeton der
 Galerie 08, obere
 westliche Ecke (A) und
 in der Firse der Galerie
 98 (B). Installierte
 Geophone im
 Spritzbeton (C) und
 direkt im Opalinuston
 in einem kurzen
 Bohrloch neben
 Metallstab zum Eintrag
 des Signals (D).
 Quelle: Forscherbericht
 der ETH Zürich aus
 dem Jahr 2017.



tierrez et al. 2000; Bernier et al. 2004; Buzzi et al. 2007; Labiouse et al. 2009; Zhang 2011; Ferrari et al. 2016). Die in situ-Prozesse wurden jedoch noch nicht ausreichend detailliert räumlich und zeitlich untersucht. Hydraulische Tests, die innerhalb der EDZ durchgeführt wurden, um Veränderungen zu rekonstruieren, verursachten vermutlich erhebliche künstliche Veränderungen der Selbstabdichtung. Die Forschung im Rahmen des SE-P-Experiments konzentriert sich darauf, diese fehlenden Aspekte zu identifizieren und die Kenntnisse darüber zu erweitern.

Die zeitliche Entwicklung der EDZ hat eine grosse Bedeutung für die vom ENSI durchzuführende si-

cherheitstechnische Beurteilung zukünftiger geologischer Tiefenlagerprojekte im Opalinuston. Die Tiefenbereiche in den in Etappe 3 des Sachplans verbleibenden Standortgebieten, innerhalb derer das Wirtgestein Opalinuston ansteht, zeigen eine grosse Variation. Die Grösse der EDZ könnte dabei stark tiefenabhängig sein und ihre zeitliche Entwicklung ist für die Langzeitentwicklung des Nahfeldes von grosser Bedeutung. Die Resultate aus dem vorliegenden Experiment werden in die laufenden Aufsichts- und Prüftätigkeiten des ENSI einfließen.

Die vorgesehene Veröffentlichung von fachlichen Artikeln der Forschungsgruppe und deren Teil-

nahme an internationalen Kongressen fördern den internationalen Austausch zwischen denjenigen Ländern, die Entsorgungsprojekte in tonreichen Wirtgesteinen vorantreiben (insbesondere Frankreich und Belgien). Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Im Jahr 2019 sollen die Ergebnisse der seismischen Refraktionsuntersuchungen abgeschlossen werden, und die erste Journalpublikation (Williams et al., in Vorbereitung), die sich auf die Interpretation und Integration von seismischen Refraktionsdaten der Tunnelwand und Bohrlochdatensätzen konzentrieren wird, soll eingereicht werden. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen sollen auf der EGU-Tagung im April 2019 präsentiert werden.

Die von der Firma BGR erhobenen Daten zur seismischen Bohrlochtomographie sollen im Jahr 2019 verwendet werden, um das Ausmass der durch den Tunnelvortrieb geschädigten Gebirgsbereiche (EDZ) zwischen den Bohrungen abzuleiten.

Am Anfang des Jahres 2019 sollen langfristige Konvergenzmessungen in den Galerien 98 und 08 und langfristige Porendruckmessungen in der Galerien 98 analysiert werden, da diese einen Einblick in die im Forscherbericht (Anhang A) beschriebenen Veränderungen seismischer Strukturen geben könnten.

Im Jahr 2019 sollen in den Galerien 98 und 08 je mindestens vier weitere Bohrungen abgeteuft werden, um radiale Profile zu vervollständigen bzw. genauer zu untersuchen und pneumatische und/oder hydraulische Tests durchzuführen, wobei weitere Bohrlochtests durchgeführt werden sollen. Damit soll die radiale Heterogenität entlang des EDZ-Umfangs, in der Geometrie und der Transmissivität im Nahfeld der Galerien untersucht werden. An Kern- und Bruchproben sollen Laborversuche durchgeführt werden, um zu verstehen, welche der vorher erwähnten Prozesse, falls vorhanden, die Veränderungen hervorgerufen haben, die in den seismischen Refraktionsuntersuchungen gemessen wurden. Weitere Untersuchungen, wie hydraulische oder pneumatische Tests sowie Analysen der elektrischen Widerstandstomographien (ERT) und seismische Tomographien, sollen im Jahr 2019 durchgeführt werden, um die Ergebnisse der Refraktionsseismik zu überprüfen.

Zitierte Literatur

- *Bastiaens, W., Bernier, F., and Xiang, L.L. (2007).* SELFRAC: Experiments and conclusions on fracturing, self-healing, and self-sealing processes in clays. *Physics and Chemistry of the Earth* (32): 600–615.
- *Bernier, F., Li, X.L., Bastiaens, W., Ortiz, L., van Geet, M., et al. (2004).* SELFRAC – Fractures and self healing within the excavation disturbed zone in clays. Final report, 64 p., 5th EURATOM Framework Program, Brussels (EU Commission).
- *Bossart, P., Meier, P.M., Moeri, A., Trick, T., Mayor, J.C. (2002).* Geological and hydraulic characterization of the excavation disturbed zone in the Opalinus Clay of the Mont Terri Rock Laboratory, *Engineering Geology* (66): 19–38.
- *Buzzi, O., Hans, J., Boulon, M., Deleruyelle, F. and Besnus, F. (2007).* Hydromechanical study of rockmortar interfaces. *Physics and Chemistry of the Earth* (32): 820–83.
- *Davies, C. and Bernier, F. (2005).* Impact of the Excavation Disturbed Zone (EDZ) on the performance of radioactive waste geological repositories. EUR 21028 EN: 5–8, Brussels.
- *Ferrari, A., Favero, V. and Laloui, L. (2016).* One-dimensional compression and consolidation of shales. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences* (88): 286–300.
- *Gutierrez, M., Oinob, L.E. and Nygard, R. (2000).* Stress-dependent permeability of de-mineralized fracture in shale. *Marine and Petroleum Geology* (17): 895–907.
- *Heitz, D., Trick, T.H. and Bühler, C.H. (2003)* Selfrac (SE) Experiment: Long term plate load experiment. Unpublished Mont Terri Technical Note 2003–51.
- *Kaufhold, A., Halisch, M., Zacher, G. and Kaufhold, S. (2016).* X-ray computed tomography investigation of structures in Opalinus Clay from large-scale to small-scale after mechanical testing. *Solid Earth* (7): 1–13, 2016.
- *Labieuse, V., Escoffier, S., Gastaldo, L. and Mathier, J-F. (2009).* Self-sealing of localized cracks in: Boom and Opalinus Clay hollow cylinders. In: *Proceedings of European Commission TIMODAZ-THERESA International Conference*, Luxembourg.
- *Shaw, H. (2010).* The FORGE (Fate of Repository Gases) pan European project. Clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement, Fourth International Meeting, Nantes, France.

- *Thöny, R. (2014).* Geomechanical analysis of excavation-induced rock mass behavior of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri underground rock laboratory (Switzerland). Ph.D. Dissertation, 21415, ETH Zurich, Department of Earth Sciences.
- *Zhang, C-L. (2011).* Experimental evidence for self-sealing of fractures in claystone. *Physics and Chemistry of the Earth* (36): 1972–1980.

1.7.7 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment

Auftragnehmer: Solexperts und British Geological Survey

ENSI-Projektbegleiter: Manuel Sentís

Einleitung

Gas entsteht in einem geologischen Tiefenlager hauptsächlich aufgrund von Metallkorrosion der Abfälle und Lagerteile (Abbildung 31). Da der Opalinuston ein dichtes Wirtgestein ist und das Gas nicht einfach wegtransportiert werden kann, ver-

ursacht die Gasbildung einen Druckanstieg, der die Sicherheitsbarrieren beeinträchtigen kann.

Nach aktuellem Kenntnisstand gibt es vier grundlegende Gastransportmechanismen im Tonstein. Dazu zählt neben dem diffusiven Transport, dem visko-kapillaren Zweiphasenfluss und dem dilatanzgesteuerten auch der durch Brüche gesteuerte Gasausbreitungsprozess (Abbildung 31). Aus den Resultaten von vergangenen Experimenten ist nicht ersichtlich, in welchem Bereich der Druckwerte die verschiedenen Transportmechanismen auftreten. Das Ziel dieses Projekts ist, mittels einfacher Experimente die Gastransportmechanismen und insbesondere den dilatanzgesteuerten Gastransport zu untersuchen.

Aufgrund der Arbeiten für die Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager und der noch offenen Punkte im Hinblick auf den Umfang der Laborversuche und des In-situ-Experiments ist das Projekt noch in einer Vorbereitungsphase. Es ist geplant, mit den Laborversuchen Mitte 2019 zu starten. Zurzeit beteiligen sich die folgenden Organisationen am Experiment:

Teilnehmer am GT-Experiment	Aufgabe
BGR (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Deutschland)	Diverse in-kind Leistungen im Felslaborexperiment
BGS (British Geological Survey)	Durchführung der Laborversuche
ENSI	PI, Projektleitung, Finanzierung
FANC (Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, Belgien)	Projektbegleitung, Finanzierung
Solexperts	Durchführung des Felslaborexperiments
Swisstopo	Diverse in-kind Leistungen im Felslaborexperiment
Universität Stuttgart	Beratung

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Mai 2018 fand eine Startsituation in London statt, an der alle Projektpartner teilgenommen haben. Danach wurden verschiedene Fachsitzungen zwischen dem ENSI, Solexperts und BGS einberufen. Zurzeit liegt eine aktualisierte Version des Berichts mit dem Vorschlag des BGS für die Durchführung der Laborversuche vor. Dabei wird ein Stress-path Permeameter (Abbildung 32) für die Messung der geomechanischen Parameter verwendet.

Die Firma Solexperts hat einen Vorschlag für das Felslaborexperiment gemacht, der in verschiedenen Fachsitzungen diskutiert wurde. Die Basisauslegung des In-situ-GT-Experiments ist in Abbildung 33 ersichtlich.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Opalinuston wird der Gasfluss durch verschiedene Gastransportmechanismen gesteuert, deren Eintreten abhängig von der Höhe des Gasdrucks ist. Weiterhin ist zu beachten, ob die neu gebildete Gasmenge durch die Diffusion und den Zweiphasenfluss abtransportiert werden kann oder nicht. In letzterem Fall wird der Gasdruck trotz des Gasflusses im Endlager weiter ansteigen und Dilatanz oder Rissbildung des Porenraums zur Folge haben. Dies kann zu einer Beeinträchtigung der Barrierewirkung des Wirtsgesteins führen und neue Wege für den Transport von Radionukliden erzeugen. Endgültige Klarheit über das Eintreten der verschiedenen Gastransportmechanismen konnten die Experimente jedoch aufgrund der bestehen-

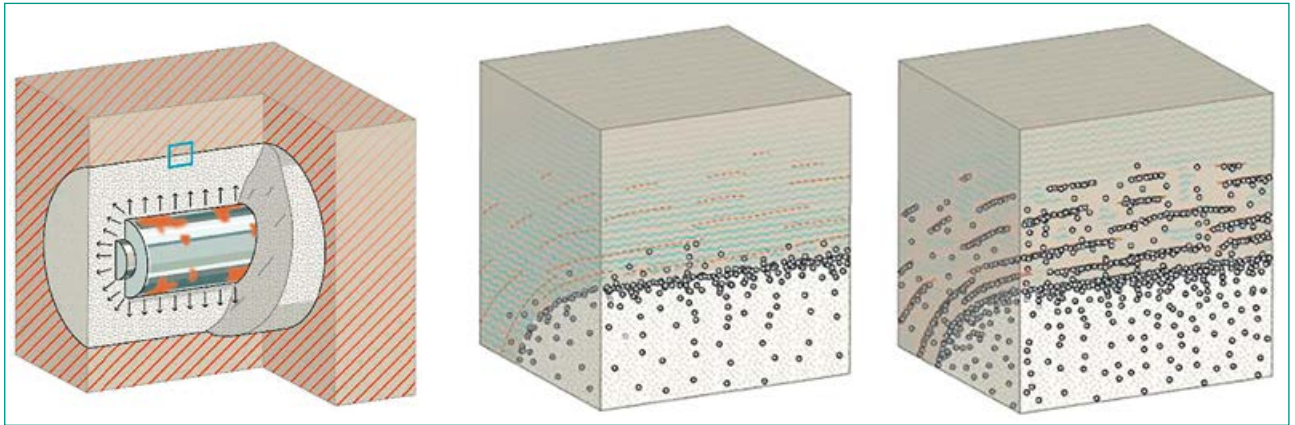


Abbildung 31: Links: Korrosion des Lagerbehälters verursacht Gas (weisse Punkte). Mitte: Vergrößerung des blauen Rechtecks der linken Seite. Das Gas diffundiert und verdrängt teilweise das Wasser. Rechts: Neue Wege für den Gastransport werden im Wirtgestein aufgrund von Mikrorissen erzeugt.
Quelle: ENSI

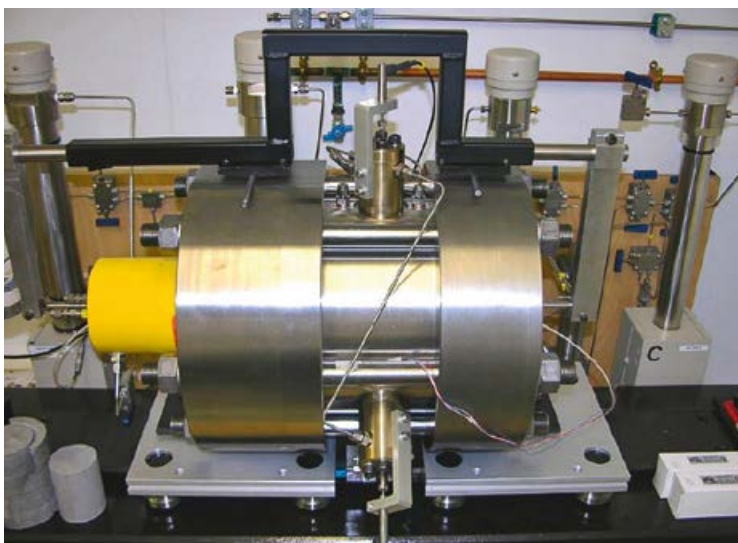


Abbildung 32: Stress-path Permeameter (SPP) für die Messung der geomechanischen Parameter des Opalinuston unter dem Einfluss einer Gasinjektion.
Quelle: British Geological Survey

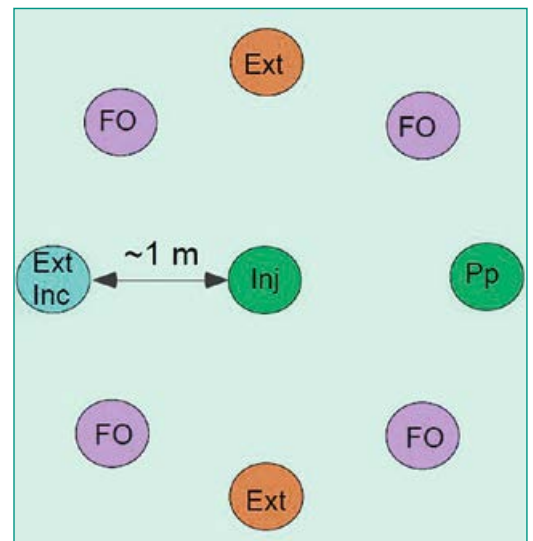


Abbildung 33: Vorschlag für die Auslegung des Felslaborexperiments. FO: Beobachtungsbohrloch. Pp: Porenwasserdruckbohrloch, Ext: Bohrloch mit Extensometer und Inklinometer.
Quelle: Solexperts

den Ungewissheiten im Opalinuston bislang nicht erbringen. Der Übergang zwischen beiden Transportmechanismen, nämlich Zweiphasenfluss und dilatanzgesteuertem Gastransport, ist abrupt und kann im Experiment beobachtet werden. Das Ziel des GT-Experiments ist, diese Übergänge im Detail zu untersuchen.

Ausblick

Im Jahr 2019 sollen Laborversuche mit Proben des Opalinustons von der Stelle im Felslabor Mont Terri gestartet werden, wo das In-Situ-Experiment in einer zweiten Phase durchgeführt wird. Das Experiment wird im Februar 2019 beim Jahrestreffen der am Felslabor Mont Terri beteiligten Organisationen (Technical Meeting) präsentiert, und es ist vorgesehen, neue Partner für das Experiment zu gewinnen.

1.7.8 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston

Auftragnehmer: Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule Aachen, Lehrstuhl für Ingenieurgeologie und Hydrogeologie
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Ein Materialmodell, Material- oder Stoffgesetz, ist eine mathematische Beschreibung von physikalischen Materialeigenschaften. Materialeigenschaften konstatieren die Fähigkeit eines Materials auf physikalische Einflüsse (wie Kräfte, Wärmezufuhr oder Ströme) zu reagieren. Materialmodelle sind unabhängig von der Form eines Körpers und meist experimentell motiviert. Ziel eines Materialmodells

ist, vorherzusagen zu können, wie und in welchem Mass das Material auf äussere Einflüsse reagiert. Ein Materialmodell in der klassischen Kontinuumsmechanik für Feststoffe beschreibt das Spannungs-/Dehnungs-Verhältnis eines Materials. Besteht ein linearer Zusammenhang zwischen der Spannung und der Dehnung, so spricht man von einem linearen Stoffgesetz. Es muss auch bezüglich seiner Temperaturexpansion linear sein. Gesetze, die keinen linearen Zusammenhang zeigen, nennt man nichtlineare Stoffgesetze (in Anlehnung an <https://de.wikipedia.org/wiki/Materialmodell>).

Ziel des vorliegenden Forschungsprojekts ist die Entwicklung und Validierung eines belastbaren Materialmodells für den Opalinuston auf der Grundlage von hydro-mechanisch gekoppelten Experimenten aus früheren Studien und diesem Forschungsprojekt. Dabei sind Aspekte von besonderer Relevanz zu berücksichtigen, die bis heute für den Opalinuston nicht oder nur unvollständig untersucht wurden. Dazu zählen effektive Festigkeit, Porosität-Durchlässigkeits-Beziehungen, poro-elastische Kopplungsfaktoren und konsolidiertes Kriechverhalten.

Das zu entwickelnde Materialmodell für den Opalinuston soll in einen kommerziellen numerischen Code (Simulationsprogramm) implementiert werden. Für die Validierung des Materialmodells sollen Laborversuche zur Ergänzung einer belastbaren empirischen Datengrundlage durchgeführt und numerisch simuliert werden (cm-Skala). In diesem Zusammenhang soll ein bewährtes Vorgehen für die Durchführung konsolidierter, drainierter und undrainierter triaxialer Druckversuche entwickelt werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Hauptteil der Vorbereitungsarbeiten für das geplante Testprogramm konnte im Berichtsjahr erfolgreich abgeschlossen werden. Für die Analyse des hydro-mechanischen Verhaltens des Opalinustons ist es wichtig, seine hydraulischen Eigenschaften (Permeabilität und Speicherkapazität) bei relevanten effektiven Spannungszuständen zu charakterisieren. Daher wurden Permeabilitätsexperimente an Kernproben durchgeführt, die im Rahmen früherer Studien aus der tonigen Fazies des Opalinustons im Felslabor Mont Terri gewonnen wurden. Hauptziel im Jahr 2018 war es, die Anwendbarkeit von drei verschiedenen Permeabilitätsmesstechniken (oszillierenden, stationären

und transienten Porenwasserdruckmessungen) zu bewerten. Dies geschah in Bezug auf experimentelle Zeit, einfache Durchführung und die Unsicherheit geschätzter hydraulischer Eigenschaften wie Permeabilität, Speicherkapazität und hydraulische Diffusionsfähigkeit. Die Vorversuche zeigen, dass die oszillierende Porendrucktechnik zur Charakterisierung der hydraulischen Eigenschaften des schwach durchlässigen Opalinustons geeignet ist. Die Permeabilitätsberechnungen sollen in den nächsten Monaten abgeschlossen werden.

Die erste 30m lange Kernbohrung (BHM-C1) wurde im Herbst 2018 mit einem Dreifachkernrohr und Druckluftkühlung in der tonigen Fazies des Opalinustons im Felslabor Mont Terri abgeteuft. Daraus wurden hochwertige Bohrkerne entnommen, verpackt und an die RWTH Aachen für Laborversuche gesandt. Diese Arbeiten werden im Rahmen des HM-C-Experiments im Felslabor Mont Terri abgewickelt.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Zur Beurteilung der bautechnischen Machbarkeit eines Tiefenlagers im Opalinuston ist ein Verständnis der Prozesse, welche für das Verhalten des Gebirges um die Untertagebauwerke bestimmend sind, von grosser Bedeutung. Insbesondere spielen dabei die hydromechanischen Eigenschaften des Materials eine zentrale Rolle, da Tongesteine aufgrund ihrer geringen hydraulischen Durchlässigkeit sowie der Sättigung des Gebirges ein stark hydro-mechanisch gekoppeltes Verhalten aufweisen.

Ein umfassendes Verständnis des hydro-mechanisch gekoppelten Verhaltens des Opalinustons ist vor allem entscheidend

1. bei Vorhersagen über die kurz- und langfristige Entwicklung der infolge des Lagerstollenvortriebs gestörten Bereiche des Opalinustons (als natürliche Barriere);
2. bei der Dimensionierung des Ausbaus der Lagerstollen;
3. für Prognosemodelle.

Ein belastbares Materialmodell des Opalinustons ist wichtig für die zukünftigen felsmechanischen und bautechnischen Beurteilungen des ENSI in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager und in den weiteren Projektierungsphasen bis zum Bau der Tiefenlager. Damit können die zukünftigen numerischen Berechnungen der Nagra für die Beurteilung des Gebirgs- und Systemverhaltens (Interaktion Tunnelausbau-Opalinuston) anhand von Vergleichsberechnungen überprüft werden.

Ausblick

Die Permeabilitätsberechnungen aus den oben beschriebenen Experimenten sollen in den nächsten Monaten abgeschlossen werden. Anschliessend sind weitere Experimente geplant, die die Permeabilität in Abhängigkeit von der Schwingungsfrequenz und der angewendeten Amplitude sowie der mittleren Effektivspannung aufzeigen.

Anfang 2019 soll für die geplanten triaxialen Druckversuche an der RWTH Aachen eine Klimakammer in Betrieb genommen werden. Darüber hinaus soll im gleichen Zeitraum eine neue Versuchsanlage für Tongesteine mit geringer Permeabilität geliefert werden. Darin sollen Versuche, zum Beispiel konsolidierte, undrainierte Triaxialversuche und weitere Permeabilitätstests, unter differentiellen Spannungsbedingungen durchgeführt werden.

Konsolidierte undrainierte triaxiale Druckversuche sollen an Proben des Opalinustons bei relevanten effektiven Spannungszuständen mit einem experimentellen Verfahren durchgeführt werden. Dieses soll es ermöglichen, die hydraulischen Eigenschaften (Speicherkapazität und hydraulische Leitfähigkeit), die poroelastischen Eigenschaften und die effektiven Festigkeitseigenschaften des vollgesättigten Opalinustons zu bestimmen. Im Anschluss daran sollen die Laborproben mit einem Rasterelektronenmikroskop analysiert werden, um mikroskopische Verformungsstrukturen zu charakterisieren.

Die zweite im Rahmen dieses Forschungsprogramms geplante 30 m lange Kernbohrung soll im Herbst 2019 im Felslabor Mont Terri (HM-C-Experiment) abgeteuft werden.

Längerfristig sind die Validierung des Materialmodells und der Materialparameter und insbesondere die Skalierbarkeit der Laborresultate auch auf die Meter-Skala vorgesehen. In einem nachfolgenden Forschungsprojekt sollen dafür ein Experiment im Felslabor Mont Terri und numerische Simulationen durchgeführt werden.

1.7.9 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) wurde von Februar 2016 bis Juni 2017 im Auftrag des Bundesamts für Strassen ASTRA vom Südportal aus gebaut. Die für das Auffahren des Tunnels eingesetzte Tunnelbohrmaschine (TBM) hat einen Ausbruchdurchmesser von rund 14 m und eine Länge von 75 m. Der Tunnelausbau besteht aus einer Aussenschale aus vorgefertigten Betonsegmenten und einer Innenschale aus Ortbeton. Der Durchstich des Sanierungstunnels mit der Tunnelbohrmaschine erfolgte am 21. Juni 2017. Während des Vortriebs wurde in zwei Tunnelabschnitten Opalinuston auf einer Länge von jeweils etwa 160 bzw. 410 m und mit einer Gebirgsüberdeckung zwischen 100 und 330 m durchfahren (Abbildung 34). Während der erste kürzere Abschnitt durch stark geneigten Opalinuston charakterisiert ist, entspricht der zweite längere Abschnitt einer ausgedehnten Muldenstruktur (Synklinale), in der der Opalinuston insbesondere im Nord- und Südschenkel stark deformiert vorliegt und von steilstehenden Störungen durchzogen wird.

Der Bau des Sanierungstunnels Belchen ermöglichte dem ENSI, felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston abseits des Felslabors Mont Terri und unter den Randbedingungen 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 wurde. Phase 1 wurde im Dezember 2017 abgeschlossen, die aktuelle Phase 2 soll bis Juli 2019 abgeschlossen werden. Ziel dieses Forschungsprojekts ist es, das kurzfristige Verhalten von intaktem und verfalltem Opalinuston und die langfristigen Quellvorgänge um einen bestimmten Überwachungsabschnitt im Sanierungstunnel Belchen zu verstehen. Dazu gehören die Identifizierung der hydromechanischen Gebirgseigenschaften und der strukturellen Elemente, welche die Quellmechanismen und das Quellpotenzial von Opalinuston beeinflussen und kontrollieren, sowie die Untersuchung der Skaleneffekte, Anisotropie und Heterogenität von Quellprozessen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Quellen von tonreichen Gesteinen wie Opalinuston wird durch Hydratation der Kationen in den Zwischenschichten von Tonmineralien (innerkris-

Abbildung 34:

Ausschnitt aus der geologischen Prognose des Sanierungstunnels Belchen zwischen den Tunnelmetern (Tm) 2100 und 2800 mit der Lage der bestellten und der tatsächlich ausgeführten geologischen Datenaufnahmen (Photogrammetrie). In diesem Abschnitt wurde der neue Tunnel durch den gefalteten und abgescherten Opalinuston (Synklinale von Chambersberg) vorgetrieben. Vertikale Achse = Meter über Meer.

Quelle: Bundesamt für Strassen ASTRA, Dokument/ Plan - Nr. (PV) IGSTB-UA-UP-9002.

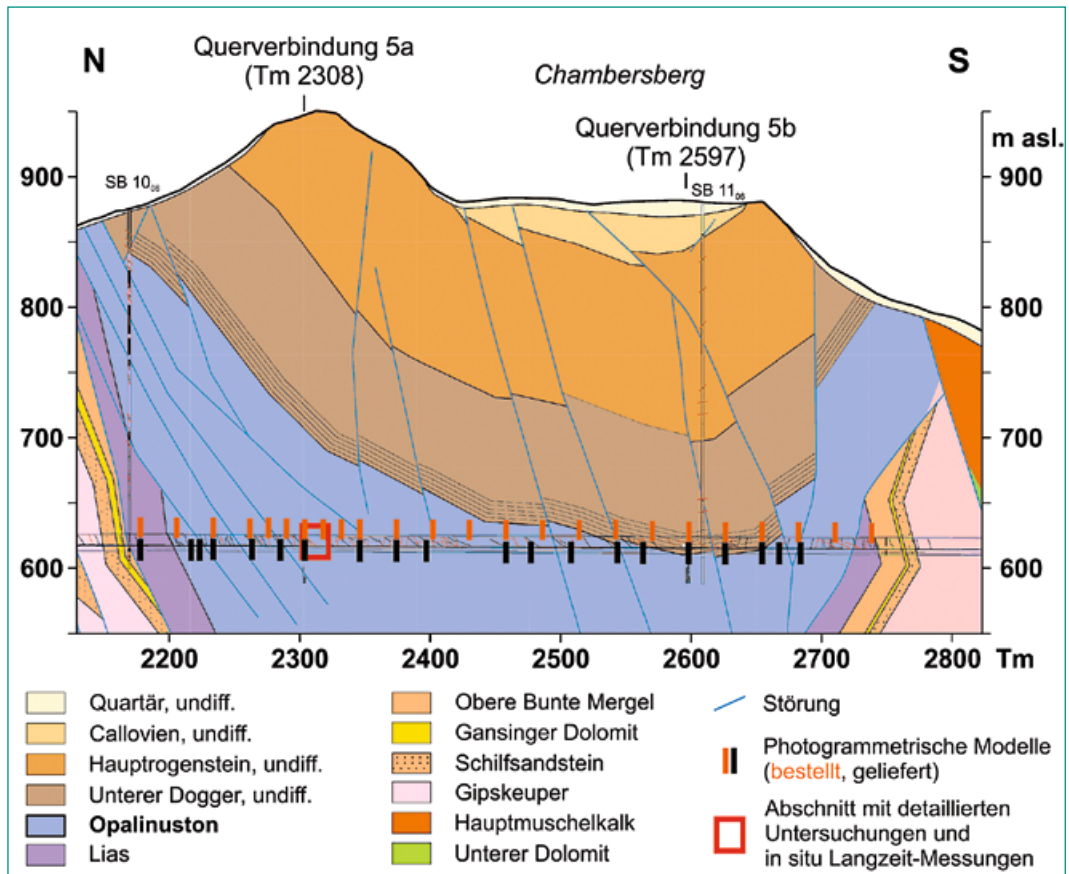
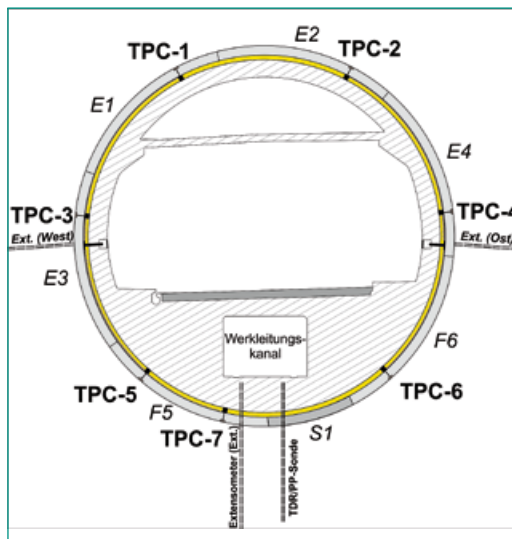


Abbildung 35:

Skizze des Tunnelquerschnitts (Durchmesser 14 m) im Bereich des Messquerschnitts bei Tunnelmeter (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).



tallines Quellen) und Wasseraufnahme aufgrund eines Ionenkonzentrationsgradienten vom Zwischenschichtwasser zum Porenwasser (osmotisches Quellen) verursacht (Norrish, 1954; Mac Ewan und Wilson, 1980).

Das osmotische Quellen ist ein wichtiger Prozess für die Selbstabdichtung in Tongesteinen und daher unerlässlich für die Beurteilung der langfristigen Integrität und Sicherheit der natürlichen (geologischen) Barriere der in der Schweiz geplanten

Tiefenlager für radioaktive Abfälle. Es findet statt, wenn der Gebirgsdruck von tonreichen Gesteinen im Zuge eines Ausbruchs reduziert wird, und ist von der Verfügbarkeit von Wasser und der Art und dem Gehalt an Tonmineralien abhängig. Das Quellen von tonreichen Gesteinen kann zu schwierigen Gebirgsverhältnissen führen, die speziell angepasste Vortriebsmethoden erfordern. Ein falsches Konzept zur Minderung des Quellens kann zu schweren kurz- und/oder langfristigen Schäden an der Tunnelchale der unterirdischen Bauwerke führen (zum Beispiel Grob, 1972; Steiner und Metzger, 1988; Einstein, 2000). Daher ist das Wissen über die Quellprozesse im Tunnelmassstab für die Planung und den Betrieb eines untertägigen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle von signifikanter Bedeutung. Diese Quellprozesse sind jedoch noch wenig verstanden und Quellparameter aus Quellversuchen im Labor unterscheiden sich in der Regel erheblich von dem, was auf Tunnelmassstab beobachtet wird (Steiner, 1993; Madsen und Nüesch, 1989). Die wichtigsten in diesem Zusammenhang zu beantwortenden Forschungsfragen sind:

1. In welchen Bereichen um den Tunnelquerschnitt herum kommt es zum Quellen und was ist sein zeitabhängiges Verhalten?

2. Woher stammt das für das Quellen notwendige Wasser und was sind die wahrscheinlichen Wasserwegsamkeiten?
3. Welchen Einfluss haben die Gesteinsanisotropie (zum Beispiel durch die Schichtung) und Heterogenitäten (wie Störungen) auf die festgestellten Quellprozesse?
4. Können die identifizierten Quelleigenschaften im Tunnelmassstab mit den Gesteins- und Gebirgseigenschaften sowie mit Laborversuchen verknüpft werden?

Im Berichtsjahr hat die Analyse der vor Ort aus dem Messquerschnitt beim Tunnelmeter 2317 gewonnenen Daten begonnen (Abbildung 34 und Abbildung 35). Diese unterstützen die Beantwortung der oben erwähnten ersten Forschungsfrage (Anhang A).

Die mechanischen Eigenschaften des Ringspaltmörtels, der üblicherweise beim angewendeten Tunnelausbautyp in den Spalt zwischen Tunnelaussen- und Gebirge injiziert wird, sowie die Porosität und der in situ-Wassergehalt der Opalinuston-Proben wurden im Rahmen von zwei Bachelor-Arbeiten an der ETH Zürich untersucht. Fiona Nägeli schloss ihre Bachelorarbeit mit dem Titel «Investigation of in-situ and laboratory water content of Opalinus Clay shale from a borehole drilled at the new Belchen highway tunnel» ab. Im Rahmen einer zweiten Bachelorarbeit mit dem Titel «Mechanical properties of gap grout installed in the TBM-excavated new Belchen A2 highway tunnel» untersuchte Brian Antonioli das elastische und plastische Verhalten des verwendeten Ringspaltmörtels unter saturierten und entsättigten Bedingungen. Die Ergebnisse beider Arbeiten sind in den Forscherbericht im Anhang A eingeflossen.

Die vorläufigen Messergebnisse der hydraulischen Transmissivität und des Porenwasserdrucks aus den Bohrungen CP-1 und CP-2 bzw. CP-3 und CP-4, die aus der Querverbindung 5a (Tunnelmeter 2308, Abbildung 36 und Abbildung 37) abgeteuft wurden, wurden ausgewertet und sind ebenfalls im Anhang A zusammengefasst.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Tiefenlagerkonzept der Nagra sieht den Bau von untertägigen Bauwerken im Opalinuston in Tiefen von 500 bis 900 m unter Terrain vor. Dabei soll der Opalinuston als geologische Barriere, insbesondere im Bereich der Lagerstollen für hochaktiven Abfall (HAA), so wenig wie möglich beeinträchtigt werden. Um dieses Ziel zu erreichen, wird

für den Ausbruch der HAA-Lagerstollen ein Vortriebsverfahren bevorzugt, das eine möglichst geringe Schädigung des Opalinustons verursacht. Beim Sanierungstunnel Belchen wurde der Vortrieb mittels TBM ausgeführt. Dieses Vortriebsverfahren wird als gebirgsschonend angesehen.

Aus den durchgeführten Untersuchungen und zukünftig geplanten Messungen im Sanierungstunnel Belchen können wertvolle Erkenntnisse über die geomechanischen Eigenschaften des Opalinustons und über das kurz- und langfristige Systemverhalten (Interaktion zwischen Opalinuston und Tunnelausbau) gewonnen werden. Das Wissen über die Quellprozesse im Tunnelmassstab soll für die Planung und den Betrieb der Tiefenlager erweitert werden. Die Kenntnisse über Auswirkungen eines TBM-Vortriebs im Opalinuston im Hinblick auf zukünftige Vortriebsmethoden und die baubegleitende messtechnische Überwachung für die Erstellung der HAA-Lagerstollen soll vertieft werden. Die Erkenntnisse dienen zukünftigen bautechnischen Beurteilungen des ENSI und der Festlegung von Anforderungen an Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager. Mit den geplanten Untersuchungen sollen auch relevante praktische Erfahrungen im Tunnelbau gemacht und Kenntnisse über den Wert geotechnischer Risikoanalysen vor Beginn des Tunnelvortriebs gewonnen werden.

Ausblick

Im Jahr 2019 soll die vorher erwähnte zweite Forschungsfrage zur Herkunft des Wassers bei Quellprozessen im Tunnelmassstab abschliessend beantwortet werden. Ferner soll ein Ölgedrucksystem für den flachen TDR-Sensor (Abbildung 35) installiert werden, um Temperatur- und Druckeinflüsse auf die gemessenen Wassergehaltswerte zu minimieren. Die TDR-Sonde (TDR=*Time Domain Reflectometry*) ist eine spezielle Bohrloch-Messsonde, die bei Tunnelmeter 2315 in einem Bohrloch im Sohlbereich für Messungen der langfristigen Veränderung des Wassergehalts zur Untersuchung des Quellverhaltens des Opalinustons installiert wurde. Nach Erreichen des stationären Zustandes werden in den Bohrungen CP-3 und CP-4 (Abbildung 37) pneumatische und/oder hydraulische Tests durchgeführt, um die Durchlässigkeit um diese Prüfintervalle herum zu untersuchen. Darüber hinaus sollen zweidimensionale, thermo-mechanische Simulationen durchgeführt werden, um die thermischen Auswirkungen auf die radialen Totalspannungen zu beurteilen



Abbildung 36: (a) Querverbindung 5a, ca. 8 bis 9 m nördlich des Messquerschnitts bei Tunnelmeter 2317 (Abb. 1, Abb. 2), (b) Ungesicherte Ortsbrust der Querverbindung 5a, (c) Bohrarbeiten für die Bohrung CP-2 (Abb. 4) und Einrichtungen für hydraulische Tests, (d) Bohrlochversiegelung kurz nach den Bohrarbeiten, (e) Installation des Doppelpackersystems für Porenwasserdruck-Messungen in der Bohrung CP-4 (Abb. 4), Installation des Systems für Datenerfassung und Kontrolle von hydraulischen Messungen, (f) Installierte Messeinrichtungen in der Ort beton-Innenschale, und (g) Kurze Bohrung (<1 m, gelber Pfeil) für die Entnahme von Proben des Ringspaltmörtels. Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2017 (Anhang A).

und diese von potenziellen Quellspannungen und Konvergenz in den TPC-Daten (TPC= *Total Pressure Cell*) zu unterscheiden. Die Analyse der Entwicklung von Porenwasserdrücken, Wassergehalten, radialen Totalspannungen und radialen Verschiebungen wird dazu beitragen, die vorher erwähnte erste Forschungsfrage zur Lokalisation und zum zeitabhängigen Verhalten des Quellens zu beantworten.

Schliesslich sollen in der ersten Jahreshälfte 2019 die Quelleigenschaften des Opalinustons in einem Laborprogramm mit Quellversuchen, petrophysikalischen Untersuchungen und tonmineralogischen Analysen untersucht werden (Forschungsfrage 3). Diese Forschung wird in Zusammenarbeit mit dem Lehrstuhl für Grundbau, Boden- und Felsmechanik der Ruhr-Universität Bochum durchgeführt. Dabei werden die Proben für Quellversuche durch die ETH-Forscher ausgesucht und präpariert und anschliessend in Bochum getestet. Die Analysen der Proben hinsichtlich Tonmineralogie und Mikrogefüge werden grösstenteils an der ETH durchgeführt.

Zeitschriften- und Konferenzbeiträge zu den durchgeführten Untersuchungen sollen in den Jahren 2019 und 2020 erstellt und publiziert werden.

Zitierte Literatur

- *Antonioli, B.:* Mechanical properties of gap grout installed in the TBM-excavated new Belchen A2 highway tunnel. B.Sc. thesis at the Department of Earth Science, Chair of Engineering Geology, ETH Zurich, 63 p., 2018.
- *Einstein, H.H.:* Tunnels in Opalinus clayshale – A review of case histories and new developments. *Tunneling and Underground Space Technology*, 15(1): 13–29, 2000.
- *Grob, H.:* Schwelldruck im Belchentunnel. *Proceedings International Symposium on Underground Openings*, September 11–14, Luzern, Switzerland, 1972.
- *Madsen, F.T., Nüesch, R.:* Quellende Gesteine, Quellmechanismen und die Bestimmung massgebender Quellparameter im Labor. *Studententagung*, April 6–7, Delsberg, Switzerland, Mitteilungen der Schweizerischen Gesellschaft für Boden- und Felsmechanik, 1989.
- *Naegeli, F.:* Investigation of in-situ and laboratory water content of Opalinus Clay shale from a borehole drilled at the new Belchen highway tunnel. B.Sc. thesis at the Department of Earth Science, Chair of Engineering Geology, ETH Zurich, 51 p., 2018.

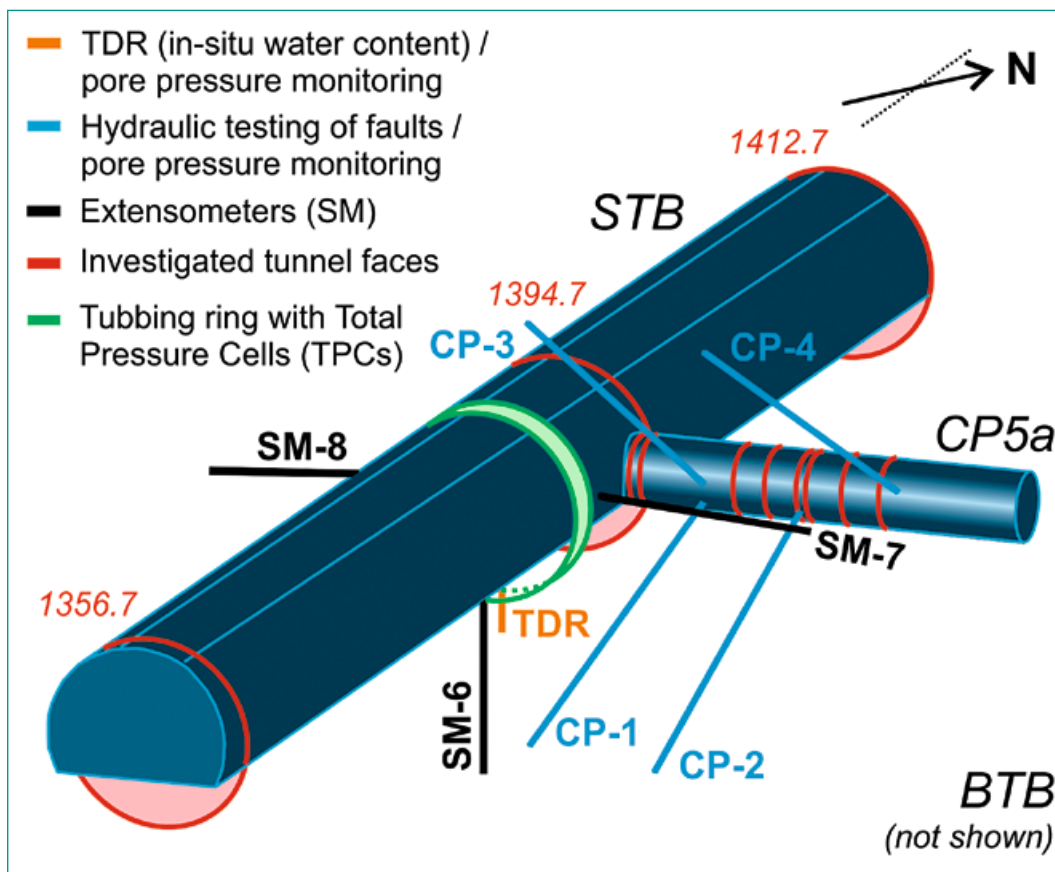


Abbildung 37:
 Dreidimensionale Skizze mit den ausgeführten Bohrungen (SM-6 bis SM-8, CP-1 bis CP-4 und TDR), installierten Messeinrichtungen und untersuchten Gebirgsabschnitten (rote Kreise, mit Angabe der Tunnelmeter vom Südportal her) im Bereich des Messquerschnitts und der Querverbindung 5a. Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2017 (Anhang A).

- *Norrish, K.:* The swelling of montmorillonite. *Discussions of the Faraday Society*, 18: 120–134, 1954.
- *Steiner, W., Metzger, R.:* Bahn 2000 – Wissenbergtunnel. Erfahrungen aus Tunneln in quellendem Gestein. 137 p., 1988.
- *Steiner, W.:* *Swelling Rock in Tunnels: Rock characterization, effect of horizontal stresses and construction procedures.* *International Journal of Rock Mechanics and Mining Science & Geomechanics Abstracts*, 30(4): 361–380, 1993.

1.7.10 BenVaSim – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH²M-Simulatoren

Projektorganisation: Technische Universität Clausthal (Deutschland)

ENSI-Projektbegleiter: Manuel Sentis

Einleitung

Für eine zuverlässige Prognose des Verhaltens eines Tiefenlagersystems bedarf es grundsätzlich qualitätsgesicherter, also in ihrer Funktionalität verifizierter und in ihrer Aussagekraft validierter Simulationswerkzeuge. Ein Vergleich verschiedener Simulationswerkzeuge bietet einen bewährten

Ansatz für eine derartige Qualitätssicherung. Im Forschungsbereich der geologischen Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle wurden bereits diverse Vergleiche durchgeführt, so im Rahmen des bereits seit 1992 bestehenden Projekts DECOVALEX. Zusammengefasst zeigen die Erfahrungen, dass derartige Kooperationsprojekte sowohl den Erfahrungsaustausch zwischen den Organisationen unterstützen wie auch neue wissenschaftliche Erkenntnisse generieren. Sie machen aber auch deutlich, dass ein Vergleich, basierend auf Messdaten aus Labor- oder Feldversuchen und der Simulation mechanischer und hydraulischer Prozesse, auf erhebliche und nicht immer begründbare Unterschiede in den Ergebnissen beteiligter Rechenprogramme führen kann.

Das Ziel des Forschungsprojekts BenVaSim ist, einen internationalen Vergleich von TH²M-Simulatoren (Temperatur, Zweiphasenfluss und Geomechanik) durchzuführen, einen sogenannten Benchmark. Im Hinblick auf eine gute Vergleichbarkeit sind, wenn immer möglich, analytisch lösbare Rechenmodelle für fluiddynamische und mechanische Prozesse in Tiefenlagersystemen zu bevorzugen. Das Projekt erstreckt sich über drei Jahre von Mai 2017 bis August 2020. Am Benchmark beteiligen sich Organisationen (Forschungs-

einrichtungen, Aufsichtsbehörden und Betreiber) unterschiedliche Rechenprogramme verwenden aus Deutschland, der Schweiz und den USA, die (siehe folgende Tabelle).

Teilnehmer im Forschungsprojekt BenVaSim	Rechenprogramm
technische Universität (TU) Clausthal (Projektleitung)	FLAC3D-TOUGH2
Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) in Hannover	OpenGeoSys
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Köln	FLAC3D-TOUGH2
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Braunschweig	Code Bright
Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) in Berkeley	FLAC3D-TOUGH2
Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI	COMSOL, OpenGeoSys, FLAC3D-TOUGH2

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2018 fanden drei BenVaSim-Treffen statt, in denen der Fokus auf die Lösung und Diskussion der Modelle 1.1 und 1.4 gelegt wurde (Abbildung 38). Das Modell 1.1 verwendet eine eindimensionale Geometrie und nur ein Einphasenfluss-Transportmodell. Beim Modell 1.4 wird ebenfalls eine eindimensionale Geometrie verwendet, aber ein Zweiphasenfluss-Transportmodell.

Die Szenarien von beiden Modellen unterscheiden sich in den verschiedenen Parametern (wie Sättigungsgrad, Van-Genuchten-Parameter etc.) und in den Anfangs- und Randbedingungen.

Das Modell 1.1 beinhaltet sieben verschiedene Szenarien. In allen Szenarien wird das hydromechanische Verhalten des Einphasensystems untersucht. Erste Resultate für das Modell 1.1 wurden von einzelnen Teams im Jahr 2017 erhalten. Im Berichtsjahr wurden weitere Resultate aller Teams vorgestellt und die gesamten Resultate konnten somit zusammengestellt und verglichen werden. Als Beispiel für die Szenarien a und e werden in Abbildung 39 Resultate für den Wasserdruck und in Abbildung 40 für die Dehnung gezeigt. Die Übereinstimmung der Resultate für das Modell 1.1 zwischen den verschiedenen Teams ist im Allgemeinen sehr gut.

Für die Szenarien im Modell 1.4 sind Rechenprogramme gefragt, die gute Fähigkeiten sowohl für den Zweiphasenfluss-Transport als auch für die geomechanische Modellierung haben. Im Berichtsjahr wurden erste Resultate für das Modell 1.4 gezeigt, die eine gute Übereinstimmung miteinander zeigen. Das ENSI hat Resultate der

Berechnungen mit TOUGH3-FLAC3D präsentiert, die in guter Übereinstimmung mit den Resultaten der TU Clausthal sind. Weitere ENSI-Resultate mit OpenGeoSys und COMSOL zeigten ebenfalls eine gute Übereinstimmung. Als Beispiel für das Szenarium a werden in Abbildung 41 Resultate für den Wasserdruck und für die Dehnung gezeigt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit diesem Vergleich von Simulationswerkzeugen wird eine Verifizierung von mehreren eingesetzten Simulatoren vorangetrieben. So werden in Zukunft mehrere voneinander unabhängige, in ihrer grundsätzlichen Funktionalität verifizierte Simulatoren für die Analyse der gekoppelten mechanischen und hydraulischen Prozesse in Tongesteinen verfügbar sein. Die dadurch erzielte Verbesserung stärkt die Zuverlässigkeit von Prognosen des Tiefenlagersystems. Darüber hinaus können derartig verifizierte Simulatoren auch in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager eingesetzt werden. Mit ihnen können im Rahmen von standortbezogenen durchzuführenden Tiefenlagersystem-Analysen bei der Überprüfung des Rahmenbewilligungsgesuchs zuverlässig modelltheoretische Untersuchungen durchgeführt werden.

Grundsätzlich ist es aufgrund der voneinander abweichenden numerischen Berechnungsverfahren, die den verwendeten TH²M-gekoppelten Simulatoren zugrunde liegen, erstrebenswert, nicht nur einen Simulator für die Langzeitsicherheitsanalyse eines Tiefenlagers zur Verfügung zu haben. Gerade angesichts der äusserst komplexen physikalischen Prozesse eines Tiefenlagersystems birgt die

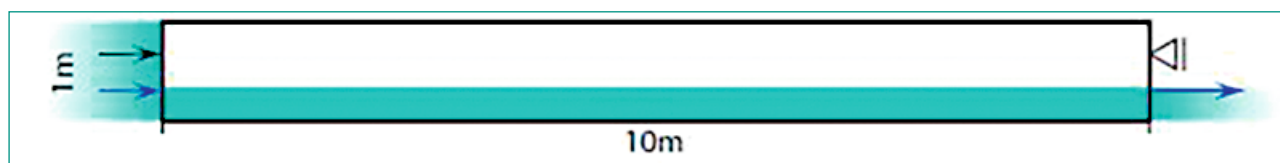


Abbildung 38: Basis-Auslegung für die Modelle 1.1 und 1.4. Quelle: Projekt BenVaSim

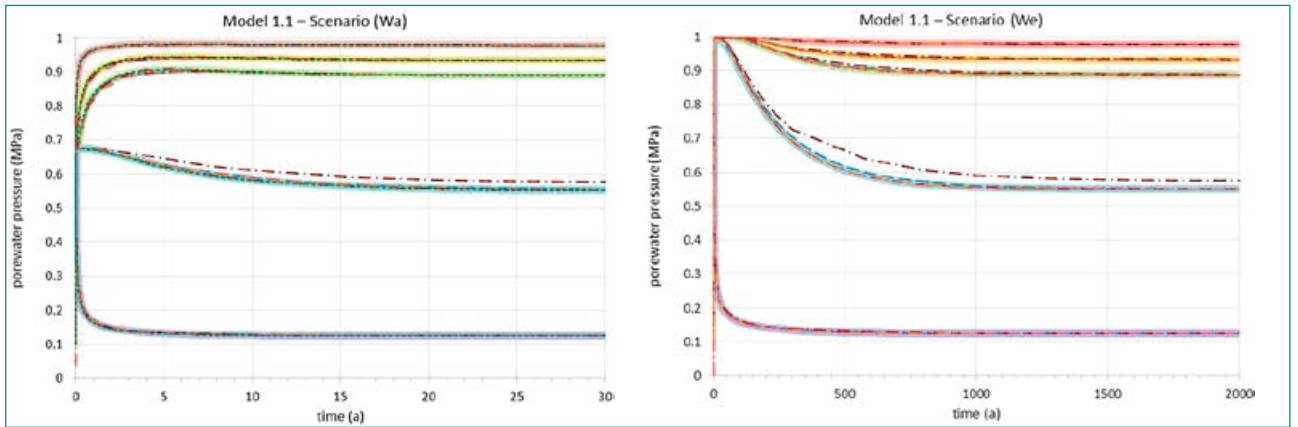


Abbildung 39: Resultate für den Wasserdruck des Modells 1.1 Szenarien a und e. Die analytischen Lösungen werden mit einer durchgezogenen Linie dargestellt und die Resultate der verschiedenen Teams mit einer farbigen gestrichelten Linie. Quelle: Projekt BenVaSim

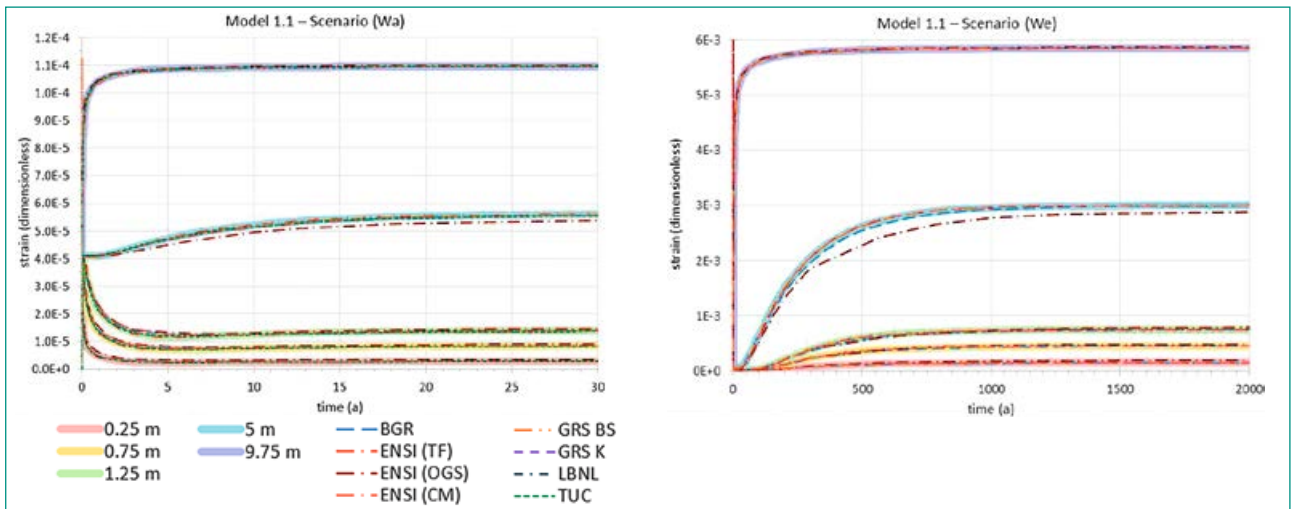


Abbildung 40: Resultate für die Dehnung des Modells 1.1 Szenarien a und e. Die analytischen Lösungen werden mit einer durchgezogenen Linie dargestellt und die Resultate der verschiedenen Teams mit einer farbigen gestrichelten Linie. Quelle: Projekt BenVaSim dargestellt und die Resultate der verschiedenen Teams mit einer farbigen gestrichelten Linie. Quelle: Projekt BenVaSim

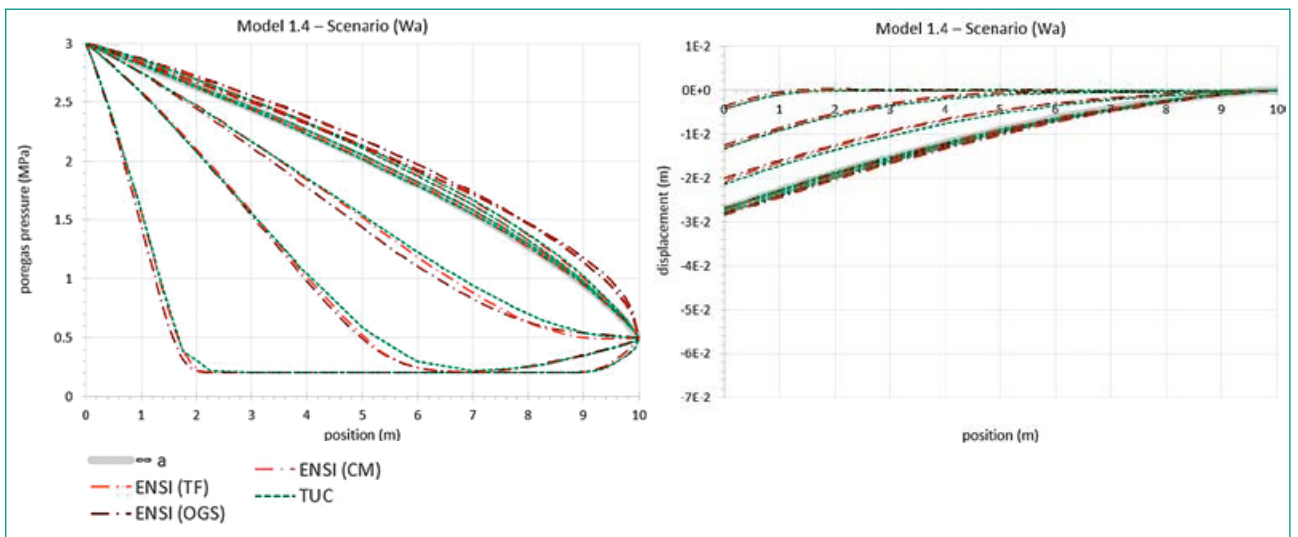


Abbildung 41: Resultate für den Wasserdruck (links) und für die Dehnung (rechts) des Modells 1.4, Szenarium a. Die analytischen Lösungen werden mit einer durchgezogenen Linie dargestellt und die Resultate der verschiedenen Teams mit einer farbigen gestrichelten Linie. Quelle: Projekt BenVaSim

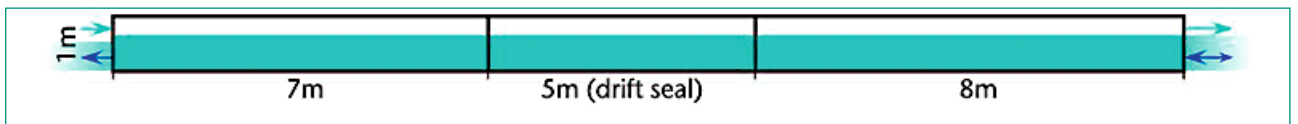


Abbildung 42: Auslegung des Modells 1.5. Quelle: Projekt BenVaSim

Anwendung nur eines numerischen Simulators stets ein gewisses Risiko für Verfahrensfehler. Dies gilt bereits für durch das Berechnungsverfahren bedingte Diskrepanzen zur (unbekannten) exakten Lösung der Differenzialgleichungen. Daher führt ein Einsatz mehrerer Simulatoren zur Analyse des Langzeitverhaltens zu einer gesteigerten Prognosesicherheit.

Für das ENSI sind diese Benchmarks, basierend auf einfachen Modellen, zudem eine gute Gelegenheit, die im ENSI benutzten Rechenwerkzeuge in Bezug auf hydromechanische Modellierung mit anderen zu vergleichen. Dabei wird das ENSI seine interne Fachkompetenz bezüglich hydromechanischer Modellierung erweitern.

Ausblick

Im Laufe des Jahres 2019 werden weitere Resultate zu den Szenarien des Modells 1.4 präsentiert. Das ENSI arbeitet zurzeit daran, die numerische Modellierung der Szenarien des Modells 1.4 mit den Rechenprogrammen COMSOL und OpenGeoSys zu vervollständigen. Erste Resultate der ENSI-Berechnungen zeigen eine gute Übereinstimmung mit anderen Resultaten. Der Wissenstransfer der Modellierung, die für die Modelle 1.1 und 1.4 der Schweizerische Erdbebendienst mit dem Rechenprogramm TOUGH2-FLAC3D für das ENSI durchgeführt hat, wird in einem Workshop im Februar stattfinden. Erste Resultate des Modells 1.5 werden im Laufe 2019 gezeigt. Im Unterschied zu den Modellen 1.1 und 1.4 beinhaltet das Modell 1.5 in der Mitte einer Versiegelung von 5 m (Abbildung 42).

1.7.11 DECOVALEX-2019

Projektorganisation: Lawrence Berkeley National Laboratory, USA

Schweizer Auftragnehmer: Schweizerischer Erdbebendienst SED

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner
Bericht der Forscher (SED) in Anhang A

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, Rechenprogramme zur numerischen Modellierung gekoppelter Prozesse zu entwickeln, zu verbessern und anzuwenden. An dem Projekt sind Entsorgungspflichtige für radioaktive Abfälle, Aufsichtsbehörden sowie Forschungseinrichtungen aus verschiedenen Ländern Europas, Asiens und Amerikas beteiligt.

Im April 2016 begann die bis 2019 laufende Phase VII. Neben dem ENSI nehmen am Projekt jetzt zwölf finanzierende Organisationen teil. Diese sogenannten «Funding Organisations» können wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen.

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
NWMO	Nuclear Waste Management Organization	Kanada	Betreiber
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	Betreiber

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);
- Task D: INBEB (Leitung: UPC Universitat Politècnica de Catalunya);
- 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 leitet diesen mit Unterstützung des Lawrence Berkeley National Laboratory. An dem Task nehmen neben dem ENSI und LBNL die Organisationen BGR, CNSC, Korea Institute of Geoscience and Mineral Resources (KIGAM) und Institute of Nuclear Energy Research (INER) teil. Der Task B befasst sich mit der Modellierung des FS-Experiments im Felslabor Mont Terri, an dem das ENSI ebenfalls beteiligt ist. Details dazu sind beim FS-Experiment zu finden (siehe Kap. 1.7.4). Für den Task B wurden drei Arbeitsschritte definiert. Im ersten Schritt erfolgt die Berechnung eines an den Experimenten angelehnten, aber vereinfachten Modells mit Aktivierung einer Störung. Ziel ist die Abbildung der Prozesse, insbesondere der Veränderung der Permeabilität mit der Wasserinjektion, und die Erstellung von zwei- und dreidimensionalen Modellen. Anschließend geht es in Schritt 2 und 3 um die Aktivierung einer kleinen und einer grossen Störung.

Das ENSI hat mit Unterstützung durch den SED im Jahr 2018 den Schritt 1 weitgehend abgeschlossen. Abbildung 43 zeigt das im letzten Jahr ent-

wickelte 3D-Modell. Die Störung ist weiterhin mittels einzelner Elemente mit einer Gesamtausdehnung von 0.0233 m abgebildet. In dem Task verwenden mehrere Teams eine vergleichbare Repräsentation der Störung über Elemente. Andere Teams repräsentieren die Störung als Fläche mit definierten Transporteigenschaften. Der Vergleich der Ergebnisse beider Varianten gibt Einblick in die Vor- und Nachteile der beiden Möglichkeiten.

In Abbildung 44 werden Ergebnisse des 3D-Modells dargestellt für einen konstanten Porenwasserdruck am Injektionspunkt sowie für einen zeitlich veränderlichen Porenwasserdruck am Injektionspunkt, definiert als Stufenfunktion. Die schwarze Kurve repräsentiert jeweils die Entwicklung des Porenwasserdrucks am Monitoringpunkt 3, welcher etwa 1.4 m vom Injektionspunkt entfernt ist. Der Vergleich zum Injektionsdruck zeigt eine zeitliche Verzögerung im Druckanstieg. Diese entsteht, weil sich die sehr geringe Öffnungsweite der Störung zu Beginn der Simulation erst mit dem ansteigenden Porenwasserdruck vergrössern muss, bevor eine ausreichend grosse Wassermenge in Richtung des Monitoringpunkts weiterfliessen kann. Wenn die Verbreiterung der Störung am Monitoringpunkt angekommen ist, beginnt der Porenwasserdruck zu steigen. Im rechten Bild entsteht durch den gleichen Effekt eine verschmierte Stufenfunktion. Der Wasserdurchfluss ist zu Beginn der Simulation sehr hoch, da der Druckgradient sehr steil ist. Mit zunehmender Entwicklung der Störung sinkt der Druckgradient, da die Distanz zwischen dem hohen Injektionsdruck und dem noch ungestörten Anfangsdruck steigt. Dadurch sinkt der Wasserdurchfluss mit der Zeit auf das Niveau, welches unter stationären Bedingungen zu erwarten ist.

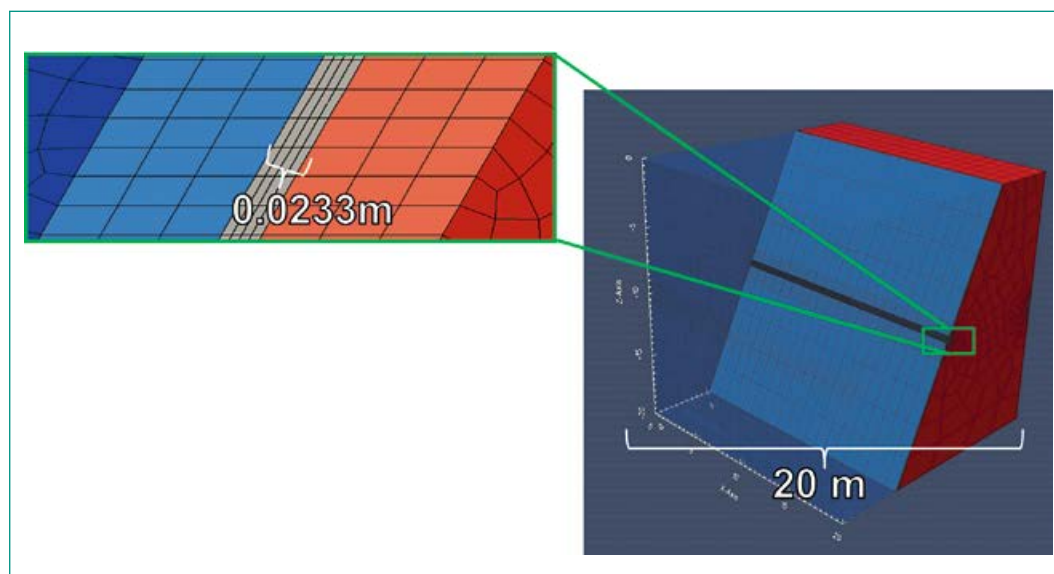
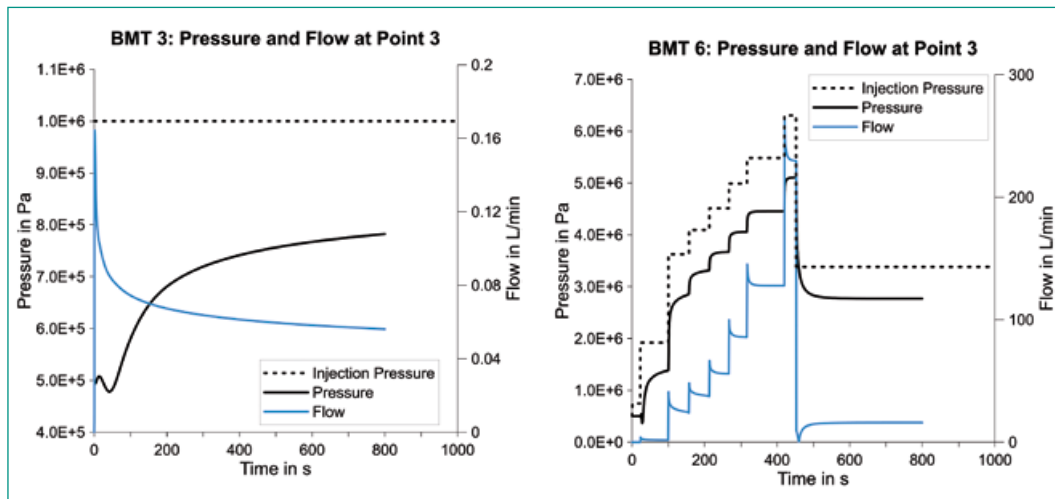


Abbildung 43: Ausdehnung des 3D Modells (rechts) und detaillierte Darstellung der Berücksichtigung der Störungszone (links). Quelle: ENSI/SED

Abbildung 44:

Verlauf des beaufschlagten Porenwasserdrucks am Injektionspunkt, des berechneten Porenwasserdrucks am Monitoringpunkt 3 und des ins Modell strömenden Wasservolumens für einen konstanten Porenwasserdruck von 1 MPa (links) und für einen zeitlich veränderlichen Porenwasserdruck als Stufenfunktion (rechts).
Quelle: ENSI/SED



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 wurden intensive fachliche Kontakte unter anderem zum LBNL, zur IRSN und zu BGR/UFZ ausgebaut.

Ausblick

Im Jahr 2019 steht die Berechnung der Schritte 2 und 3 und deren Analyse im Fokus. Ausserdem beginnt die Planung der nächsten Phase. Das ENSI wird für die nächste Phase das FS-B Experiment vorschlagen, in dem es um die Entwicklung der Permeabilität der Störung über die Zeit geht.

1.7.12 NEA Clay Club

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Auf internationaler Ebene befasst sich die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD mit Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im «Radioactive Waste Management Committee» (RWMC) sind über 20 Länder vertreten, wo unter anderem generelle Strategiefragen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle behandelt werden. Deren techni-

sche Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case» (IGSC) beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der geologischen Tiefenlagerung. Sie 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. 11 Ländern (Clay Club) vertreten sind. Rumänien ist seit 2018 ein neues Mitglied in beiden Arbeitsgruppen.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2018 wurde der Bericht über die Arbeiten zum Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» für die Veröffentlichung vorbereitet. Mit der Veröffentlichung wird im Jahr 2019 gerechnet. Das Projekt beschäftigt sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von geologischen Tiefenlagern

in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, mineralogischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Datensätzen.

An der Universität Bern wird das Projekt «CLAY-WAT – Binding state and mobility of WATER in CLAY-rich media» bearbeitet. Darin geht es um die Verbesserung der Methoden zur Bestimmung des Porenwassergehaltes in Tonen und Schiefertönen, die Interpretation der Porenwasserzusammensetzung aus Extraktionsexperimenten, die advective Mobilität des Porenwassers und die Evaluation geeigneter Methoden zur Charakterisierung des Bindungszustands von Porenwasser. Das Projekt setzt sich aus folgenden Phasen zusammen:

1. Literaturstudie zu möglichen experimentellen Methoden,
2. Untersuchung der bereitgestellten Proben, und
3. Analyse der experimentellen Daten.

2018 wurde nach der Phase 1 (Literaturreview) auch die Phase 2 (Laboranalysen von Proben aus den Mitgliedsländern) abgeschlossen. Der Abschlussbericht wird im Jahr 2019 erwartet.

Neben der Vorstellung des Arbeitsstands zu den Projekten wurden zwei Fachsitzungen zu den Themen «Druckanomalien in Tongesteinen» und «Entwicklung und Bedeutung der EDZ in Tongesteinen» abgehalten.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ausblick

Die nächste Sitzung findet im September 2019 in Toronto statt, Gastgeber ist der kanadische Endlagerprojektant Nuclear Waste Management Organization. Gleichzeitig soll der Kontakt zur Canadian Nuclear Safety Commission gestärkt werden. Im Anschluss wird die Veröffentlichung zu den Erkenntnissen aus den Fachsitzungen erstellt und es werden Projektideen aus den identifizierten Wissenslücken entwickelt.

1.7.13 Projekte für die Abklärung von Fragen zu geologischen Tiefenlagern im Hinblick auf die Aktualisierung der Richtlinie ENSI-G03

ENSI-Projektbegleiter:

- Thomas van Stiphout (Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2)
- Ernando Saraiva (Lagerauslegung, Teil 2)
- Bastian Graupner (Pilotlager: Auslegung und Inventar)

Einleitung

Bereits auf dem Niveau der schweizerischen Kernenergieverordnung werden diverse Elemente der Auslegung eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle festgelegt: Das Hauptlager dient der Einlagerung der Hauptabfallmenge, das Pilotlager enthält einen kleinen, aber repräsentativen Anteil des Lagerinventars, die Testbereiche entsprechen einem lokalen Felslabor für Experimente zu Bau, Betrieb, Verschluss und Langzeitsicherheit (Abbildung 45). Im Pilotlager wird bis zum Ablauf der gesetzlich geforderten Beobachtungsphase das Verhalten der Abfälle, der Endlagerbehälter, der technischen Barrieren, der Verfüllung und der Versiegelungstrecken sowie des Wirtgesteins überwacht. Die Ergebnisse dieser Überwachung müssen auf das Hauptlager übertragbar sein und dienen der Erhärtung des Langzeit-Sicherheitsnachweises. Die Ergebnisse aus dem Pilotlager bilden somit eine wichtige Grundlage für den Entscheid über den Lagerverschluss nach der Beobachtungsphase.

Im Rahmen von Etappe 3 des schweizerischen Standortauswahlverfahrens (Sachplan geologische Tiefenlager, SGT) werden von der Nagra drei geologische Standortgebiete weiter untersucht. In den vorgeschlagenen Standortgebieten ist der Opalinuston das bevorzugte Wirtgestein. Tongesteine sind bautechnisch anspruchsvoll. Betrachtungen zur zukünftigen Lagerauslegung und -überwachung (Monitoring) konzentrieren sich insbesondere auf Aspekte, die für das Wirtgestein und die im Lagerkonzept vorgesehenen technischen Barrieren wichtig sind.

Das ENSI hat im Berichtsjahr an drei Forschungsprojekten gearbeitet und darin abgeklärt, ob über die aktuelle Richtlinie zur geologischen Tiefenlagerung (ENSI-G03) hinausgehend zusätzliche regulatorische Anforderungen zu stellen sind. Dabei handelt es sich um folgende Vorhaben:

1. Lagerauslegung, Teil 2;
2. Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2;
3. Pilotlager: Auslegung und Inventar.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

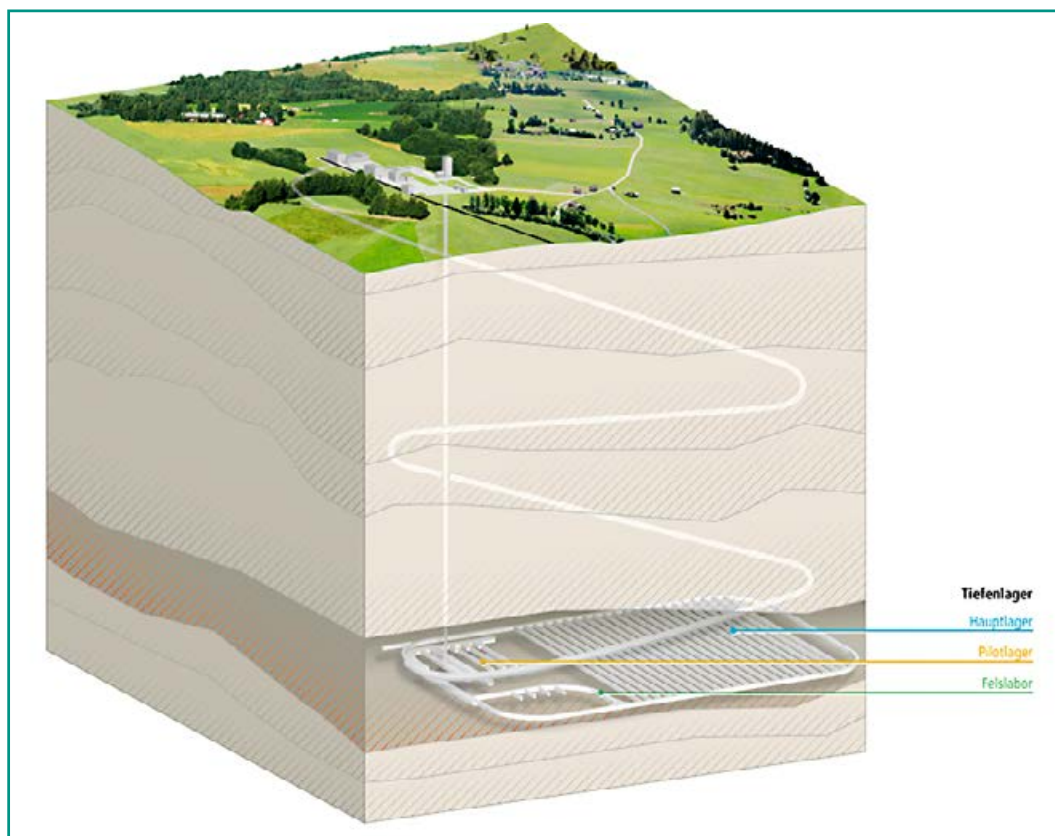
Im Berichtsjahr wurde das Projekt «Lagerauslegung, Teil 2» gestartet und die Arbeiten zu den Projekten «Pilotlager: Auslegung und Inventar» und «Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2» weiter geführt.

Das regulatorische Forschungsprojekt «Lagerauslegung, Teil 2» ist eine Fortsetzung des im Jahr 2016 abgeschlossenen Projekts «Lagerauslegung». Im Rahmen von «Lagerauslegung, Teil 2» werden ausgewählte bautechnische und auslegungsrelevante Aspekte und deren Auswirkungen auf den Betrieb und die Langzeitsicherheit eines geologischen Tiefenlagers diskutiert. Diverse Aspekte stützen sich auf Kritikpunkte des ENSI zu den in Etappe 2 SGT von der Nagra im Jahr 2015 eingereichten und im Jahr 2016 nachgereichten Unterlagen. Spezifisch geht es um Aspekte der aktuell von der Nagra vorgeschlagenen Architektur der Lager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) und für hochaktive Abfälle (HAA). Dazu zählen insbesondere das Konzept des HAA-Lagers sowie die Eignung und die Machbarkeit von maschinellen Vortriebsmethoden für die Erstellung der HAA-Lagerstollen.

Das ENSI hat mit diesem Projekt abgeklärt, ob zusätzliche Anforderungen an die Lagerauslegung und an die Projektierung der Tiefenlager im Hinblick auf Etappe 3 SGT gestellt werden sollen (diese Anforderungen wurden bereits zu Beginn von Etappe 3 SGT im November 2018 veröffentlicht). Ferner sollen aus den fachlichen Diskussionen Beiträge für die Neuauflage der ENSI-Richtlinie G03 abgeleitet werden. Das Projekt wurde dazu seit Januar 2018 in Form einer fachlichen Anhörung («Hearing»-Struktur) mit internen und externen Fachleuten und Experten im Rahmen regelmässiger Teamsitzungen durchgeführt. Die Nagra nimmt aus eigenem Wunsch nicht an diesem Projekt teil. Im Berichtsjahr haben Sitzungen zu allen geplanten Themen stattgefunden. Die Ergebnisse aus den technisch-wissenschaftlichen Diskussionen und die Kernaussagen zu den behandelten Themen wurden in den erstellten Sitzungsprotokollen dokumentiert. Fachliche Beiträge sind in die Präzisierungen der sicherheitstechnischen Vorgaben des ENSI für Etappe 3 SGT sowie in den internen Entwurf der Neuauflage der ENSI-Richtlinie G03 eingeflossen.

Das Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2» fokussiert auf alle Schritte der Überwachung, angefangen bei einer dem Bau eines Felslabors vorangehenden Erfassung der ungestörten Umweltbedingungen (Nullmessung), der Messung der durch den Bau hervorgerufenen Verände-

Abbildung 45:
Ein geologisches Tiefenlager besteht aus einem Hauptlager, einem Pilotlager und einem Felslabor. Ein Tiefenlager für hochaktive Abfälle (wie in der Abbildung schematisch gezeigt) ist 400–900 Meter unter Tage geplant. Schwach- und mittelaktive Abfälle sollen in einer Tiefe von 200–800 Metern eingelagert werden.
Quelle: ENSI



rungen, der Ermittlung der Gesteinseigenschaften zur Prüfung der Standorteignung bis hin zum Messprogramm während der Betriebs- und Beobachtungsphase einschliesslich des ordnungsgemässen Lagerverschlusses. Durch Literaturstudium, Erfahrungsaustausch mit anderen Ländern und der Befragung ENSI-interner sowie externer Experten sollen Anforderungen und Erwartungen an ein zukünftiges Monitoringkonzept entwickelt werden. Ausserdem dienen die geplanten Arbeiten der Identifizierung der relevanten Prozesse und Parameter, die durch das Monitoring überwacht werden sollen. Dazu wurde unter anderem ein Fragebogen für die ENSI-interne Expertenbefragung entwickelt. Im Berichtsjahr erfolgten die thematischen Arbeiten in Form von Expertenbefragungen sowie durch Studium internationaler Erfahrungen und gesetzlicher Grundlagen zum Monitoring eines geologischen Tiefenlagers. Die ersten Ergebnisse dienten als Grundlage für die Erstellung von Anforderungen des ENSI an ein Monitoringkonzept bezüglich der Präzisierungen der Vorgaben des ENSI an die Etappe 3 SGT sowie hinsichtlich der Überarbeitung der Anforderungen in der ENSI-Richtlinie G03. Das Projekt «Pilotlager: Auslegung und Inventar» soll die notwendigen Anforderungen an das Pilotlager, dessen Platzierung, Bestückung, die wichtigen zu überwachenden Prozesse und Parameter sowie Möglichkeiten zur Einbeziehung von Interessengruppen untersuchen. Beim Pilotlager stellt sich die Frage, wie der Stollenbau und die damit zusammenhängenden Veränderungen der Wasserflüsse die zur Überwachung vorgesehenen Messungen beeinflussen. Das Projekt wurde nach der Sistierung wieder aufgenommen und bis Ende 2018 ein überarbeiteter Entwurf des Schlussberichts erstellt, der anschliessend in die interne Vernehmlassung ging.

Bedeutung der Projekte, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das schrittweise Vorgehen im Sachplan geologische Tiefenlager und bei der anschliessenden Realisierung eines geologischen Tiefenlagers schliesst auch eine Weiterentwicklung der zugehörigen Anforderungen gemäss Stand von Wissenschaft und Technik ein. Die Sicherheit hat dabei oberste Priorität. Gemäss aktueller Richtlinie ENSI-G03 ist bei jedem Schritt der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen und es müssen auch Alternativen aufgezeigt werden, um die Wahl der Auslegung, des Monitoringkonzepts und der technischen Umsetzung sicherheitstechnisch zu

begründen. Die Ergebnisse der Projekte werden bei der geplanten Neuauflage der Richtlinie ENSI-G03 berücksichtigt.

Während der Prüfungsarbeiten in Etappe 2 SGT wurden vom ENSI und seinen Experten mehrere Aspekte der Lagerauslegung als relevant für die weitere Entwicklung der Lagerprojekte beurteilt. Im Hinblick auf Etappe 3 SGT und das seitens Nagra einzureichende Rahmenbewilligungsgesuch hat das ENSI beschlossen, die Projektierungsarbeiten für die Vorprojekte der Nagra und die damit zusammenhängenden bautechnischen Fragestellungen enger zu begleiten. Das Projekt «Lagerauslegung, Teil 2» dient dieser Begleitung. Die Ergebnisse daraus werden wichtige Grundlagen für die Aufsicht des ENSI in Etappe 3 SGT bilden.

Ausblick

Die gegenwärtige Planung des Projekts «Lagerauslegung, Teil 2» geht von dessen Abschluss im September 2019 aus. Schwerpunkte der verbleibenden Sitzungen sind das Finalisieren der Fachdiskussionen und das Erstellen des Abschlussberichts. Darin sollen auch mögliche Themen für weitere regulatorische Abklärungen zum Thema «Lagerauslegung» diskutiert werden.

Im Rahmen des Projektes «Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2» wird 2019 eine Teilnahme an der internationalen Konferenz zum Abschluss des MoDeRn-Projektes (EU-Projekt zum Thema «Monitoring») sowie ein Fachaustausch mit der finnischen Aufsichtsbehörde STUK und dem finnischen Entsorgungspflichtigen vor Ort erfolgen. Das Projekt wird voraussichtlich 2020 abgeschlossen. Im Jahr 2019 soll die Kommentierung des Entwurfs des Schlussberichts zum Projekt «Pilotlager: Auslegung und Inventar» durch die externen Teilnehmenden des Projektteams abgeschlossen und der Bericht veröffentlicht werden.

1.7.14 Verschlussmassnahmen in Krisensituationen

Auftragnehmer: Ingenieur-, Planungs- und Beratungsunternehmen Basler&Hofmann
ENSI-Projektbegleiter: Eduard Feldbaumer

Einleitung

Die Betriebsphase eines geologischen Tiefenlagers mit Einlagerungsphase, Beobachtungsphase und ordnungsgemässem Verschluss erstreckt sich über einen grossen Zeitraum von mehreren Jahrzehnten bis möglicherweise über mehr als hundert Jahre.

Während dieser Zeit können Krisensituationen in Gesellschaft und Wirtschaft nicht ausgeschlossen werden. Um die Sicherheit des Tiefenlagers auch in solchen Situationen zu gewährleisten, ist in der Richtlinie ENSI-G03 ein temporärer Verschluss während der Betriebsphase vorgesehen, der dazu dient, die Einlagerungsbereiche rasch in einen passiv sicheren Zustand zu überführen. Das Projekt «Verschlussmassnahmen in Krisensituationen» befasste sich mit den Anforderungen an einen derartigen raschen Verschluss. Ziel des Projekts war zum einen die Abklärung der Notwendigkeit rascher Verschlussmassnahmen in Krisensituationen sowie des regulatorischen Handlungsbedarfs und zum anderen die Erarbeitung von konkreten technischen, planerischen und organisatorischen Massnahmen, welche die Konsequenzen eines möglichen Kontrollverlusts über das Tiefenlager im Fall einer Krisensituation minimieren.

Das ENSI hat den Auftrag zur Durchführung einer Studie und der Erstellung eines Expertenberichtes Ende 2017 an das Ingenieur-, Planungs- und Beratungsunternehmen «Basler und Hofmann» erteilt und das Projekt wurde im Dezember 2018 abgeschlossen [ENSI 33/698].

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im ersten Schritt der Studie wurden mögliche Szenarien beschrieben, welche zu Krisensituationen in Gesellschaft und Wirtschaft führen könnten, wie zum Beispiel Kriege, Naturkatastrophen oder Pandemien. Ausschlaggebend für die Bestimmung der Auswirkungen einer Krisensituation auf das geologische Tiefenlager sowie der möglichen Gegenmassnahmen sind zum einen, wie schnell die Krisensituation zum Kontrollverlust über das Lager führt, und zum anderen die Dauer des Kontrollverlusts. Daher wurde eine entsprechende Charakterisierung des Kontrollverlusts vorgenommen. Ausgehend von einem aktuellen modellhaften Basisprojekt der Nagra für das geologische Tiefenlager für hochaktive Abfälle (HAA) [Nagra 2016], wurden die Auswirkungen auf das Tiefenlager in Abhängigkeit der Projektphase, in welcher der Kontrollverlust eintritt, analysiert. Dabei wurde festgestellt, dass insbesondere mit zwei Auswirkungen zu rechnen ist, die den langfristigen sicheren Einschluss der radioaktiven Abfälle im geologischen Tiefenlager beeinträchtigen könnten: der Einsturz sowie die Flutung der offenen Lagerstollen und Betriebstunnel.

Basierend auf diesen Erkenntnissen wurden mögliche Massnahmen zur Vermeidung oder Minimierung der genannten Auswirkungen identifiziert und in folgende Gruppen unterteilt:

1. **Auslegungsbeeinflussende Massnahmen:** Das sind Massnahmen, welche einen Einfluss auf den Bau des Lagers haben können, wie zum Beispiel die Einhaltung von ausreichenden Abständen zwischen den einzelnen Lagerstollen oder die Erhöhung der geplanten Nutzungsdauer der Lagerstollen.
2. **Vorbereitete Massnahmen und Entscheidungen:** Darunter fallen unter anderem die Festlegung von Kriterien, bei deren Eintreten das Lager zu verschliessen ist oder das Vorhalten der notwendigen Baumaterialien, um im Fall eines sich abzeichnenden Kontrollverlustes, eine rasche Verfüllung und Versiegelung der offenen Stollen sicherzustellen.
3. **Übergeordnete Massnahmen und Überlegungen:** Diese Überlegungen betreffen den gesamten Lebenszyklus des Lagers und diskutieren auch die gesetzlichen Rahmenbedingungen für den Bau und Betrieb, beispielsweise die Notwendigkeit einer langen Beobachtungsphase.

Die Studie kommt zum Schluss, dass Massnahmen bei Planung, Auslegung und Betrieb der erfolgversprechendste Weg sind, um die Auswirkungen auf die Langzeitsicherheit der eingelagerten Abfälle im Falle eines Kontrollverlustes über das Lager zu minimieren. Es wird festgestellt, dass im aktuellen Konzept der Nagra für das HAA-Lager bereits wichtige Massnahmen enthalten sind, wie die laufende Verfüllung der HAA-Lagerstollen direkt nach der Einlagerung der Abfälle. Weitere Optimierungen werden jedoch für möglich erachtet und entsprechende Massnahmen vorgeschlagen.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt ist für das ENSI wichtig, um den regulatorischen Handlungsbedarf festzustellen, da es in anderen Ländern keine vergleichbare Regelung für einen temporären Verschluss eines geologischen Tiefenlagers in Krisensituationen gibt. Die Ergebnisse werden bei der aktuellen Neuauflage der Richtlinie ENSI-G03 berücksichtigt.

Zitierte Literatur

- ENSI 33/698: Verschlussmassnahmen in Krisensituationen, Basler&Hofmann, Ingenieure und Planer AG, Expertenbericht zuhanden des ENSI,

Esslingen, 2018. Erhältlich auf der ENSI-Webseite unter: <https://www.ensi.ch/de/dokumente/document-category/expertenberichte/>

- *Nagra (2016):* Vorhaben «HAA-Lager» – Anforderungen, Randbedingungen und modellhafte Umsetzung im Rahmen der Kostenstudie 2016, Nagra unpubl. Interner Bericht, Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, Wettingen.

1.7.15 Schutz der Umwelt

Auftragnehmer: Environmental Research and Assessment EnviroCase, Ltd., Finnland
ENSI-Projektbegleiter: Jürgen Hansmann

Einleitung

Das Projekt «Schutz der Umwelt» soll einen Überblick schaffen über die internationalen Bestrebungen, den Schutz von nicht-menschlichem Leben vor Strahlung aus einem Endlager zu begründen. Das Kernenergiegesetz verlangt den Schutz von Mensch und Umwelt vor Gefährdungen durch ionisierende Strahlung. Bisher wird international die Ansicht vertreten, dass dann, wenn menschliche Individuen ausreichend geschützt werden, auch nicht-menschliche Spezies geschützt seien. Es wird zunehmend nach einer wissenschaftlichen Begründung dieser Annahme gefragt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In dem Projekt sollen aktuelle Konzepte und Überlegungen der Internationalen Strahlenschutzkommission, der OSPAR-Kommission zum Schutz der Nordsee und des Nordostatlantiks und der Internationalen Atomenergie-Organisation IAEA analysiert werden. Darüber hinaus soll der Stand der begleitenden Untersuchungen bei Aufsichtsbehörden und Betreibern von geologischen Tiefenlagern dargelegt werden, die darauf abzielen, andere Schutzkriterien für nicht-menschliche Lebewesen zu entwickeln. Mit dem Erstellen eines Expertenberichts zu den oben genannten Fragestellungen wurde die Firma «Environmental Research and Assessment EnviroCase, Ltd.» aus Finnland durch das ENSI beauftragt. Der Bericht wurde fristgerecht fertiggestellt.

Der Expertenbericht beginnt mit einer kurzen Zusammenfassung der Mechanismen der Auswirkungen von Strahlung auf Lebewesen und ihre Manifestation auf unterschiedlichen Ebenen der biologischen Organisation. Weiterhin bietet der

Bericht einen aktuellen Überblick über den derzeitigen internationalen Rahmen für den Schutz der Umwelt vor Strahlung im Zusammenhang mit der Tiefenlagerung von radioaktivem Abfall. Beispiele von derzeitigen nationalen Anforderungen und praktischen Herangehensweisen sowie Werkzeuge für die Beurteilung der Belastung von nicht-menschlicher Lebewesen werden aufgezeigt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der Bericht bildet eine Grundlage, um zu prüfen, ob die Anforderungen bezüglich Schutz der Umwelt in der Richtlinie ENSI-G03 angepasst werden müssen.

Ausblick

Der Bericht wurde 2018 plangemäss fertiggestellt und wird voraussichtlich im Sommer 2019 auf der ENSI-Internetseite veröffentlicht.

1.7.16 Isochron-burial dating of Quaternary sediments

Auftragnehmer: Institut für Geologie, Universität Bern
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Alle drei in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager verbleibenden Standortgebiete für geologische Tiefenlager befinden sich in der Nordschweiz und sind teilweise mit Sedimenten der quartären Eiszeiten bedeckt. Die klassische Aufteilung der quartären 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 die Täler in der Nordschweiz zum Teil mehrfach durch Gletscher ausgeräumt und anschliessend wieder mit Lockergesteinen aufgefüllt. Da die Ausräumung nicht komplett erfolgte, blieben stellenweise auch ältere Ablagerungen erhalten. Um die Dynamik der glazialen Erosion verstehen und genauere Erosionsraten bestimmen zu können, müssen die Alter der einzelnen quartären Schichten bekannt sein.

Die quartären Deckenschotter der Nordschweiz sind für das Verständnis der Landschaftsentwicklung im nördlichen Alpenvorland von grossem Interesse. Sie wurden zu einer Zeit abgelagert, als die Landschaftsoberfläche noch wenige hundert

Abbildung 46:

Probenaufbereitung im Institut für Geologie der Universität Bern.

Das Foto zeigt

Probenmaterial der Deckenschotter-Aufschlüsse Chroobach und Schienerberg bei der ersten Reinigung mit Salzsäure.

Quelle: Foto Catharina Dieleman.



Meter höher lag als heute. Seither wurde sie entlang der Flusstäler bis auf das heutige Niveau abgetragen, so dass die Erosionsreste der Deckenschotter heute hochgelegene Plateaus zwischen den Flusstälern bilden. Eine Datierung dieser Sedimente lässt Rückschlüsse auf die langfristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands zu. Eine seitens ENSI finanzierte und im Herbst 2016 abgeschlossene Doktorarbeit (Claude 2016) hat gezeigt, dass durch Altersbestimmungen mittels der kosmogenen Nuklide Beryllium (^{10}Be), Aluminium (^{26}Al) und Chlor (^{36}Cl) eine bisherige methodische Lücke geschlossen werden kann. Die erzielten Ergebnisse stellen einen wertvollen Beitrag auf dem Weg zu einer robusten Datenbasis bezüglich der Entwicklung der fluviatilen Erosionsbasis dar. Auf diesem Weg müssen sie wissenschaftlich durch weitere Ergebnisse untermauert werden. Zu diesem Zweck wurde 2017 das Forschungsprojekt «Isochron-burial dating of Quaternary sediments» im Rahmen einer weiteren Dissertation am Institut für Geologie der Universität Bern gestartet. Darin soll die Methode des *isochron-burial datings* (Akçar et al. 2017) in erweitertem Umfang angewendet werden, um die Datengrundlage für Aussagen zur langfristigen Landschaftsentwicklung und zu den zu erwartenden Erosionsraten weiter zu verbessern.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bis Sommer 2018 – und damit deutlich früher als geplant – konnten mit Ausnahme der Arbeiten im

Gebiet des Möhliner Felds sämtliche Feldarbeiten (Probenahme und sedimentologische Detailcharakterisierung der beprobten Aufschlüsse) abgeschlossen werden. Damit liegen mit Proben der Deckenschotter-Vorkommen des Irchel, der Region Mandach, und des Schienerbergs nördlich von Stein am Rhein Probensätze vor, die das Gebiet der verbleibenden drei Standortgebiete abdecken. Die Probensätze umfassen mehr als 100 Einzelproben und wurden im Labor des Instituts für Geologie an der Universität Bern für die spätere massenspektrometrische Analyse mittels einer arbeits- und zeitintensiven Aufbereitung vorbereitet (Abbildung 46). Die für die Probensätze Irchel und Mandach vorgesehene Bestimmung der Nuklidkonzentrationen (^{10}Be und ^{26}Al) am Labor für Ionenstrahlphysik der ETH Zürich ist aufgrund notwendiger Unterhaltsarbeiten am Institut für Geologie in Bern verzögert.

Bedeutung des Projektes,

Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Prozessverständnis zur Landschaftsentwicklung, insbesondere zur Entwicklung der Erosionsbasis spielt in Bezug auf die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager eine zentrale Rolle. Für diese Beurteilung müssen langfristige Prognosen zu Hebung und Erosion erstellt werden, welche sich an den langfristigen Erosions- und Hebungsraten der Vergangenheit orientieren. Für die Bestimmung langfristiger Hebungsraten sind die Deckenschotter als älteste und heute am höchsten gelegene quartäre Ablagerungen des

Alpenvorlandes von besonderer Bedeutung. Aufgrund der bisherigen Erkenntnisse zum Alter der Deckenschotter scheinen die geodätisch gemessenen aktuellen Hebungsraten langfristige Gültigkeit zu haben. Das ENSI generiert mit dem Projekt wichtige Beurteilungsgrundlagen zum laufenden Standortauswahlprozess für geologischer Tiefenlager sowie für spätere Bewilligungsschritte.

Ausblick

Bis Mai 2019 soll der Bünten-Till im Gebiet des Möhliner Felds beprobt und sedimentologisch erfasst werden. Ein Till oder Geschiebemergel ist ein Sediment, das auf die Grundmoräne eines Gletschers hinweist. Der Bünten-Till gilt als Relikt der grössten Eisausdehnung im Schweizerischen Alpenvorland, deren Alterseinstufung bisher nicht geklärt ist. Die namensgebende Kiesgrube Bünten ist zwar schon seit weit über 100 Jahren in Betrieb, wurde aber seit zwei Jahrzehnten nicht mehr wissenschaftlich bearbeitet. Sie gilt als Schlüssellokalität in Bezug auf die alpine Vergletscherungsgeschichte der Nordschweiz. Die Datierung des Tills stösst deshalb über ihre Bedeutung für geologische Tiefenlager hinaus auf grosses Interesse in der Quartärforschung.

Nach Abschluss der Unterhaltsarbeiten am Institut für Geologie in Bern sollen die laboranalytischen Arbeiten im ersten Quartal 2019 wieder aufgenommen werden. Zunächst erfolgt eine Analyse am Departement für Chemie und Biologie der Universität Bern hinsichtlich der ²⁷Al-Konzentration der Proben (nicht kosmogenes Aluminium). Sofern die vorbereiteten Probensätze eine ausreichend tiefe ²⁷Al-Konzentration aufweisen, ist mit der Bestimmung der ¹⁰Be- und ²⁶Al-Nuklidkonzentrationen am Labor für Ionenstrahlphysik der ETH Zürich im zweiten (Irchel und Mandach) und vierten Quartal 2019 (Schienerberg und Bünten) zu rechnen. Das Manuskript der ersten wissenschaftlichen Publikation ist ebenfalls für das vierte Quartal 2019 vorgesehen. Mit dem anvisierten Zeitplan ist das bis 2021 ausgelegte Forschungsprojekt auf Kurs.

Zitierte Literatur

■ *Akçar N., Ivy-Ochs S., Alfimov V., Schlunegger F., Claude A., Reber R., Christl M., Vockenhuber C., Dehnert A., Rahn M., Schlüchter C. (2017): Isochron-burial dating of glaciofluvial deposits: First results from the Swiss Alps. Earth Surface Processes and Landforms 42, 2414–2425. DOI: 10.1002/esp.4201.*

■ *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.*

■ *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.*

1.7.17 Quartärstratigraphie Hoahrhein

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 Überlagerung eine zentrale Rolle. Die Erosion wird zum einen durch glaziale Prozesse (Gletscher), zum anderen durch fluviale Prozesse (Flüsse) gesteuert. Auf lokalem Massstab entwickeln sich glaziale Becken, über tiefte Rinnen oder Durchbruchrinnen sowie Flusstäler. Auf regionalem Massstab erfolgt eine Absenkung der Erosionsbasis und damit verbunden eine Anpassung der Flusslängsprofile (rückschreitende Erosion).

Das Hoahrheintal stellt seit ca. 4.2 Millionen Jahren, also seit der Umlenkung der Aare aus dem Donaueinzugssystem hin zum Doubs-Bresse-System, die Abflussrinne eines überwiegenden Teils der nordwärts gerichteten Entwässerung der Schweiz dar. Es dürfte deshalb repräsentative Anteile des eiszeitlichen Sedimentinventars der Nordschweiz beinhalten. Nach den heutigen Kenntnissen umfassen die im Hoahrheintal erhaltenen Ablagerungen Sedimente aus allen wichtigen quartären Einheiten (Höhere und Tiefere Deckenschotter, Hoch- und Niederterrasse, vgl. Kock 2008; Preusser et al. 2011; Verderber 1992, 2004). Dies deutet darauf hin, dass die höhenorientierte, morphostratigraphische Gliederung prinzipiell derjenigen des dominant glazifluvial geprägten Bereichs des Nordschweizerischen Mittellandes entsprechen dürfte. Inwieweit dies auch bezüglich der lithostratigraphischen Gliederung gilt, also der Gliederung der Gesteine und ihrer Ursprungsgebiete, ist zum jetzigen Zeitpunkt nicht bekannt. Mit

Abbildung 47:

Der Fussballplatz im französischen Wentzwiller (ca. 8.25 km westlich von Basel) grenzt an einen der seltenen Aufschlüsse der Höheren Deckenschotter im Untersuchungsgebiet. Quelle: Foto Hansruedi Graf.



dem Forschungsprojekt «Quartärstratigraphie Hochrhein» sollen die detaillierten Zusammenhänge zwischen den verschiedenen quartären Ablagerungen des Hochrheins untersucht werden.

Der Auftragnehmer des Forschungsprojekts, Dr. Hans Rudolf Graf (Dr. von Moos AG), hat bereits für die östliche Nordschweiz eine umfassende lithostratigraphische Gliederung erarbeitet (Graf 2009a, b). An seine Erfahrung soll in diesem Forschungsprojekt angeknüpft und die zu entwickelnden Konzepte des Hochrheins mit den bereits bestehenden Daten (Graf 2009b) verglichen werden. In der ersten Hälfte des Forschungsprojekts hat H. R. Graf parallel zu diesem Projekt im Auftrag des Bundesamtes für Landestopografie (swisstopo, Bereich Landesgeologie) das Kartenblatt Sissach/Rheinfelden des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25'000 kartiert. Aus dem Detaillierungsgrad dieser Kartierungsarbeiten sowie einer potentiellen Publikationsmöglichkeit eines abschliessenden Projektberichts im Rahmen der swisstopo-Publikationsreihe Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, inkl. einer projekteigenen geologischen Spezialkarte (Massstab 1:50'000), ergeben sich wertvolle Synergieeffekte zwischen den Projekten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im dritten Projektjahr 2018 wurden die Kartier- und Feldarbeiten, insbesondere im Gebiet westlich bzw. stromabwärts von Rheinfelden bis zum südlichen Oberrheingebiet abgeschlossen. Dabei zeigte sich, dass die Höheren Deckenschotter kaum in Aufschlüssen zugänglich sind (Abbildung 47). Vermutlich jüngere Einheiten wie die Tieferen Decken-

schotter sowie die Hoch- und Niederterrassen sind hingegen in hinreichendem Masse zugänglich. Des Weiteren wurden die im Vorjahr gewonnenen Gesteinsproben aus ausgewählten Bohrungen im Bestand des baden-württembergischen Landesamts für Geologie, Rohstoffe und Bergbau (LGRB) analysiert und in einer Geröll-Clusteranalyse statistisch ausgewertet. Eine erste Deutung der Ergebnisse lässt vermuten, dass die Deckenschotter der Nordschweiz mit den Sedimenten der Breisgau-Formation des Oberrheingrabens in Verbindung stehen. Ausserdem zeigt sich, dass Tiefere Deckenschotter und die Schotter der jüngeren Niederterrasse aus unterschiedlichen Schüttungen, das heisst aus unterschiedlichen Liefergebieten kommend, entstanden sind. Die Hochterrassen-Schotter sind von anderen quartären Einheiten gut abgrenzbar, in sich jedoch nicht weiter unterscheidbar, was auf ein eigenständiges, stabiles Schüttungssystem schliessen lässt.

Die Beschaffung von Kartengrundlagen und Bohrdaten verschiedenster Quellen wurde ebenfalls im Projektjahr fortgeführt und grösstenteils abgeschlossen. Somit stehen nun die nötigen Grundlagen für eine Zusammenführung in Form der geplanten Karte im Massstab 1:50'000 zur Verfügung.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Kenntnisse zur Erosionsgeschichte der Nordschweiz sind für die Aufsichtstätigkeit des ENSI von grosser Relevanz, da sich dort alle drei in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager verbleibenden Standortgebiete für geologische Tiefenlager befinden. Für die Lagerung hochradioaktiver Ab-

fälle ist die Erosion ein zentrales Kriterium bei der Beurteilung der Langzeitentwicklung von Standortgebieten. 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 sedimentären Füllungen sind jedoch in Bezug auf die Rekonstruktion der Erosionsgeschichte noch nicht systematisch und 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 (Graf 2009a, b) auf das Hochrheintal unterhalb der Aaremündung zu übertragen. Die Forschungsergebnisse werden in die zukünftige sicherheitstechnische Bewertung der Standortgebiete einfließen. Sie dienen damit unmittelbar der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

Ausblick

Im vierten und letzten Projektjahr sollen Schwermineral-Analysen (Aufbereitung, Auszählung und Auswertung der Ergebnisse) am umfangreich gewonnenen Probenmaterial erfolgen. Zusätzlich soll in Zusammenarbeit mit der Universität Bern versucht werden, die alpine Moräne im Gebiet des Möhliner Feldes (sogenannter Bünthen-Till) freizulegen und zu beproben. Das umfangreichste Arbeitspaket 2019 besteht hingegen aus dem Zusammenstellen der Untersuchungsergebnisse, der Erstellung einer Karte der eiszeitlichen Ablagerungen und glazialen Felsrinnen im Untersuchungsgebiet sowie dem Verfassen des abschliessenden Projektberichts.

Zitierte Literatur

- *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.
- *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.



2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

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 weltweit Berichte über 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 2018 wurden der IAEA 4 Vorkommnisse der INES-Stufe 1 (Anomalie) und 5 Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) gemeldet. Von den 9 Vorkommnissen wurden 8 endgültig und 1 vorläufig eingestuft. Von diesen Vorkommnissen trat 1 Vorkommnis in einem Kernkraftwerk 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 3 Vorkommnissen kam es zu einer Bestrahlung von Personen oberhalb der zulässigen Grenzwerte.
- Bei 6 Vorkommnissen wurden keine Personen bestrahlt, aber das Konzept der gestaffelten Schutzvorsorge war geschwächt.

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 2018 aufgrund ihrer besonderen Relevanz vom ENSI bezüglich Übertragbarkeit auf die Schweizer Kernkraftwerke bewertet wurden. Von den 2 hier beschriebenen Vorkommnissen wurde 1 Vorkommnis nach der internationalen Ereignisskala der INES-Stufe 2 zugeordnet. Diese Vorkommnisse zeigten Schwächen im Konzept der

gestaffelten Sicherheitsvorsorge auf, die von der zuständigen Aufsichtsbehörde als wesentlich bewertet wurden.

2.1 Feststellung von Schäden in einem sicherheitsrelevanten Gebäude eines belgischen Kernkraftwerks

Im Rahmen der Bauarbeiten für einen unterirdischen Verbindungskanal wurde zwecks Sicherung des bestehenden W-Gebäudes in dem belgischen Kernkraftwerk Tihange-1 der Baugrund mit Hochdruck-Zementinjektionen stabilisiert. Aufgrund fehlerhafter Angaben im Sicherheitsbericht betreffend der Baugrundeigenschaften und der mangelhaften Qualitätssicherung während der Bauarbeiten führten diese Hochdruckinjektionen (jet-grouting) zu Rissen in der Bodenplatte des W-Gebäudes (siehe Abbildung 1) und zu unzulässig grossen Verschiebungen der im Gebäude untergebrachten sicherheitsrelevanten Komponenten.

Die Risse in der Bodenplatte wurden erst entdeckt, nachdem bereits 10 Jet-Grouting-Pfähle erstellt waren. Die Stabilität des W-Gebäudes war aber nicht gefährdet. Weitere Untersuchungen zeigten, dass benachbarte Gebäude, darunter das Reaktorgebäude (siehe Abbildung 2), nicht beschädigt waren.

Nach der erforderlichen Reparatur der betroffenen sicherheitsrelevanten Komponenten, der Behebung der Bauschäden und der Verstärkung des Baugrundes ging das Kernkraftwerk nach 8-monatigem Stillstand wieder in Betrieb.

In der Richtlinie HSK-R-08 wird vom Betreiber eine Qualitätssicherungs-Organisation mit umfassendem QS-Programm für Bauarbeiten auf der Anlage verlangt. Das ENSI genehmigt Organisation, QS-



Abbildung 1: Beispiele für Schäden im W-Gebäude.
Quelle: IRS-Bericht 8730

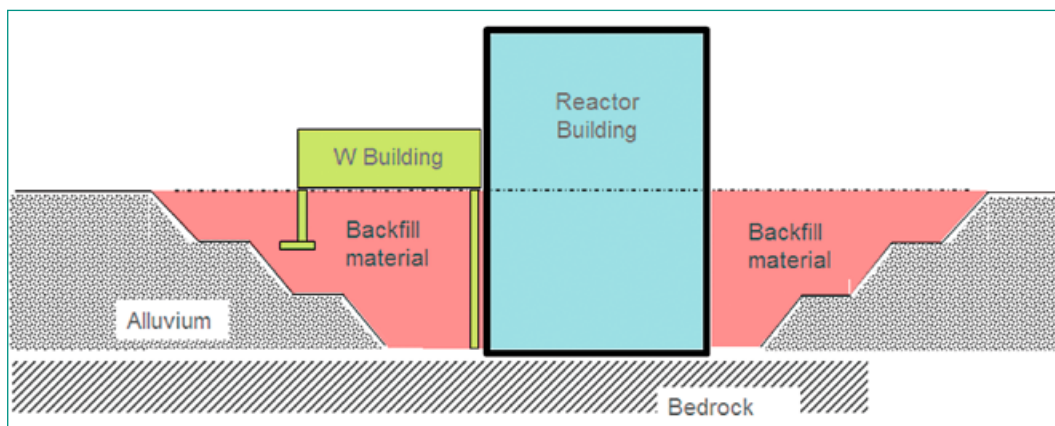


Abbildung 2:
Anordnung des
W-Gebäudes.
Quelle: IRS-Bericht
8730

Programm und führt eigenständige Kontrollen der QS-Massnahmen auf der Baustelle durch. In Kap. 4.1.1 wird präzisiert, dass das Ziel des QS-Programms die Definition und nachvollziehbare Dokumentation der geplanten, systematischen Kontrollen aller Materialien und Arbeitsgänge ist. Im Kapitel 5.1.2 sind u. a. folgende Kontrollen explizit erwähnt:

- Kontrolle der Fundationsverhältnisse,
- Kontrolle der fachgerechten Durchführung von Aushubarbeiten ohne Störung des Fundationsuntergrundes.

Hochdruck-Zementinjektionen (HDI) wurden auch im Rahmen des Neubaus des ZENT-Gebäudes im Kernkraftwerk Leibstadt durchgeführt. Die bestehende Aktivwerkstatt ZD3 und der Ringkanal grenzen direkt an das neue ZENT-Gebäude. Während der Aushubarbeiten musste der Baugrund der bestehenden Gebäude folglich gesichert werden. Das KKL hat sich für eine Sicherung der Baugrubenwände mit HDI-Pfählen entschieden. Vor Ausführung der HDI-Arbeiten wurden Versuchspfähle im Boden injiziert inklusive Messung der mechanischen Eigenschaften des Baugrunds und der Versuchspfähle. Während der Injektions- und Aushubarbeiten wurden laufend Kernbohrungen aus den Injektionspfählen entnommen und in Labors getestet. Gleichzeitig wurden am Gebäudebestand Messpunkte angebracht zwecks permanenter Überwachung allfälliger Gebäudeverschiebungen. Ein Vorfall wie in dem belgischen Kernkraftwerk ist in der Schweiz zwar nicht auszuschließen. Es sind jedoch klare regulatorische Vorgaben in der Richtlinie HSK-R-08 enthalten und das Beispiel der Baugrube ZENT zeigt exemplarisch, dass die QS-Vorgaben auf der Baustelle umgesetzt werden und wirksam sind.

2.2 Korrosion an nicht zugänglichen, sicherheitsrelevanten Komponenten in einem britischen Kernkraftwerk

Im September 2018 wurden im britischen Kernkraftwerk Dungeness B bei von der Aufsichtsbehörde angeordneten Untersuchungen an mehreren nicht direkt zugänglichen Komponenten sicherheitsrelevanter Systeme unzulässige Korrosionsbefunde festgestellt. Aufgrund dieser Befunde mussten mehr als 300 Meter der Leitungen und zugehörige Halterungen ersetzt werden. Ende 2018 war die Ursachenklärung noch nicht abgeschlossen und das Kernkraftwerk noch nicht in Betrieb.

Im Rahmen des von der Europäischen Union initiierten ersten Topical Peer Reviews «Alterungsmanagement in Kernkraftwerken» im Jahr 2018, an dem auch das ENSI teilgenommen hat, war die Überwachung von nicht zugänglichen Rohrleitungssystemen eines von mehreren Schwerpunktthemen. Als Verbesserungsmöglichkeiten wurden die konsequente Aufnahme nicht zugänglicher Rohrleitungen in die Alterungsüberwachungsprogramme und die damit verbundene gezielte Überprüfung nicht zugänglicher Rohrleitungsbereiche identifiziert. Des Weiteren wurde als generelle Herausforderung die Einführung innovativer Prüfmethode für nicht zugängliche Rohrleitungsbereiche zur frühzeitigen Identifizierung lokaler Korrosion erkannt.

Das ENSI hat Ende des Jahres 2018 gezielte Schwerpunktsinspektionen in den Schweizer Kernkraftwerken durchgeführt, in deren Rahmen überprüft wurde, inwieweit nicht zugängliche Rohrleitungsbereiche in den bestehenden Alterungsüberwachungsprogrammen berücksichtigt sind. Gegenstand dieser Inspektionen war:

- Das Vorgehen zur Identifikation von nicht zugänglichen Rohrleitungen,
- Eine Übersicht über die nicht zugänglichen Rohrleitungen,
- Erkenntnisse aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung sowie der Auswertung externer Erfahrungen,
- Geplante Massnahmen in den nächsten Jahren zur Verbesserung der Zustandsbeurteilung (Erweiterung des Prüfumfanges, Evaluierung neuer Prüfmethode(n)),
- Überprüfung ausgewählter Systeme, die über nicht oder nur schwer zugängliche Leitungsbereiche verfügen.

Insgesamt gesehen kommt das ENSI zu dem Ergebnis, dass in den Schweizer Kernkraftwerken zahlreiche Überwachungsmaßnahmen ergriffen wurden, um Schäden und Kleinleckagen in nicht zugänglichen Leitungsbereichen frühzeitig zu erkennen. Im Hinblick auf den geplanten Langzeitbetrieb wurden mehrere nicht zugängliche Leitungsbereiche bereits saniert oder ersetzt. In Zukunft werden nicht zugängliche Leitungsbereiche in den bestehenden Systemsteckbriefen der Alterungsüberwachung explizit beschrieben und die eingesetzten Überwachungsmaßnahmen konkreter dargelegt. Damit ist aus Sicht des ENSI eine systematische Überwachung des Zustands sicherheitsrelevanter Systeme mit nicht zugänglichen Leitungsbereichen in den Schweizer Kernkraftwerken gewährleistet.



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. Das ENSI setzt sich 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 auch 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) und Art. 2 Abs. 2 des ENSI-Gesetzes (ENSIG). 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. 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 CNS)
- Das geänderte Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Materials and its 2005 amendment)
- Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management)

- Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen (Convention on Early Notification of a Nuclear Accident)
- 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.

Die Wiener Erklärung zur nuklearen Sicherheit war weiterer zentraler Schwerpunkt der internationalen Arbeit des ENSI. Die Umsetzung der Erklärung auf weltweiter Ebene wurde im Jahr 2018 vorangetrieben, indem auf Initiative der Schweiz bei der IAEA in Wien ein hochkarätiges internationales technisches Meeting im Juni 2018 stattgefunden hat, in dem sich die internationale Gemeinschaft detailliert über den Stand der Umsetzung von Nachrüstungen bei bestehenden Kernkraftwerken ausgetauscht hat. Dabei wurde nicht nur die Herausforderungen in dieser Hinsicht besprochen, sondern auch die Verpflichtung der internationalen Gemeinschaft zur Umsetzung der Forderungen der Wiener Erklärung kontrovers diskutiert.

Im Berichtsjahr hat die European Nuclear Safety Regulator Group ENSREG den Schweizer Länderbericht im Rahmen der internationalen Überprüfung zum Thema Alterungsmanagement in Kernkraftwerken geprüft. Im Abschlussbericht wurde generell festgestellt, dass in den Schweizer Kernkraftwerken effektive Alterungsüberwachungsprogramme implementiert sind, mit denen die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme über die gesamte

Betriebslaufzeit sichergestellt ist. Die regulatorischen Vorgaben in der Schweiz bezüglich der Alterungsüberwachung stehen im Einklang mit den internationalen Anforderungen.

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 83 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. Im Berichtsjahr sind Syrien, Myanmar, Niger, Madagaskar und Kuba der CNS beigetreten.

Die achte reguläre Überprüfungskonferenz findet vom 23. März bis 3. April 2020 in Wien statt. Die Arbeiten für die Erstellung des achten Schweizer Länderberichts beginnen Anfang 2019.

Abbildung 1:
Die 6. Überprüfungskonferenz der Joint Convention hat am 21. Mai – 1. Juni 2018 in Wien stattgefunden (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.

Im Frühling 2018 fand die 6. Überprüfungskonferenz der Joint Convention statt. Das ENSI hat im Oktober 2017 den sechsten Schweizer Länderbericht zur Joint Convention bei der IAEA eingereicht. Der Bericht wurde an der 6. Überprüfungskonferenz vom 21. Mai bis 1. Juni 2018 in Wien vorgestellt und von Vertretern der Vertragsparteien überprüft. Die Überwachungsgruppe zur Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg – Einsitz haben das Bundesamt für Energie BFE, das Bundesamt für Umwelt BAFU, das ENSI, der Kanton Bern und die BKW AG – wurde von den internationalen Experten als gutes Vorgehen (area of good performance) bezeichnet. Es wurde hervorgehoben, dass die Gruppe einen ausgewogenen Ansatz in Bezug auf technische, rechtliche und Kommunikationsaspekte verfolgt, der mit den Leitlinien der IAEA zur Einbeziehung von Interessengruppen in Einklang steht. Die Schweiz wurde zudem für die Fachdiskussionen zur Förderung eines Dialogs zur Sicherheitskultur mit den Beaufichtigten gelobt. Die bedeutenden Fortschritte des Sachplans geologische Tiefenlager und das Programm zur Untersuchung der Auswirkungen der Langzeitrockenlagerung von abgebrannten Brennelementen wurden ebenfalls als gutes Vorgehen eingestuft. Weiter wurde der grenzüberschreitende Einbezug der Bezugsgruppen im Sachplan geologische Tiefenlager hervorgehoben. Die Fachleute aus den Vertragsstaaten sehen die Weiterführung dieser Aktivitäten als Herausforderung für die Schweiz an. An der nächsten Überprüfungskonferenz im Jahr 2021 wird die Schweiz darüber berichten.

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 hat die Schweiz den siebten Bericht zur Implementierung des OSPAR-Abkommens eingereicht. Der Bericht hat gezeigt, dass die Schweizer Kernanlagen ihre flüssigen radioaktiven Abgaben in den letzten Jahren erfolgreich reduziert haben. Es wurde auch festgestellt, dass bei der Behandlung der radioaktiven Abwässer aus Kernanlagen die Prinzipien der besten verfügbaren Technology (Best Available Technology BAT) und der besten Vorgehensweise in Bezug auf die Umwelt (Best Environmental Practice BEP) erfolgreich angewendet werden.

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) dienen der Stärkung des internationalen Rechts-

rahmens 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.

Das ENSI hat das Thema Sicherheit und CPPNM/A auf internationaler Ebene verfolgt. An der 62. Generalkonferenz der IAEA in Wien hat sich die Schweiz für die Stärkung der nuklearen Sicherheit auf globaler Ebene engagiert. Dabei hat vermehrt eine internationale Diskussion über die Schnittstellen zwischen der nuklearen Sicherheit im Betrieb der Kernanlagen und der Sicherung, also dem Schutz der Kernanlagen vor unbefugter Einwirkung, stattgefunden. Die Vorbereitungen für die CPPNM-Überprüfungskonferenz, die 2021 stattfinden soll (5 Jahre nach dem Inkrafttreten des Zusatzprotokolls), haben bereits angefangen. Das ENSI hat sich international dafür eingesetzt, dass die IAEA den Vorbereitungsprozess für diese Überprüfungskonferenz startet und detailliert vorbereitet – unter starkem Einbezug aller Vertragsstaaten. Ziel des Engagements des ENSI ist es, dass die erste Überprüfungskonferenz der CPPNM/A ein wichtiges Zeichen setzt, um das internationale Sicherungsregime zu stärken und eine gemeinsame internationale Zusammenarbeit zu fördern. Das ENSI wird in diesem Bereich den internationalen Erfahrungsaustausch unterstützen und aktiv sowohl an den Vorbereitungen als auch am Überprüfungsprozess der CPPNM teilnehmen. Zudem ist es ein wichtiges Zeichen, dass die Implementierung des CPPNM alle 5 Jahre überprüft werden soll und insbesondere der Berichterstattungsprozess gefestigt wird. Schliesslich engagiert sich die Schweiz für eine verstärkte Zusammenarbeit und Erarbeitung von internationalen Standards, die das Thema der Interfaces zwischen der nuklearen Sicherung und Sicherheit beinhalten.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. 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).

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 IAEA-Aktionsplans über die nukleare Sicherheit, den Erfahrungen der Mitgliedstaaten bei der Umsetzung des Aktionsplans, den Massnahmen und Sicherheitsprinzipien des Fukushima-Berichtes und der Wiener Erklärung bestehen.

IAEA Safety Standards

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

nahmen und Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements vor. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert und zeigen Wege auf, wie die Umsetzung der Safety Requirements erfolgen kann. Die Safety Principles und Requirements werden vom Gouverneursrat der IAEA 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), und das Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPRReSC, Notfallschutz). Das ENSI ist auch in allen fünf Fachkomitees vertreten. Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat die Schweiz nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen. Folgende Safety Standards wurden bei der IAEA im Berichtsjahr veröffentlicht:

- SSR-6: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material
- SSG-44: Establishing the Infrastructure for Radiation Safety
- SSG-46: Radiation Protection and Safety in Medical Uses of Ionizing Radiation
- SSG-47: Decommissioning of Nuclear Power Plants, Research Reactors and Other Nuclear Fuel Cycle Facilities
- SSG-48: Ageing Management and Development of a Programme for Long Term Operation of Nuclear Power Plants
- SSG-50: Operating Experience Feedback for Nuclear Installations
- GSG-7: Occupational Radiation Protection
- GSG-8: Radiation Protection of the Public and the Environment
- GSG-9: Regulatory Control of Radioactive Discharges to the Environment
- GSG-10: Prospective Radiological Environmental Impact Assessment for Facilities and Activities

- GSG-11: Arrangements for the Termination of a Nuclear or Radiological Emergency
- GSG-12: Organization, Management and Staffing of the Regulatory Body for
- GSG-13: Functions and Processes of the Regulatory Body for Safety

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 und im April 2015 wurde die Follow-Up-Mission

durchgeführt. Dabei hat das Überprüfungs-Team festgestellt, dass die 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 Bewilligungsaufgaben in den Bereichen Sicherheit, Sicherung und Strahlenschutz haben sollte. Gestützt auf die internationalen Vorgaben haben die Experten deshalb am Ende ihrer zehntägigen Überprüfungsmission ihre Empfehlung zur Stärkung des ENSI erneuert (<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 von Vertretern des ENSI geleitet. Die Erfahrungen zeigen, dass durch Teilnahme an solchen internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Den Anstoss für die Einführung von Werksinspektoren gab beispielsweise die Teilnahme an einer IRRS-Mission 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 durchge-

führt. Eine IPPAS-Mission wird auf Anfrage eines Mitgliedstaates durchgeführt.

IPPAS-Missionen bestehen aus einem verbindlichen allgemeinen Teil und 4 wählbaren Themenmodulen. 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)

Ende Mai/Anfang Juni 2018 wurde eine IPPAS-Mission in der Schweiz durchgeführt. Die IPPAS-Expertengruppe kam nach dem zweiwöchigen Mission zum Schluss, das nukleare Sicherheitsregime in der Schweiz sei gut etabliert. Die IPPAS-Mission empfiehlt unter anderem, dass das ENSI regulatorische Anforderungen an die IT-Sicherheit von Kernanlagen vervollständigt. Diese Vorgaben sollen wirksam, messbar und auf die Bedrohung abgestimmt sein. Weitere Empfehlungen betreffen unter anderem die Entwicklung eines Verfahrens zur Ermittlung unzulässiger radiologischer Folgen eines Sabotageaktes, die Schnittstellen zwischen nuklearer Sicherung und Safeguards sowie die Nutzung der Auslegungsbedrohung zur Definition realistischer Sabotage-Szenarien. Lob erhielt die Schweiz dafür, dass das Prinzip der stetigen Nachrüstung in der Gesetzgebung verankert ist. Dies trage dazu bei, dass die einzelnen Elemente des Sicherheits- und Sicherheitsregimes während der ganzen Betriebsdauer gestärkt würden. Auch das Funksystem POLYCOM wurde als bewährte Praktik («Good Practice») beurteilt. Dieses ermögliche es, dass alle staatlichen Sicherheitsorganisationen wie Polizei, Feuerwehr und Armee verschlüsselt miteinander kommunizieren und der Einsatz gut koordiniert ist.

Abbildung 2:
Eine IPPAS Mission wurde 2018 in der Schweiz durchgeführt (Quelle ENSI)



Auch Schweizer Experten beteiligen sich regelmässig an IPPAS-Missionen.

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 Kernenergie-literatur (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. Die 33 Mitgliedsländer verfügen zusammen über rund 90 % der weltweiten nuklearen Stromerzeugungskapazität. Die NEA mit Sitz bei Paris unterstützt ihre Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der techni-

schen, 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, im Bereich Stilllegung Altlastenmanagement das Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM), 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 Berichtsjahr wurde entschieden, ein standing Technical Committee on decommissioning of nuclear installations and legacy management (CDLM) zu gründen. Das Komitee soll die Aktivitäten der NEA in den Bereichen Stilllegung von kerntechnischen Anlagen und Altlastenmanagement steuern. Die Gespräche mit Indien, China und Brasilien über engere Zusammenarbeit mit der NEA gehen weiter.

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. Im Berichtsjahr wurde eine neue Arbeitsgruppe zur Sicherheitskultur ins Leben gerufen. Das CNRA hat neun ständige Arbeitsgruppen:

- Working Group on Safety Culture (WGSC)
- Working Group on Inspection Practices (WGIP)
- Working Group on Operating Experience (WGOE)
- Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR)
- Working Group on the Safety of Advanced Reactors (WGSAR)
- Working Group on Digital Instrumentation and Control (WGDIC)
- Working Group on Codes and Standards (WGCS)
- Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)
- Working Party on Boiling Water Reactors (WPBWR)

Das ENSI ist in allen Gruppen ausser der WGRNR, WGSAR, WGCS und WGDIC 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.

Der Zweck der WGSC besteht darin, die Diskussion und den Austausch zu fördern sowie verschiedene praktische Ansätze zur Aufrechterhaltung einer

gesunden Sicherheitskultur zu entwickeln. Die Arbeitsgruppe wird Konzepte aus neueren «Green Booklets» weiterentwickeln, die sich auf die Merkmale und Kultur einer effizienten Aufsichtsbehörde konzentrieren. In Bezug auf den Task «Self-Reflection and Self-Assessment of Safety Culture of Regulatory Bodies» wurde eine Umfrage entworfen und den Mitgliedern zugestellt. Im Rahmen der Stellungnahme wurden zahlreiche Verbesserungsvorschläge eingebracht. Die eigentliche Umfrage soll Anfang 2019 durchgeführt werden.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedsstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit von Inspektionen und analysiert Inspektionsmethoden und -techniken im Zusammenhang mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen bei der Aufsicht über die Kernanlagen. Neben den halbjährlichen Treffen führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zu ausgewählten Themen mit einem erweiterten Teilnehmerkreis durch. Das Programm für multinationale Inspektionen (Benchmarking Inspection Practices) der Working Group on Inspection Practices (WGIP) wird weitergeführt. Im Berichtsjahr wurde das Programm der «Observed Inspections» weitergeführt. Am WGIP Workshop 2018 in Heidelberg wurden folgende drei Themengebieten besprochen: Inspektionen von HOF und von Korrekturmaßnahmen der Betreiber sowie der Auslegungsbasis eines KKW. Der nächste Joint-Workshop mit der WGDIC findet in Toronto im Jahr 2019 statt. Das Thema ist Digital I&C. Der übernächste WGIP Workshop findet 2020 in Polen statt. Es sollen die Themen Ageing Management, Graded Approach und Station Black-out behandelt werden.

Die WGOE hat das Ziel, die nukleare Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen

Abbildung 3:

Der OECD NEA
Hauptsitz in
Boulogne-Billancourt
in Paris
(Quelle OECD NEA)



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 fand ein «Workshop on Best Practices on OPEX Processes and Databases» in Madrid statt. Im Workshop wurde die Bedeutung des Datenaustausches auf einer einheitlich strukturierten und qualitätsgesicherten Basis betont. Das Thema Safety-Security-Interface soll im Rahmen der Möglichkeiten weiterverfolgt werden. Die Publikation des aktuellen Blue Books ist für Sommer 2019 geplant.

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. Mit Sebastian Hueber stellt das ENSI seit Sommer 2017 den neuen Vorsitzenden der WGPC. Die zentralen Punkte der WGPC waren das Engagement bei der Vorbereitung des 2. Stakeholder-Involvement Workshop zum Thema Risk Communication. Nach dem Workshop wird die WGPC eine ausserordentliche Sitzung abhalten und Folgeaufgaben identifizieren. Des weiteren wurde der Bericht «The Evolving Use of Social Media as a Communication Tool – An update to: Nuclear Regulatory Organisations, the Internet and Social Media: The What, How and Why of its Use as a Communication Tool, July 2014» präsentiert und von der CNRA genehmigt. Die Veröffentlichung ist für Anfang 2019 vorgesehen. Der Bericht soll in den kommenden Jahren erneut aktualisiert werden.

Die WPBWR umfasst alle Siedewasserreaktoren und ist verantwortlich für die Einrichtung eines internationalen Forums zum Austausch von Informationen und Erfahrungen speziell über Regulierungsfragen in Bezug auf SWRs, einschliesslich solcher in den Bereichen Design, Bau, Inbetriebnahme, Betrieb und Stilllegung. Weiter bietet die Gruppe eine Möglichkeit, internationale Sicherheitsherausforderungen innerhalb von SWRs zu identifizieren, um nationale Perspektiven auszutauschen, und bietet eine Reihe geeigneter Möglichkeiten für eine vertiefte internationale Zusammenarbeit bei Regulie-

rungsaktivitäten im Zusammenhang mit SWRs an, die zu Verbesserungen im Bereich der nuklearen Sicherheit führen werden. Die Gruppe hat an ihrer zweiten Sitzung drei Schwerpunktthemen zur weiteren Bearbeitung ausgewählt. Die gewählten Themen sind Water Level Measurement, SAMG und Regulatory Response to Current and Future BWR Fuel Challenges. Das nächste WPBWR-Meeting wird im März 2019 in Mühleberg stattfinden.

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 Analysis and Management of Accidents (WGAMA)
- Working Group on Electrical Power Systems (WGELEC)
- Working Group on External Events (WGEV)
- Working Group on Fuel Safety (WGFS)
- Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCFS)
- Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF)
- Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE)
- Working Group on Risk Assessment (WGRISK)

Das ENSI ist im Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCFS vertreten. Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte. Details finden sich unter www.oecd-nea.org/nsd/csni.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben. Im Jahr 2018 waren die wichtigsten Themen:

- Informationsaustausch der einzelnen Länder über ihre Tätigkeit im Bereich PSA

- Diskussion der Ergebnisse von internationalen Arbeitsgruppen, die mit WGRISK verbunden sind
- Standortbestimmung laufender Aktivitäten, welche durch WGRISK initiiert wurden
- Diskussion zu ausgewählten Themen
- Bestimmung neuer Studien oder Workshops (WGRISK-Tasks)

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Im Berichtsjahr hat sich WGAMA unter anderem mit dem Statusbericht über das langfristige Management und Massnahmen bei einem schweren Unfall in einem Kernkraftwerk beschäftigt. Das Ziel mit dem Bericht ist es, die verfügbaren Richtlinien für das langfristige Management von schweren Unfällen zusammenzufassen und Empfehlungen für weitere Massnahmen daraus zu ziehen.

Die WGIAGE befasst sich mit der Integrität und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie der Erdbebensicherheit von Kernanlagen und umfasst drei Untergruppen zu diesen Themen. Im Berichtsjahr wurden v. a. folgende Themen in der Arbeitsgruppe diskutiert:

- Integrität und Alterung von Betonstrukturen
- Integrität metallischer Komponenten und Strukturen
- Seismisches Verhalten von Komponenten und Strukturen

Die WGHOFF soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Im Berichtsjahr fand das NEA-Safety Culture Forum vom Januar 2018 in Stockholm besondere Erwähnung, welches einen Schwerpunkt auf den Einfluss des spezifischen nationalen Kontextes auf die nukleare Sicherheit legte (als Beispiel diente Schweden). Der Bericht wurde veröffentlicht. Der nächste Workshop soll 2019 in Finnland durchgeführt werden.

Die WGFS befasst sich mit der Sicherheit von Kernbrennstoffen. Ein wichtiges Thema sind die Sicherheitskriterien für das Verhalten von Brennstoffen unter Störfallbedingungen. Dazu zählen Kühlmitteilverlust-Störfälle (Loss of Cooling Accidents LOCA) und Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents RIA). Die WGFS wird mit dem Erstellen vom Bericht «Nuclear Safety Criteria for Accident Tolerant Fuels» eine neue Aktivität anfangen. Der Vorschlag besteht darin, ein technisches Gutachten über die Anwendbarkeit der derzeit geltenden Kriterien für die Brennstoffsicherheit auf Konstruktionen für kurzfristig unfalltolerante Brennstoffe zu verfassen.

Die Hauptaufgabe der Arbeitsgruppe für externe Ereignisse (WGEV) besteht darin, das Verständnis über externe Gefahren zu verbessern und Ansätze für Analyse und Aufsicht zu teilen. Die WGEV wird sich zukünftig neben die bisherigen Aktivitäten mit der neuen Aktivität «Concepts and Definitions for Protective Measures in Response to External Flooding Hazards» beschäftigen.

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. Im Berichtsjahr hat sich CRPPH unter anderem mit einem Bericht über die Herausforderungen der langfristigen Wiederherstellung der Lebensbedingungen in den vom Reaktorunfall von Fukushima betroffenen Gebieten durch die aktive Einbeziehung der Bevölkerung befasst.

3.2.2.5 Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM)

Die Neugründung des CDLM erfolgte auf Anregung zahlreicher Mitgliedsländer. Momentan sind weltweit 167 Kernkraftwerke im dauerhaften Nichtleistungsbetrieb bzw. im Rückbau. Das CDLM wird die Aktivitäten der NEA in den Bereichen Stilllegung kerntechnischer Anlagen und Altlastenmanagement insgesamt leiten. Es besteht aus Vertretern der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden sowie Betreibern und sonstigen technischen Experten. Das CDLM wird den NEA-Mitgliedsländern einen umfassenden Austausch nationaler Erfahrungen über Praktiken und bewährte Verfahren ermöglichen. Das CDLM wird die NEA in die Lage versetzen, ihre Mitglieder bei der Entwicklung von Strategien der Stilllegung nuklearer Einrichtungen zu unterstützen. Das CDLM hat im Berichtsjahr ihre Tätigkeiten aufgenommen. Derzeit ist das Arbeitsprogramm des CDLM in der Vorbereitungsphase.

3.2.2.6 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.

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.

Die Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) ist die wichtigste Arbeitsgruppe in der NEA, die sich mit den verschiedenen Aspek-

ten 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 2018 wurden die Berichte zum Stand der Arbeiten in den Working Groups des RWMC (Integration Group for the Safety Case (IGSC), Forum on Stakeholders' Confidence (FSC), Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) und Programme for the exchange of scientific and technical information on the decommissioning of nuclear installations (CPD) präsentiert. Es fanden zwei Topical Sessions statt: «The Holistic Approach Implementation in Future RWMC Work» sowie «Information, Data and Knowledge Management for RW Management.» Die Initiative on Building Constructive Dialogues between Regulators and Implementers in Developing Geological Repositories for Radioactive Waste (former STRUSI) wurde diskutiert.

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. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten sowie Russland, Armenien, Kanada und Japan nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Im Berichtsjahr wurde die zypriotische Aufsichtsbehörde WENRA-Beob-

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

Die Umsetzung der SRL im Bereich Reaktorsicherheit ist in den Mitgliedsstaaten sowohl auf Richtlinienenebene wie auch beim Vollzug in den Kernkraftwerken bereits weit fortgeschritten. WENRA hat im 2018 deshalb zwei Berichte über die Umsetzung der SRL veröffentlicht:

- Peer Review der Umsetzung der 2014 SRLs im nationalen Regelwerk
- Stand der Umsetzung der 2014 SRL im nationalen Regelwerk

Die meisten WENRA-Mitgliedsländer haben die Umsetzung in ihren nationalen Regelwerken abgeschlossen oder stehen kurz davor. Die WENRA-Mitglieder verpflichten sich zur Umsetzung

der 2014 SRLs und werden weiterhin darauf hinarbeiten. Die WENRA wird weitere Jahresberichte über den Stand der Umsetzung veröffentlichen, um weitere Fortschritte aufzuzeigen.

Weiter hat sich WENRA auf neue strategische Ziele geeinigt, die die Arbeit der WENRA für die kommenden Jahre leiten werden. Die neue 2019–2023 Strategie von WENRA soll auf der nächsten Frühjahrsplenartagung 2019 finalisiert, verabschiedet und veröffentlicht werden. Die neuen strategischen Ziele der WENRA richten sich zu Themen wie die Einbeziehung von Interessengruppen (Industrie und andere aussereuropäische Regulierungsbehörden und -organisationen), die Rolle der SRLs und die Rolle der WENRA als Akteur im globalen Bereich der nuklearen Sicherheit. Die WENRA hat auch entschieden, ihre Arbeiten an der Schnittstelle zwischen nuklearer Sicherheit und Sicherung fortzusetzen. Die benannte Task Force wird ihr Mandat auf die Cybersicherheit ausweiten und auf der nächsten Plenarsitzung entsprechend berichten. Im Berichtsjahr wurde ebenfalls ein Bericht über passive Systeme und eine WENRA-Empfehlung zu den Kohlenstoffsegregationen in französischen Reaktoren veröffentlicht.

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.

Abbildung 4:

Die WENRA
Frühlingssitzung 2018
hat in Ghent,
Belgien, stattgefunden
(Quelle WENRA)



Im Berichtsjahr hat die European Nuclear Safety Regulator Group ENSREG den Schweizer Länderbericht im Rahmen der internationalen Überprüfung zum Thema Alterungsmanagement in Kernkraftwerken geprüft. Im Abschlussbericht wurde generell festgestellt, dass in den Schweizer Kernkraftwerken effektive Alterungsüberwachungsprogramme implementiert sind, mit denen die Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme über die gesamte Betriebslaufzeit sichergestellt ist. Die regulatorischen Vorgaben in der Schweiz bezüglich der Alterungsüberwachung stehen im Einklang mit den internationalen Anforderungen. Der Überprüfungsprozess umfasste folgende Phasen:

Phase 1: Nationale Bewertung

- Erstellung eines Länderberichtes bis Ende 2017

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 ausgetauscht haben
- Durchführung eines Workshops im Mai 2018, in dessen Rahmen die eingereichten Länderberichte durch die beteiligten Länder bewertet wurden.
- 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 Schweden.

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 56 Behörden aus 32 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 Emergencies
- WG Medical Applications
- WG Veterinary Applications
- WG Non-medical Sources and Practices

Für das ENSI sind die Aktivitäten der Working Group on Emergencies WGE von besonderem Interesse. Im Jahr 2014 wurde ein gemeinsamer HERCA-WENRA Bericht zum Europäischen Notfallschutz verabschiedet. Der Bericht beinhaltet einen gemeinsamen Ansatz zur weiteren Verbesserung der Reaktion und grenzüberschreitenden Koordination für mögliche Unfallszenarien, darunter schwere Unfälle wie die in Fukushima Daiichi. 2018 ging es darum, die Kriterien des Ansatzes zu definieren, damit die Self-As-

Abbildung 5:
Die 22. HERCA
Hauptsitzung fand
am 30. - 31. Oktober
2018 in Paris statt
(Quelle HERCA)



Abbildung 6:
Die 36. DSK Haupt-
sitzung hat im
November 2018 in
Murten stattge-
funden (Quelle ENSI)



sessments und nachfolgenden Peer-Reviews weitergeführt werden können.

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. Die Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten basiert auf Staatsverträgen.

3.4.1 Kommission Frankreich–Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)

Die Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS) wurde 1989 auf Basis einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und Frankreichs ins Leben gerufen. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreter der Aufsichtsbehörde Autorité de sûreté nucléaire ASN und auf schweizerischer Seite Vertreter des ENSI, des Bundesamts für Energie BFE, des Bundesamts für Gesundheit BAG, der Nationalen Alarmzentrale NAZ sowie ein Delegierter der Kantone. Für den Notfallschutz und für den Strahlenschutz im Bereich Medizin, Industrie und Forschung hat die CFS gemeinsame Arbeitsgruppen. Zudem führen französische und schweizerische Fachleute regelmässig gemeinsame Inspektionen («inspections croisées») in Kernanlagen und Strahlenschutzeinrichtungen in beiden Ländern durch und nehmen als Beobachter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zusammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll gesehen. Die letzte bilaterale Kommissionssitzung hat im Dezember 2017 in der Schweiz stattgefunden. Die nächste Sitzung ist für Mai 2019 in Frankreich geplant.

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 November 2018 haben sich Delegationen aus Deutschland und der Schweiz in Murtlen getroffen, um sich zur nuklearen Sicherheit der Kernanlagen in beiden Ländern auszutauschen. Dabei haben sich die Delegationen aus Deutschland und der Schweiz unter anderem zum Thema Sicherheitskultur in Kernanlagen ausgetauscht. Weitere Themen der DSK-Hauptsitzung waren die Auswahlverfahren beider Länder für Endlager, der Stand der Bewilligungs- und Stilllegungsverfahren sowie Vorkommnisse von sicherheitstechnischer

Relevanz. Auch die Themen Strahlenschutz und das neue deutsche Strahlenschutzrecht wurden besprochen. Zudem hat die Kommission das Kernkraftwerk Mühleberg besucht.

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz–Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Information aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Information bei den Vorgängen in der Schweiz. Im Berichtsjahr hat das Treffen in Zürich stattgefunden. Das ENSI informierte am Treffen in Zürich über die Beurteilung der Einschlüsse im Reaktordruckbehälter von Beznau 1 und den Entscheidung, den Reaktor wiederanfahren zu lassen. Zur Aufsicht über die Kernanlagen in der Schweiz wurde zudem über die Untersuchungen zum Local-Dryout im Kernkraftwerk Leibstadt und die technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen gesprochen. Darüber hinaus informierte das ENSI über die Dosen strahlenexponierter Personen und die Abgaben an die Umwelt.

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 sechste Sitzung der CIS fand im Januar 2018 in Basel statt. Während der Sitzung informierten die Schweizer und die italienischen Vertreter einander über die Entwicklungen in den Bereichen Rückbau und Entsorgung. Zudem wurde der Notfallschutz in beiden Ländern besprochen. Dazu gab es ein Besuch im Felslabor Mont Terri. Speziell interessiert hat die italienische Delegation die Forschung zum thermischen und erd-

Abbildung 7:
Commissione
Italo-Svizzera besucht
Felslabor Mont Terri
(Quelle ENSI)



bebentechnischen Verhalten von Tongestein für die Lagerung von radioaktivem Abfall sowie die internationalen Partnerschaften in der Forschung des Mont-Terri-Konsortiums.

3.5 Weitere bilaterale Zusammenarbeit

Neben die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarländern hat das ENSI bilaterale Kooperationsabkommen mit Aufsichtsbehörden mehrerer anderer Länder, beispielsweise den USA, Finnland, Polen, Kanada, der EU und Iran. Die bilaterale Zusammenarbeit mit dem Iran basiert auf einem Bundesbeschluss und wird vom Eidgenössischen Departement für auswärtige Angelegenheiten EDA finanziert und unterstützt.



4. Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

4.1 Gesetze

Wie bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017 ausgeführt, trat aufgrund des Energiegesetzes vom 30. September 2016 auf den 1. Januar 2018 eine Änderung des Kernenergiegesetzes in Kraft, wonach abgebrannte Brennelemente als radioaktive Abfälle zu entsorgen sind und nicht wiederaufgearbeitet oder zur Wiederaufarbeitung ausgeführt werden dürfen.

4.2 Verordnungen

4.2.1 Kernenergieverordnung

Auf den 1. Januar 2018 traten aufgrund der Revision der Strahlenschutzverordnung Änderungen der Kernenergieverordnung in Kraft. Diese sind bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017 dargelegt worden.

4.2.2 Strahlenschutzverordnung

Auf den 1. Januar 2018 trat eine Revision der Strahlenschutzverordnungen in Kraft. Diese ist bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017 dargelegt worden.

4.2.3 Kernenergiehaftpflichtverordnung

Die Abklinglagerung von radioaktiven Abfällen ausserhalb von Kernanlagen wirft auch kernenergiehaftpflichtrechtliche Fragen auf. Gemäss dem noch nicht in Kraft getretenen Pariser Übereinkommen (Übereinkommen vom 29. Juli 1960 über die Haftung gegenüber Dritten auf dem Gebiet der Kernenergie in der Fassung des Zusatzprotokolls vom 28. Januar 1964, des Protokolls vom 16. November 1982 und des Protokolls vom 12. Februar 2004) gelten Abklinglager als Kernanlagen und unterliegen der Kernenergiehaftpflichtgesetzgebung und der entsprechenden Versicherungspflicht.

Die nachfolgend erwähnten Änderungen der Kernenergiehaftpflichtverordnung treten erst in Kraft, wenn das von der Schweiz bereits im Jahr 2009 ratifizierte Pariser Übereinkommen von genügend Vertragsstaaten ratifiziert ist und in Kraft gesetzt wird.

Art. 2 Abs. 1 Bst. c der geplanten Kernenergiehaftpflichtverordnung sieht für Abklinglager eine reduzierte Deckungssumme von 70 Millionen Euro zusätzlich zehn Prozent dieses Betrages für Zinsen und gerichtlich zuerkannte Kosten vor. Dieser Betrag ist durch private Deckungsgeber zu versichern (Art. 4 Abs. 4 Bst. c). Anhang 3 zur Berechnung der Deckungsbeiträge wird mit Blick auf Abklinglager ebenfalls geändert.

4.3 Richtlinien

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 2018 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 hat das ENSI Neuausgaben der Richtlinie ENSI-A01 «Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen», der Richtlinie ENSI-A05 «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang», der Richtlinie ENSI-B04 «Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht» sowie der Richtlinie ENSI-B09 «Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen» verabschiedet.

Zur Richtlinie ENSI-B17 (vormals ENSI-G04) «Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente» wurde die externe Anhörung eröffnet.

4.3.1 Richtlinie ENSI-A01: Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen

Sicherheitsanalysen für bestehende Kernanlagen umfassen deterministische und probabilistische Untersuchungen von Störfallabläufen. Die Anforderungen an die probabilistischen Sicherheitsanalysen sind in der Richtlinie ENSI-A05 geregelt. Die deterministische Sicherheitsanalyse besteht aus einem technischen und einem radiologischen Teil. Die Anforderungen an die radiologische Sicherheitsanalyse sind in den Richtlinien ENSI-A08 und ENSI-G14 geregelt.

Die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-A01 regelt Umfang, Methodik und Randbedingungen für die deterministische technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen. Sie präzisiert zudem die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kernkühlbarkeit bei Auslegungsfehlern basierend auf der Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (SR 732.114.5).

Die Vorgaben zu Randbedingungen der Analyse und zur Bestimmung des Schadensausmasses von Flugzeugabstürzen sind klassifiziert und nicht Gegenstand der Richtlinie ENSI-A01.

4.3.2 Richtlinie ENSI-A05: Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang

Eine Neuausgabe der Richtlinie ENSI-A05 wurde notwendig, um die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen. Dies betrifft insbesondere die Aspekte Erdbeben und extreme Wetterbedingungen. Weiter wurden die Anforderungen an die Stufe-2-PSA für den Nichtleistungsbetrieb genauer geregelt.

Die Anwendung der PSA setzt voraus, dass die Ergebnisse der PSA verschiedener Kernkraftwerke vergleichbar sind. In der Richtlinie ENSI-A05 werden Anforderungen an die Modellierung formuliert, welche zu einer besseren Vergleichbarkeit der Resultate führen und die Erstellung sowie die Begutachtung der PSA erleichtern.

4.3.3 Richtlinie ENSI-B04: Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht

Die bisherige Richtlinie ENSI-B04 zur Freimessung von Materialien und Bereichen aus kontrollierten Zonen ist durch eine Neuausgabe mit dem Titel «Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht» abgelöst worden. Das ENSI hat auch die neue Richtlinie in Zusammenarbeit mit dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) und der Schweizerischen Unfallversicherungsanstalt (Suva) herausgegeben. Gegenstand der Richtlinie sind nach wie vor die messtechnischen und administrativen Anforderungen, nach denen Materialien aus Kontroll- und Überwachungsbereichen entfernt oder Bereiche daraus ausgezont werden können.

4.3.4 Richtlinie ENSI-B09: Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen

Diese Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B09 regelt die Anforderungen an die Ermittlung der Strahldosen, deren Aufzeichnung und die Berichterstattung über Individualdosen und arbeitsspezifische Kollektivdosen in Übereinstimmung mit der revidierten Strahlenschutzverordnung. Ferner präzisiert sie Art und Umfang dieser Berichterstattung und legt die entsprechenden Formate für die elektronische Übermittlung fest. Die Neuausgabe berücksichtigt neue Erkenntnisse und die verbreitete Verwendung von «Direct Ion Storage (DIS)»- oder «Radiophotolumineszenz (RPL)»- statt «Thermolumineszenz (TL)»-Dosimetern sowie die Einsätze von Funk- und Neutronendosimetern.



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 2018 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** wurde ein neuer Forschungsvertrag mit dem Paul Scherrer Institut (PSI) abgeschlossen. Mit dem bis ins Jahr 2021 laufenden Projekt PROACTIV werden die Arbeiten des PROBAB-Projekts zur Integrität des KKW-Primärkreislaufs fort-

geführt, wobei eine verstärkte Ausrichtung auf probabilistische Analyseverfahren und die Nutzung von Kleinstproben erfolgt. Generell arbeitet das ENSI im Bereich der Materialforschung seit Jahren sehr eng mit dem PSI zusammen.

Die Forschungsarbeiten im Bereich der **Entsorgung** haben in den letzten Jahren deutlich an Bedeutung gewonnen und nehmen einen immer grösseren Raum im Forschungsprogramm des ENSI ein. Insbesondere die Anzahl der im Felslabor Mont Terri durchgeführten Experimente wächst dabei stetig. Behandelt werden unter anderem Fragen der Geomechanik, des Stofftransports sowie der Selbstabdichtung des Wirtsgesteins Opalinuston. Erwähnenswert ist das neue PF-Experiment, welches durch die ETH Zürich (Ingenieurgeologie) im aktuellen Erweiterungsabschnitt des Felslabors Mont Terri im Zeitraum 2019–2021 durchgeführt werden soll. Es handelt sich um ein in-situ-Experiment im Massstab 1:10 anhand einer Grossbohrung und umfasst die Untersuchung strukturell kontrollierter Verbrüche in der tonigen Fazies des Opalinustons.

Infolge der Stilllegung des Halden-Versuchsreaktors im Jahr 2018 sah sich das ENSI gezwungen, die Teilnahme am seit 1958 laufenden NEA Halden Reactor Project (HRP) zu beenden. Geplant ist eine

weitere Beteiligung an einem vergleichbaren internationalen Projekt im Brennstoffbereich, wobei derzeit jedoch keine konkrete Option gegeben ist. Das ENSI wird zwischenzeitlich die entsprechenden Mittel für eine Forschungszusammenarbeit mit dem PSI zur **langfristigen Trockenlagerung** von abgebrannten Brennelementen verwenden. Einerseits sollen die Auswirkungen von im Hüllrohrmaterial vorhandenem Wasserstoff auf dessen Ermüdungs- und Kriecheigenschaften untersucht werden (Projekt HELP). Andererseits sollen die bei der STARS-Gruppe vorhandenen spezifischen Daten zu den in den Schweizer Kernkraftwerken verwendeten Brennelementen genutzt werden, um das Verhalten von Brennelementen während der langfristigen trockenen Zwischenlagerung zu untersuchen (Projekt DrySTARS).

Neben den oben aufgeführten Schwerpunkthemen 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. Verschiedene Arbeiten in diesem Forschungsbereich sind dabei unmittelbar aufsichtsrelevant. So liefert das STARS-Projekt des PSI wichtige Resultate zur Kernausslegung, Thermohydraulik und zum Störfallverhalten des Kernbrennstoffs. Das PSI-Projekt MELCOR befasst sich mit der Weiterentwicklung eines Computercodes, welcher unter anderem vom ENSI für die numerische Untersuchung verschiedener Schwerunfallphänomene eingesetzt wird. Die Zusammenarbeit mit dem PSI im Bereich der **Strahlenschutzforschung** wurde bis ins Jahr 2021 verlängert. Die Ausrichtung der Forschungsarbeiten wird sich auch an der bevorstehenden Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg und den damit verbundenen Fragestellungen orientieren. Mit der Universität Zürich soll ein neues Projekt (LOCARI) für den Zeitraum 2019–2022 lanciert werden, welches sich mit der Beurteilung der gesundheitlichen Risiken niedriger Strahlendosen befasst.

Das ENSI wird die umfassende Überarbeitung des bestehenden Regelwerks fortsetzen, den Erhalt und weiteren Aufbau der Fachkompetenz anstreben sowie die sehr gute **internationale Zusammenarbeit** 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 der Nuclear

Energy Agency der OECD. Im Frühjahr 2020 wird in Wien die achte Überprüfungskonferenz zur sogenannten Convention on Nuclear Safety bei der IAEA stattfinden, an welcher sich das ENSI aktiv einbringen wird.

Verstärkt verfolgt das ENSI das Thema **Sicherung** als Schwerpunkt. Im Jahr 2021 wird die erste Überprüfungskonferenz des geänderten Übereinkommens über den physischen Schutz von Kernmaterial (englisch: Convention on the Physical Protection of Nuclear Material CPPNM/A) stattfinden. Die Vorbeugung und Bekämpfung von Straftaten in diesem Zusammenhang ist eines der Ziele. Das ENSI wird sich in Wien dafür einsetzen, dass die erste Überprüfungskonferenz der CPPNM/A ein wichtiges Zeichen setzt, um das internationale Sicherungsregime zu stärken und die gemeinsame internationale Zusammenarbeit zu fördern. Das ENSI unterstützt in diesem Bereich den internationalen Erfahrungsaustausch und wird aktiv sowohl an den Vorbereitungen als auch am Überprüfungsprozess teilnehmen.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Inhaltsverzeichnis

Brennstoffe und Materialien

OECD Halden Reactor Project	131
SCIP III (2014-2019)	141
LEAD	145
NORA-III	157
PROBAB	165

Externe Ereignisse

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	177
OECD IRIS Phase 3	189
SED–Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen	197
CASH Phase 2B – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung	207
EXAR	219

Menschliche Faktoren

Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES)	225
---	-----

Systemverhalten und Störfallabläufe

STARS Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland	231
BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses	243
MELCOR Further Development Phase 2: 2017–2021	251
Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development	259

Strahlenschutz

Strahlenschutzforschung am PSI	269
--------------------------------	-----

Entsorgung

Expansion and development of the simulation tool Z88ENSI for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of reclining transport and storage casks	279
Mont Terri HM-B Experiment Hydromechanical Coupling	285
Mont Terri FS-Experiment (SED activities)	291
Mont Terri SE-P Project: Self-sealing in old excavation damaged zones at the Mont Terri URL	297
Development and validation of a constitutive law for Opalinus Clay	309
Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel	315
Isochron-burial dating of Quaternary sediments	327
Quartärstratigraphie Hochrhein	335

OECD Halden Reactor Project

Author and Co-author(s)	J. Kvalem, K-M.Haugen
Institution	Institutt for energiteknikk, OECD Halden Reactor Project
Address	P.O.Box 173, NO-1751 Halden, Norway
Telephone, E-mail, Internet address	+47 9952 1689, jon.kvalem@ife.no, www.ife.no/hrp
Duration of the Project period	2018

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 (until June 27th 2018 where the Halden reactor was officially shut down), the Kjeller hot cells, 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 2018, until the shutdown of the HBWR, six in-core experiments were being irradiated of which four were operated in loops simulating the thermo-hydraulic conditions of LWRs. In the period until the decision to finally shut down the HBWR, additional five experiments were in preparation. For 2018, seven tests underwent PIE, with non-destructive and destructive examinations, The LOCA test series

continued with detailed PIE of the tests (IFA-650.15) and (IFA-650.16) of which the latter was to assess the effect of a grid piece attached to the test segment. In-core materials were tested to obtain data on stress corrosion crack growth and crack initiation for plant lifetime assessments. Major work was done after the HBWR shutdown to revise the F&M research programme that was finally approved at the HBM in December 2018.

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 2018 several studies were made with participation of licensed operators. The studies were carried out in HAMMLAB, as well as externally at nuclear power plants in Sweden and the US. An interesting study on consequences by a station blackout was carried out in the fall of 2018, and the hypotheses were confirmed by showing that crews struggled more and more in scenarios where the information in the control room were severely degraded. An interesting observation was that failed indications were easier to handle than incorrect indications.

Project goals

The Halden Reactor Project's research programme is defined as framework for 2018–2020 [1] and in the detailed plan for 2018 [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
- investigate methods and tools improving the design, assessment and safety demonstration of digital I&C 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 as part of the joint research programme of the Halden Reactor Project, while five tests were in preparation until the decision to shut down the HBWR. Throughout 2018, a total number of seven test underwent

non-destructive and destructive post-irradiation examinations.

Fuels and materials both as-manufactured and irradiated to relevant burnups and neutron fluences in commercial nuclear power stations were utilised in these tests. An integrated approach to testing was 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 programme chapter *Fuel Safety and Operational Margins* deals with the following phenomena and operational conditions:

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

These phenomena and operational conditions are addressed in integral performance studies where several phenomena interact with each other and in separate effects experiments where a phenomenon is observed as much as possible in isolation. Post-irradiation examinations are an essential part of the programme.

Fuel Performance Irradiations 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 inter-dependencies correctly.

One such example that was started during 2017 is IFA-720.3. The aim of this test was to compare high burn-up Cr-doped and non-doped UO₂ fuel with respect to fuel thermal properties and fission gas release by subjecting instrumented fuel rods to a stepwise power increase. Refabricated, pre-irradiated fuel is used, in this case one Cr-doped (ADOPT) fuel segment and one UO₂ fuel segment irradiated to approximately 65 MWd/kgU in the Oskarshamn 3 (O3) BWR in Sweden. The two fuel segments came from the same fuel assembly, and thus shared similar base irradiation power histories. The irradiation started in November 2017 and

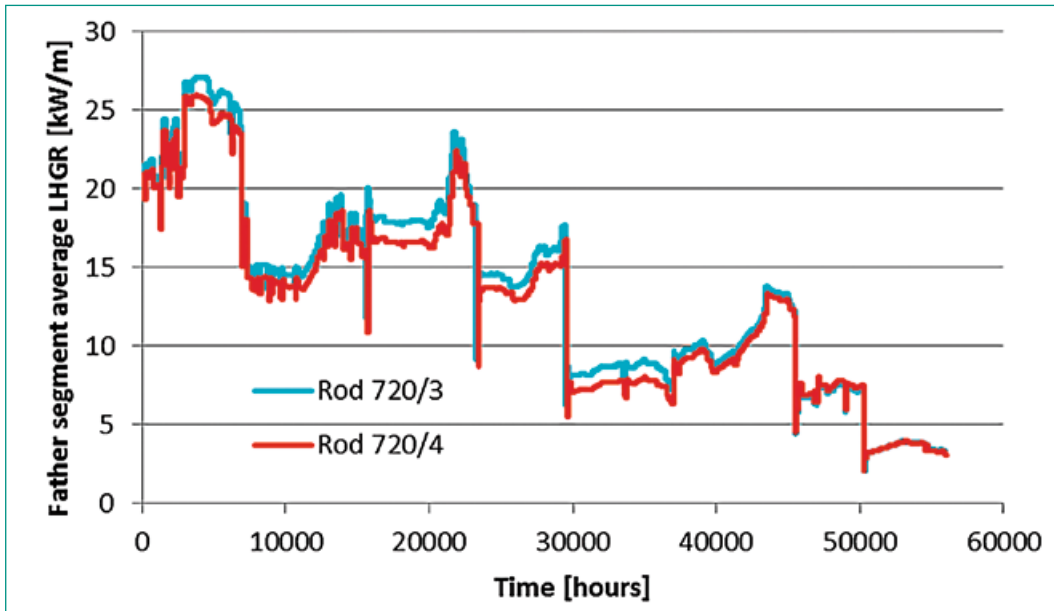
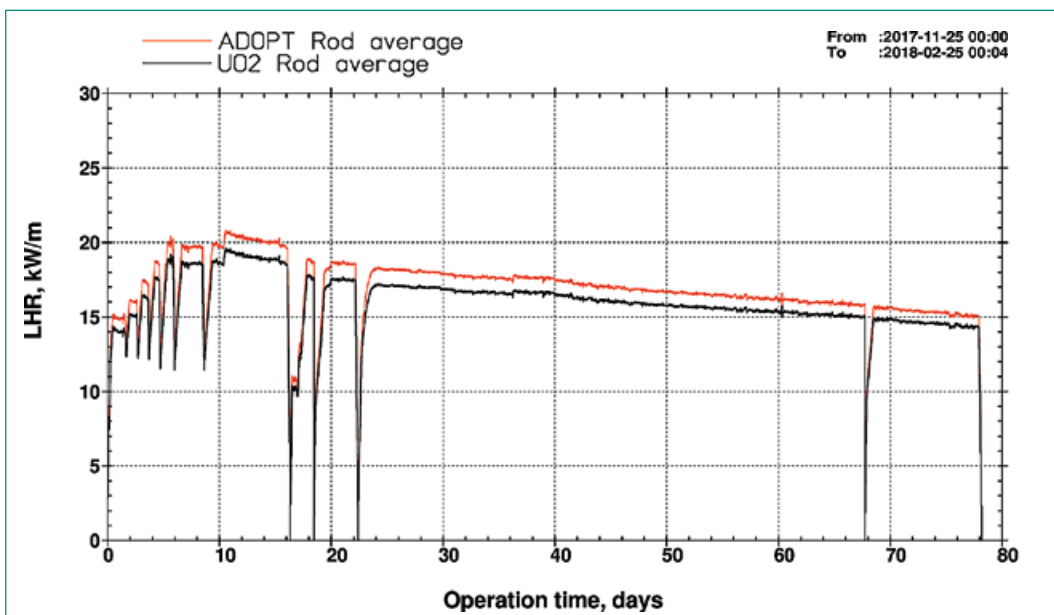


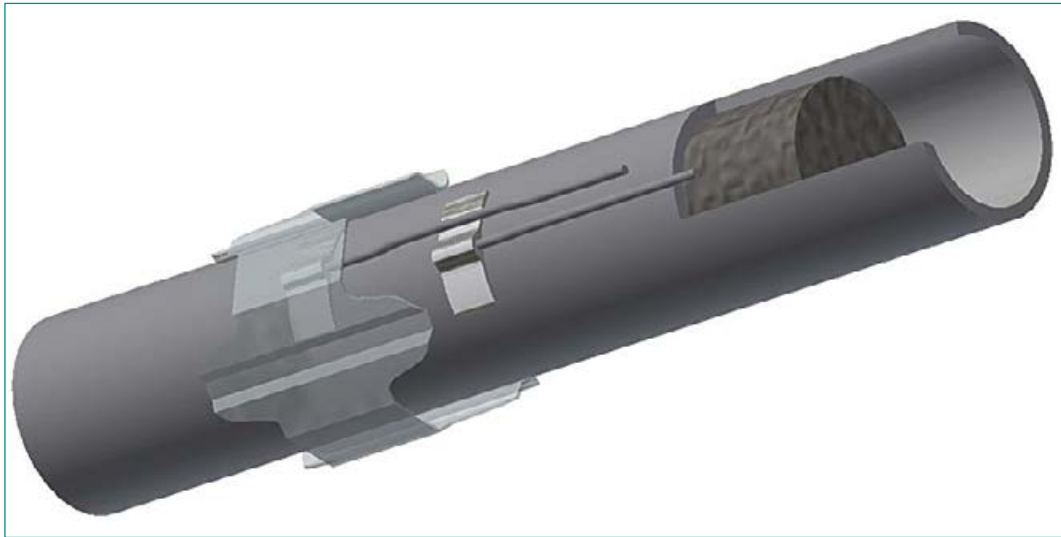
Figure 1: Power history during the IFA-720.3 test.



was completed in February 2018. The in-pile part will be followed by PIE mainly to confirm the in-pile observations of FGR. The experimental data will be used subsequently for understanding and modeling Cr-doped fuel behaviour. Additional knowledge on fuel rod dynamic response was also obtained by analysis of scram and noise data. The main objective of the test IFA-795, which also started irradiation in 2017, was to study the fission-induced creep of UO₂ and 8% Gd₂O₃ bearing fuel in the temperature range where the thermal creep is not significant, i.e. below 900°C, and to measure the irradiation-induced creep rate of the fuel as a function of applied compressive stress at a fixed fission rate. The secondary objective was to measure in-pile densification of Gd-doped fuel at BOL and compare it against UO₂. This was done to

add to the results from previous irradiations with Gd-doped fuel which indicated that the in-pile densification of such fuel is lower than that of standard UO₂ fuel. The effect of irradiation temperature on densification was also investigated with one set of Gd and UO₂ rods operated with pure He fill gas and the other pair with pure Ar fill gas. The irradiation started in June 2017, with the first phase dedicated to in-pile densification studies (with no creep loading) was completed prior to the final reactor shut-down in Feb 2018. The results indicate that the Gd bearing fuel has a 0.2–0.4% by volume lower densification rate than UO₂ for a comparable temperature. *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

Figure 2: Illustration of the spacer with support ring attached to the segment in IFA-650.16 with two cladding surface thermocouples: one placed under the spacer cell and one placed above the spacer cell.



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 2018 included concluding PIE on the LOCA test with PWR fuel (M5 cladding, IFA-650.15) and initial non-destructive PIE on the IFA-650.16 test conducted in Nov 2017 dedicated to studying the restricting effect of a spacer. The objectives of this test were to determine the impact of axial gas transport on ballooning by including a spacer grid between the upper plenum and the expected balloon area to act as a prototypical distension restriction and cooling improvement similar to what can be expected in the real situation; and to investigate fuel relocation as influenced by the driving force provided by the amount of gas available in the experiment, and a localized strain restriction similar to what can be expected in the real situation. The test segment used (Zry-4 Duplex cladding, UO_2) had a burn-up of ~ 64 GWd/tU (~ 57 MWd/kgOx) and was taken from a father rod after 5 cycles with rod terminal power of 13 kW/m.

The non-destructive examinations conducted during 2018 included (at Halden) gamma emission tomography (for evaluation of fuel fragmentation and relocation); and (at Kjeller) visual inspection, profilometry and neutron radiography. Further destructive examinations will be decided upon in discussions with the LOCA expert group and the HPG.

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 clad-

ding 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 in-pile 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. The irradiation was completed for the E110-M and Opt. ZIRLO rodlet in June 2017, with thirteen cladding hoop stress periods having been applied. This rodlet was removed from the test rig and replaced by the M5 and M-MDA rodlet (removed earlier from the test rig when its diameter gauge stopped working). Testing re-started on this rodlet in November 2017 and in December 2017 cladding failure was detected in M5 / M-MDA rodlet. The source of leakage was confirmed during Autumn 2018 and PIE will be performed in 2019. 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 irradiation continued during 2017 until Spring 2018 and non-destructive examination was performed in Autumn 2018, when oxide thickness on all the segments was determined by the eddy current lift-off technique.

Seg.	CEA Rod 1	KAERI Rod 2	WEC/ORNL Rod 3	ORNL Rod 4	EPRI Rod 5	REF Rod 6
Top	Zr/~7µm Cr	Zr/~40µm Cr Al alloy	Zr/Cr	FeCrAl-1 Full length rod with EC	Mo/Zr-2.6Nb	Zry-4
Top-mid	M5/~15µm Cr	Zr/~40µm Cr Al alloy	FeCrAl-2		Mo/Zr-2.6Nb	Zry-4
Bot-mid	M5/~15µm Cr	Zr/~15 µm Cr/FeCrAl	Zr/Cr		Mo/Zr-2.6Nb	Zry-4
Bottom	M5/~7µm Cr	Zr/~15 µm Cr/FeCrAl	FeCrAl-2		Mo/Zr-2.6Nb	Zry-4

CT	Material	Dose, dpa	Source
6	321 SS (08Ch18N10T)	5.2	Core shroud basket (Greifswald I)
5	Zorita HAZ	~2	Zorita NPP
4	Zorita plate	~41	Zorita NPP
3	Zorita weld	~1	Zorita NPP
2	321 SS (08Ch18N10T)	5.2	Core shroud basket (Greifswald I)
1	CW316 Ti SS	4	Unirradiated material supplied by AREVA, Germany. Irradiated in Halden

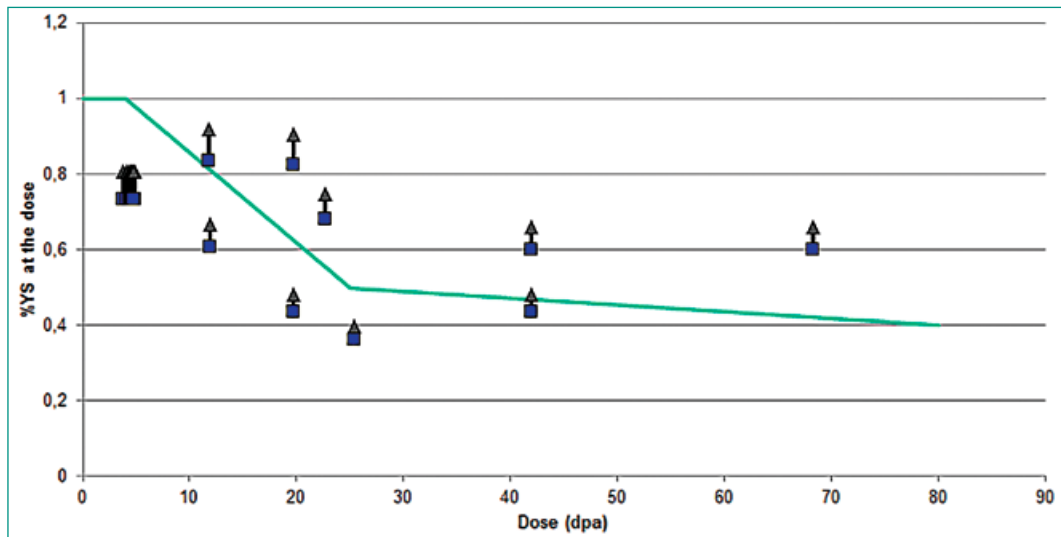
A new experiment, IFA-796, to study the performance of claddings with enhanced accident tolerance (ATF) was started in 2017. The aim of this test is to support evaluating the potential benefits of promising ATF claddings by monitoring their comparative behaviour under prototypic PWR conditions against a reference of Zircaloy-4. The test matrix is shown above, wherein the materials supplied by CEA, KAERI and WEC are all coated Zr-based claddings; ORNL supplied a ferritic alloy cladding (FeCrAl); and EPRI supplied a hot isostatic pressed tube of Mo-based alloy with an external «liner» of Zr-2.6 Nb. IFA-796 started irradiation in July 2017 with a low power start (ALHR ~14 kW/m) but a suspected fuel failure developed during the first cycle of irradiation. At the reactor outage in autumn 2017, when it was planned to move the rig to a higher power position for continued irradiation, fuel failure was confirmed in two of the EPRI segments. The whole fuel rod was removed from the rig for further inspection and replaced with an unfuelled dummy rod in order to continue the irradiation until Spring 2018. The new linear heat rate during this period varied between 20–23 kW/m. The rig was discharged in Summer 2018 for non-destructive examination and destructive examination will be performed in 2019.

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:

- Stress corrosion crack growth and crack initiation 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 growth study IFA-791, which started irradiation in May 2017 and ended in February 2018, was to generate long-term crack growth rate (CGR) data from Compact Tension (CT) specimens prepared from irradiated core component materials during exposure to representative BWR environments. Six CT specimens were installed in the test, prepared from the materials listed in the table below. All the specimens are instrumented with the dcpd technique for measuring crack growth and equipped with externally pressurized bellows for load application. CGR data were generated for CTs 1, 2, 4 and 6 in oxidizing (5 ppm O₂) and reducing (2 ppm H₂) conditions. Moisture ingress in the dcpd cables prevented CGR data being generated for CTs 3 and 5. The specimens will be tested in the follow-on PWR crack growth rate study IFA-817 which will also contain CTs prepared from high (~40 dpa) dose materials. IFA-817 rig production was completed in 2018 and testing will commence in 2019. During testing in IFA-817 the cracking response of the CTs will be measured as a function of loop operation with LiOH versus KOH in the coolant.

Figure 3: Example of stress levels to which the tensile specimens will be subjected.



The new crack initiation study, IFA-793, which started in May 2017 was continued until the reactor shutdown in February 2018. The main objective is to study a proposed engineering sensitivity threshold for crack initiation under transient load conditions. A total of 18 of 20 tensile specimens prepared from ~4 to 25 dpa CW 316SS, ~4 to 42 dpa SA 304 SS and ~19 dpa 308 SS are being loaded to stress levels both above and below the threshold curve for crack initiation and subjected to load transients. During irradiation, two specimen failures (for a 4.2 and a 42 dpa 304 SS specimen, respectively) were recorded. The study, which is being performed under representative PWR conditions will be continued 2019 in out-of-pile loop facilities that were prepared during 2018. Load is applied to the specimens by means of system pressure acting on the outside of bellows that are attached to the specimens and the samples are instrumented with LVDTs to monitor specimen failures on-line.

Revised Fuels and Materials programme

The revised F&M programme proposal is based on:

- A thorough evaluation of the projects described in the previous approved programme, and their possibility to be completed, or not, without an operating Halden reactor
- Discussions with, and recommendations from, the Working Group for a revised F&M programme
- Discussions with the Halden Board of Management at their meeting in Moscow on June 19th-20th, 2018, the extraordinary meeting held in Halden on September 11th and 12th, 2018, and

at the extraordinary telephone meeting held on October 31st, 2018.

- Discussions with numerous member organisations, at the extraordinary HPG meeting in August 2018, at the HPG meeting in Halden in October, and in separate communications
- Verification of available resources to complete the revised program within the foreseen time-frame and proposed budget.
- Assessment of the availability of all key nuclear infrastructures used by the revised program and considering sufficient margin to address unforeseen occurrences.

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, as well as in training simulators of nuclear plants. 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, as

well as for research within maintenance and de-commissioning. Tools to assist in verification and validation of such designs as well as tools for maintenance training have been developed. A Future-Lab 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 2018 are given below.

Operator Reliability. The digital control room project intends to study whether digital process control interfaces can introduce new error modes that may increase risk. The analysis and reporting of the 2017 data collection on procedure complacency has identified various degrees of complacency when using computerised procedure systems, although it is suggested that the findings from the experimental studies may only apply to utilities without clear guidelines on independent verification of procedure steps. A continuing study was carried out in late autumn 2018 with six crews from a US plant. The study was carried out at the plant's training simulator. The database project has focused efforts on further developing the Data Explorer (<https://hpdb.hrp.no/>) to provide a more structured and comprehensive access to data from the Project's human performance studies, enabling the combination of data from different studies for further analysis.

Severe Accidents and Human Performance. The training approach *Coaching for Improved Ability to Handle Unforeseen Events* (CIAU) was developed

in 2017 based on a set of principles – exploration, experimentation and critical thinking – for promoting adaptive expertise to help NPP operators prepare for handling of unforeseen events. In 2018, the first main documentation of the method was completed: HWR-1217 by Skjerve and Holmgren: «Towards an Approach for Training Nuclear Power Plant Operators to Handle Unforeseen Events – An Exploratory Study». The HWR documents the outcome of the study carried out in 2017. Based on the positive results, and the feedback from HPG, a follow-up study was made in 2018 with a total number of 6 operators performing three scenarios each, followed up by interviews on training transfer 4–6 weeks later. In the project on Safe Shutdown during Control Room and Station Blackout, a simulator study was carried out in the second half of 2018. Two crews of three operators from a US plant participated in the study, running a total of nine scenarios. These scenarios supported two aspects of the study; a) Decision-making with degraded indications, b) Functions for operator support during station blackout. It was agreed to prolong this activity with more crews in 2019.

Safety of Digital Instrumentation and Control Systems. Two new research questions have been raised in 2018: 1) how various safety and security requirements can influence the design, and (2) how human, organisational factors and technology can impact how hazard and safety analysis methods are applied, and their outcome. The outcomes are two systematic literature studies and a paper on Model-based Engineering for Nuclear

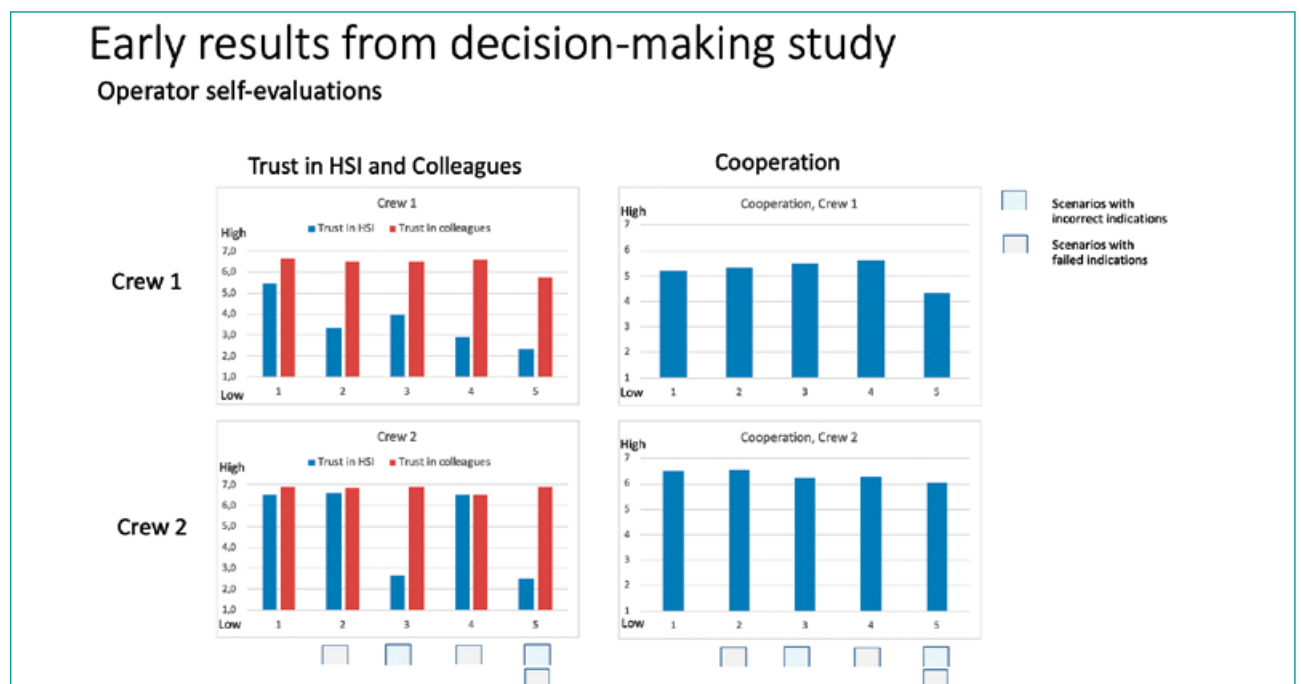
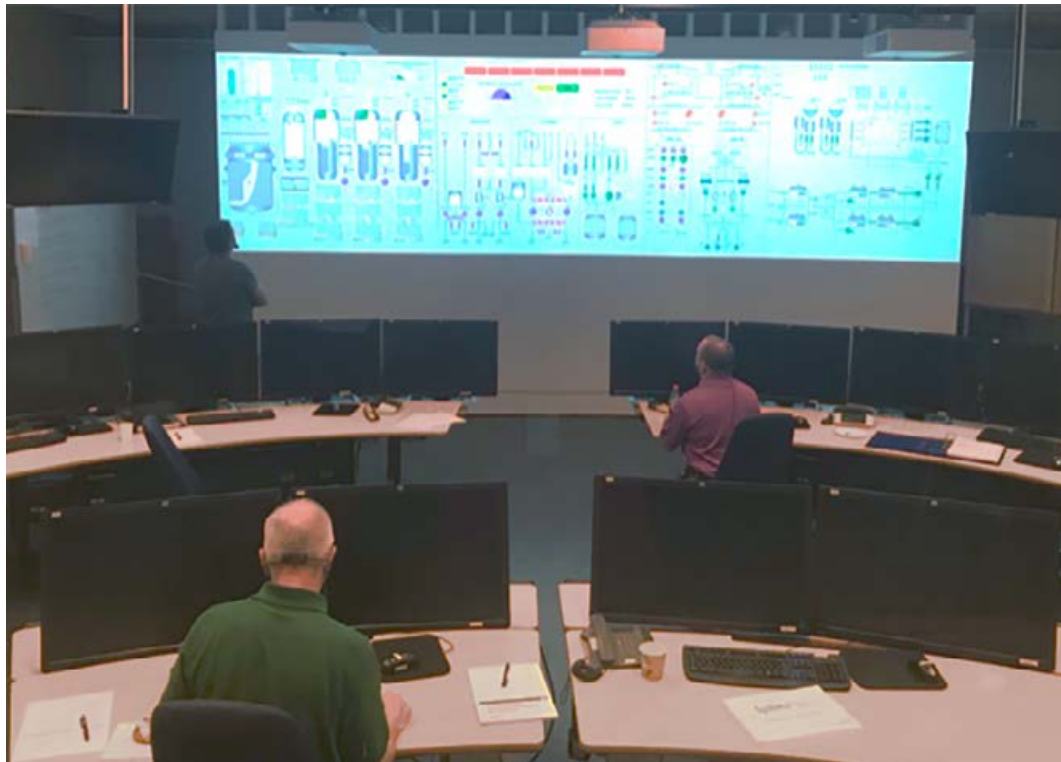


Figure 4: Some early results from the Decision-making part of the study.

Figure 5:
Pilot study – Operators
perform micro
tasks targeting the
overview display
(see separate file)



Safety Critical Systems. In the activity of digital I&C safety demonstration, focus has been on three tasks. For task (1) a review of assessment practices of safety demonstration approaches was made based on previous reports. A result was a paper describing a strategy that could support an assessor investigating a DI&C system. For task (2) the public parts of the APR1400 Design Control Document was selected in order to study the Reactor Protection System part of the Plant Protection System.

Control Room Design and Evaluation. In the project on Human Performance Evaluation in System Validation, two tasks were identified 1) Investigate the unique and overlapping contribution of different techniques to measure situation awareness (SA) and strategy in a HAMMLAB experiment targeting sub-system validation and Integrated System Validation (ISV), and 2) Review research and industry experiences regarding scenarios for multi-stage validation including ISV. In the first part of 2018, a HAMMLAB experiment has been prepared for the actual study that took place in the late autumn of 2018. A computerised plant overview procedure has been developed and served as a test case for investigating evidence from subsystem and integrated validation of a novel design. Six crews from a Swedish plant participated in the study. Three researchers from Switzerland observed the data collection in December 2018.

In the project on The Impact of Overview Displays in Human Performance, it was proposed a new concept of an incremental analysis approach, instead of one large HAMMLAB experiment. The new approach proposes two simultaneous tracks: one resulting in a state-of-the-art analysis from which the most relevant hypothesis/assumptions to be tested will be identified, and the second track is a series of experimental studies. A pilot study has been conducted to test the micro task data collection method in HAMMLAB, and a study was carried out at the Halden reactor control room, where a modern digital large screen overview display has been implemented and used for a few years.

Future Operational Concepts. The human-automation collaboration project intends to investigate challenges that may exist in future plant designs. Discrepancies between the findings from HAMMLAB experiments and accepted truths in the human-automation interaction research literature have been documented in HPR-387 and a journal article on levels of automation. The project on multiple small modular reactors aims to investigate potential safety issues associated with operation of these facilities. Non-proprietary documentation and open literature on SMR concepts and designs have been reviewed and it has been concluded that the project should focus on conducting small-scale simulator studies such as using static mock-ups for micro-task testing, simplifying a con-

ventional plant simulator or, if feasible, use a SMR simulator made for educational purposes.

Plant Operation and Maintenance Support. The Collaborative Decision Making activity has updated the MFM Suite prototype tools to support the new reasoning engine implemented on the open source Drools business rule management system, which has been shown to provide faster and more accurate analyses of MFM models. The work has also been reported and presented at the International Workshop on Functional Modelling (IWFM) in Kurashiki, Japan and at the European Safety and Reliability (ESREL) conference in Trondheim, Norway. Within the Long-Term Degradation Management activity components and parameters relevant to monitoring long-term degradation have been identified, data has been collected for some of these parameters and the data has been analysed to identify events and faults. These data will be used to construct health indices for the components, and to calculate prognostics of the future condition of the components.

Decommissioning. Advanced digital techniques were considered future trends by many practitioners in nuclear decommissioning. Consistent with this, a new technology survey is being prepared, and preparation of case studies using existing and upcoming decommissioning projects is on-going. The existing test-bed is being expanded, and it is being studied how new technology can be integrated with complementary techniques, forming holistic support concepts. Finally, in line with comments from the Halden Project members, focus is now on enabling a more interactive and collaborative research. A workshop was arranged towards the end of the year, in order to obtain feedback from members on the direction of future research in this area.

National Cooperation

PSI is actively using Halden reactor experiments to qualify their codes and methodologies used in safety assessments. A close cooperation has also been established with ENSI as Dr Andreas Gorzel was elected Chair of the HPG for 2018.

In order to make the results from the experiments in HAMMLAB more useful, the Halden Project has established close contact with human factors 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, and Dr. Vinh Dang, PSI, is the prime contact point for human performance research.

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 (HPG) with members from the participating organisations. The HPG approves the annual research programme and oversees the progress of the work.

Enlarged Halden Programme Group Meetings (EHPG) are arranged twice in a three-year period, with several participants from Switzerland. The EHPGs are a good opportunity for exchanging information with the international community on key topics in Fuels & Materials and MTO research.

Assessment 2018

The activities in 2018 of the Halden Project progressed as scheduled on the MTO side. Due to the closure of the Halden reactor, the programme of the Fuels & Materials needed to be revised. No irradiations took place in the Halden reactor from late March 2018. A failed safety valve made the reactor outage delayed, and the reactor was not in operation prior to its formal shutdown 27th June 2018. 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 inter-

faces. 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. 2018 is the first year of the 2018–2020 period in accordance with the associated framework programme [1] and the annual programme for 2018 as approved by the Halden Programme Group [2]. The results obtained in 2018 will be summarised in the annual achievement report [5]. The programme for 2018–2020 has been defined and approved by the Halden Board of Management [6,7]. Switzerland has decided to withdraw from the Halden reactor Project with effect from 1st January 2019.

References

- [1] Halden Reactor Project Programme Proposal 2018–2020, HP-1490
- [2] Halden Reactor Project Programme Proposal 2018, HP-1524
- [3] Status Report January – June 2018, HP-1569
- [4] Status Report July – December 2018, HP-15xx (to be issued in 2019)
- [5] F&M and MTO Programme Achievements of the Halden Project Programme 2018, HP-15xx (to be issued in 2019)
- [6] Fuels and Materials Proposal for the Three Year Period 2018–2020, HP-1490 Vol.1, Rev.4
- [7] MTO Proposal for the Three Year Period 2018–2020, HP-1490 Vol.2

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 project. 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* Project 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* is on LOCA issues, in particular on fuel fragmentation, relocation and dispersal.

The influence of burnup, cladding strain, temperature, rod internal pressure and free volume and of microstructural effects are assessed. The consequences of cladding overheating due to off normal transients at lower than LOCA-typical temperatures and its impact on mechanical cladding properties are addressed as well. Finally, the impact of axial constraint on fuel rod performance during a LOCA transient is investigated.

In a second Task, PCMI and PCI issues are further studied, amongst others the mitigating effect of oxygen and slow ramps rates.

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 are 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 are 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 is 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 as well investigates the mitigating effect of oxygen on PCI and possibly also investigates the relation stress peak-timing of iodine release on PCI.

Subtask 2.2 Ramp tests/Replacement tests

The objective of subtask 2.2 was to perform ramp tests at the Halden reactor to verify ramp

rate threshold obtained in subtask 2.1 and study the effect of slow ramp rate. But this subtask is cancelled. Studsvik was in June 2018 notified of the formal decision to close the Halden reactor. With the short time left and existing budget of *SCIP III*, it was not possible to make the ramp tests at Halden nor at another facility. The Ramp tests were replaced by other tasks. Those tasks, called Replacement tests, are a number of tests to support the other subtasks of *SCIP III* with the goal to create the largest benefit to the project. The Replacement tests consist of the following: One LOCA test and Basic PIE Package, nine heating tests on different rods together with Pre- and post-test examinations, TEM investigations on mandrel tested material and finally complementary external reviews of *SCIP III*.

■ 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 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

Performed work in Subtask 1.1 – Fuel fragmentation and dispersal, during the year are three integral LOCA tests. One test to study effect of burst pressure have been performed. Another to test below fragmentation threshold as well as a test to study temperature ramp rate. In 2019 the plan is to continue with the final post-test examinations and do the final reporting. In this subtask also two complimentary heating tests have been made during 2018 together with the pre- and post-test PIE. For 2019 the subtask will be ended, and the reporting of the results is planned to be performed.

For subtask 1.2 – Off-normal temperature transients, the second SFP LOCA test was performed and evaluated during the year. Other, still ongoing work are: Posttest-PIE, and mechanical testing of BWR H3 acceptance criteria overheating test and will continue during 2019. Finally, the reporting of

the results is planned to be performed during 2019.

Furthermore, three LOCA tests in subtask 1.3 – Axial Load and evaluation of the results were made during the year. The reporting of the results is planned to be performed during 2019.

In Subtask 2.1, Mandrel tests, most of the year has been used for modification, implementation and qualification of the oxygen control system to be used in the mandrel testing system. This is now able to perform mandrel tests at different, well defined, oxygen levels. The testing was up and running at late November and the results are promising. In addition to the implementation of the oxygen control system a continuation of the work performed at the Manchester University with TEM measurement on a mandrel samples to study crack tip chemistry and microstructure has been performed as well as TEM investigations in collaboration with the Corrosion and Metal Research Institute KIMAB. In the upcoming year, all remaining tests with the newly implemented oxygen control system are planned.

For the Replacement tests, in 2019 there will be a LOCA test with small plenum volume to study the effects on burst, dispersal and fragmentation. There will also be a continuation of the series of heating tests started in 2018. Also, the started work with TEM investigations on mandrel tested material and the complementary external reviews of *SCIP III* will be continued and finalized during the first half of 2019.

The Task 3 – Modelling 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 modelling), ÚJV Řež (TRANSURANUS). In *SCIP III* the work has been focused on modelling of base irradiation and LOCA tests. Modelling of the experiments have been performed and a modelling workshop was held in May 2018. In general, the code results for the base irradiations agree quite well with PIE data. Code predictions of failure/no failure, burst pressure, burst temperature and peak strain agreed quite well with Studsvik LOCA test results. But Modelling Workshops held in *SCIP III* showed that there is lack of models for many parameters of interest for prediction of fuel fragmentation, relocation and dispersal. There will be no further modelling workshop follow up during 2019 in the *SCIP III* project.

International Cooperation

The *SCIP III* project is a 5 years NEA/OECD Joint Project run by Studsvik in which 33 international organizations of 15 countries are participating. The international members, mainly representing industry, authorities and research centers, are actively participating to the project with in-kind contributions and with the participation to the *SCIP III* meetings twice a year.

LEAD

LWR Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, W. Chen, Z. Que, S. Suman, A. Treichel
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 https://www.psi.ch/lnm/
Duration of project (from-till)	January 1, 2018 to December 31, 2020

ABSTRACT

Within the LEAD project, the stress corrosion cracking (SCC) initiation behaviour in Alloy 182 weld metal and austenitic stainless steels (SS) as well as environmental effects on rapid fracture in low-alloy (LAS) and fatigue initiation in austenitic SS under boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) conditions are evaluated. A special emphasis is placed to synergies between different ageing mechanism, e.g. between SCC or environmental fracture and thermal ageing in Alloy 182 and irradiation damage in RPV steels. The following results were gained in this new project in the first project year:

Sub-project-I – SCC Initiation in austenitic Ni-base alloys & SS: The focus was placed to the material and specimen fabrication, material characterisation as well as to the effect of temperature on SCC initiation in Alloy 182. These preliminary investigations showed that SCC initiation threshold stress decreased with increasing temperature at the Ni/NiO boundary in hydrogenated high-temperature water (HTW) and was always lower for the ground than for the electropolished surfaces. The SS and Alloy 182 specimens (MEACTOS project) with ground and industrial machined or cavitation peened surfaces will be available for SCC initiation testing after March 2019.

Sub-project-II – Environmental effects on rapid fracture in RPV steels: A moderate re-

duction in fracture resistance in hydrogenated and oxygenated HTW was observed in a RPV steel with high temper embrittlement (TE), but low dynamic strain ageing (DSA) and EAC susceptibilities. Besides TE, a high strength and DSA susceptibility or an aggressive occluded crevice chemistry may cause a moderate reduction in upper shelf initiation toughness J_{IC} and combinations of these factors might further increase the susceptibility. In summary, all the investigated steels showed a high upper shelf toughness in air and various HTW environments and the observed environmental reductions in ductile initiation toughness J_{IC} were moderate (< 40 %, mostly < 20 %) and small at typical LOCA loading rates. The possibility of HTW effects on fracture behavior of RPV steels in the LWR regime were clearly demonstrated, but the effects are usually small, primarily due to the limited hydrogen availability, and thus can be ignored in most situations. Although the effects are small, they might be critical for old plants with small margins with regard to irradiation embrittlement and/or materials with low upper shelf toughness.

Sub-project-III – Environmental assisted fatigue (EAF) in austenitic SS: Within the investigated parameter range, neither mean strain nor temporary nor occasional static strain hold times had a significant effect on LCF life in air and PWR environment in strain-controlled tests. Surface finish seems to have a

small detrimental effect for very large roughness in air essentially. In the LCF regime ($\leq 10^5$ cycles), tensile mean stresses increased LCF life in air and BWR/HWC environment in load-controlled tests, although environmental reduction in LCF life is higher with tensile mean stress. The beneficial tensile mean stress effect on fatigue life outweighs its negative effect in water environment. The ignorance of mean stress effects in current environmental fatigue evaluation procedures appears thus to be conservative for the LCF regime. In the HCF regime ($> 10^5$ cycles), on the other hand, tensile mean stresses seem to reduce the HCF life and endurance limit in BWR/HWC environment, eventually below that in air.

Sub-project-IV – Synergies of ageing mechanisms: This new activity covers the SCC and fracture behavior of irradiated RPV steels

(TP-IVa) and of thermally-aged Alloy 182 weld metal (TP-IVb) in HTW. The focus in the first year was placed on the preparation of the very challenging investigations with irradiated RPV steels and related feasibility and qualifications tests with the corresponding as-received material. A batch of irradiated specimens is currently fabricated at Framatome in Erlangen and first fracture mechanics test with irradiated material can start in spring 2019. Based on a literature survey on short-range ordering in Ni-alloys, thermal ageing of Alloy 182 is done at 400°C for 800, 2440 and 5500 h, which would roughly correspond to 10, 30 and 70 years of power operation. The two shorter thermal ageing heat treatments were already finished and specimen fabrication and pre-cracking is currently running. First tests can start at the beginning of 2019.

1 Introduction

With regard to the current nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (34 to 49 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. A particular unexplored concern for long-term operation (LTO) are potential synergies between different ageing mechanisms, e.g., between stress corrosion cracking (SCC), (environmental-assisted) fatigue or rapid fracture and thermal ageing (cast SS, Ni-alloys) or irradiation damage (RPV, SS internals), respectively. 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 LEAD Project

The LEAD project (2018–2020) aims to fill selected important knowledge gaps in the field of SCC and environmental effects on fatigue and rapid fracture as well as concerning potential synergies between different ageing mechanisms in safety-relevant PPBC [3] and is a logical follow-up activity of the SAFE-II project [4]. It consists of four sub-projects

(Table 1) as well as one Post-Doc and three PhD projects. LEAD contributes to the maintenance of an independent expertise and to the education of young specialists in this safety-critical field. Furthermore, the generated knowledge is made available to ENSI for expertise work and on-call projects. Several activities are linked to international projects (MEACTOS, INCEFA+, ICG-EAC & ECG-COMON Round Robin, PIONIC, EPRI Alloy 82 PEER & CFLAS), which further amplifies the benefit for ENSI.

Sub-project	Topic	Share
SP-I	SCC initiation in austenitic Ni-base alloys & stainless steels	35 %
SP-II	Environmental effects on rapid fracture and tearing resistance	20 %
SP-III	Environmental effects on fatigue initiation in stainless steels	20 %
SP-IV	Synergies between ageing mechanisms	25 %

Table 1: Topics of sub-projects of the LEAD 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 new PhD project of A. Treichel [3] that started in May 2018 and the participation in the connected international H2020 project MEACTOS [5] as well as in two international Round-Robin programs (ICG-EAC, ECG-COMON) [6, 7] in this field.

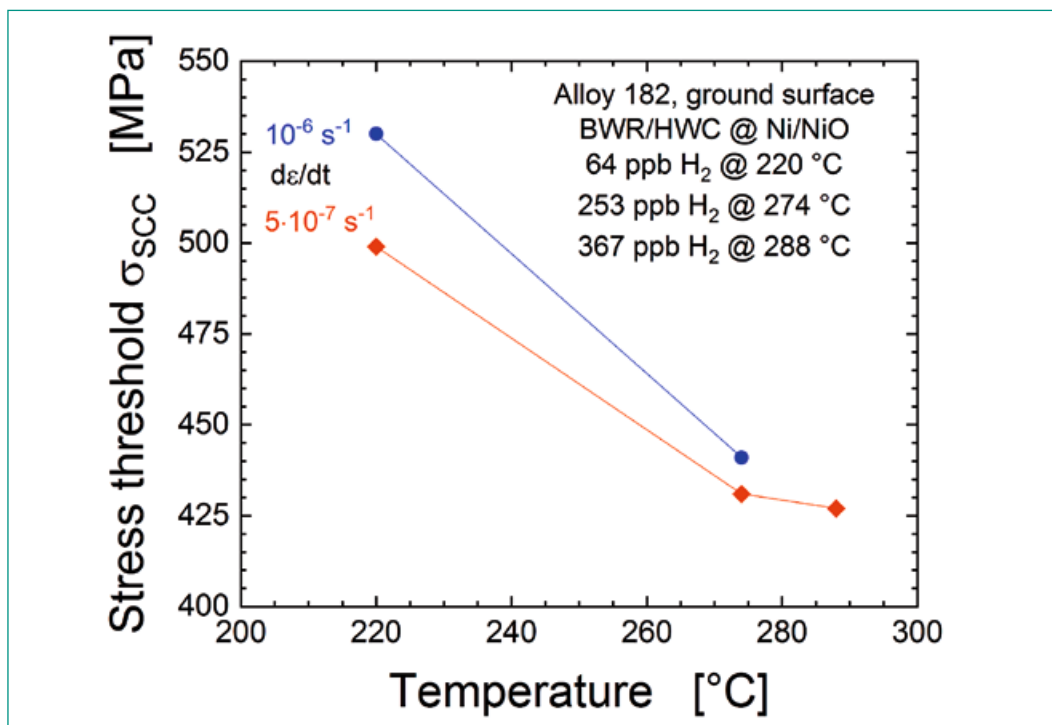
Alloy 182 is very susceptible to intergranular SCC in high-temperature water (HTW) [3, 4]. The fairly good service record is based on SCC initiation rather than on SCC crack growth that can be fast in hydrogen water chemistry (HWC) also. Several SCC incidents occurred in Alloy 182 RPV penetration, reactor internal attachment and nozzle dissimilar metal welds in BWR and PWR service in recent years [3, 4], that seriously challenged the integrity of the primary coolant circuit in some cases. Although the SCC rates are lower than under oxidizing BWR/NWC conditions, they still are rather fast at low ECP under HWC conditions potentially requiring immediate component repair or exchange in case of a cracking incidents and showing the need for further mitigation measures for critical welds (e.g., mechanical stress improvement, shot, cavitation or laser peening) [4]. SCC initiation from smooth, crevice- and notch-free surface in Alloy 182 and SS is strongly dependent on surface conditions (surface roughness, cold-work and residual stress, etc.) and several newly developed and

suggested SCC mitigation methods are directly related to surface modification/optimization.

The goals of this PhD and related MEACTOS projects are thus to evaluate the effect of surface conditions and machining on SCC initiation in Alloy 182 and SS and to quantify the mitigation effect of various promising surface modification methods as well as to develop corresponding European guidelines and recommendations. Besides the surface conditions, other practically important parameters on SCC initiation (temperature, ECP, heat treatment, etc.) shall be investigated within the PhD project and be used to extend and calibrate existing engineering SCC initiation models that could be used in probabilistic leak before break (LBB) analysis. This will finally help to improve safety, service lifetime and to reduce in-service inspection costs.

The focus in the first project year was placed to the material and specimen fabrication, material characterisation as well as to the effect of temperature on SCC initiation in Alloy 182 (Figure 1). Temperature strongly affects SCC in Alloy 182 and varies in the primary coolant system of BWRs (200 → 274 → 288 °C) and PWRs (288 → 320 °C, 350 °C in pressurizer). These preliminary and ongoing investigations showed that SCC initiation threshold stress decreased with increasing temperature at the Ni/NiO boundary in hydrogenated water and was always lower for the ground (i.e. rough) than for the electropolished surfaces.

Figure 1: Effect of temperature on SCC initiation threshold stress in Alloy 182 for ground surface.



3.2 Sub-Project II – Environmental Effects on Rapid Fracture

HTW and hydrogen (H) from the environment and corrosion reactions may potentially reduce the fracture resistance of RPV steels in synergy (or competition) with other embrittlement and degradation mechanism like irradiation embrittlement, temper embrittlement (TE), dynamic strain ageing (DSA) or EAC. This sub-project aims to establish the role of HTW and H on the fracture and mechanical behaviour of RPV steels in the LWR temperature regime and to identify critical combinations of metallurgical, environmental and loading conditions, which may result in significant environmental and H effects. This work is done in the frame of a the PhD project of Z. Que [4] that started at the beginning of the SAFE-II project and now is in its final phase.

The main focus in the last year was placed on the evaluation of potential synergies between TE and environmental effects on the reduction of the fracture resistance in HTW with the JRQ material. The tests were complemented by post-test evaluations on the fracture and deformation mechanism by optical, scanning and transmission electron microscopy (TEM) and nano-indentation. A relevant part of the microstructural characterization work was done within the six months master thesis project of A. Zhang in collaboration with Prof. Dr. W. Bleck from RWTH University in Aachen

and the internship of J. Holzer under the supervision of Z. Que.

Synergies between TE and hydrogen embrittlement (HE) were observed in bainitic rotor disc steels with higher strength and phosphorous (P) levels than in RPV steels. TE may occur during post-weld heat treatment or during service over prolonged periods at $\sim 300^\circ\text{C}$ and can be further enhanced by irradiation [4]. It is caused by the P segregation to prior austenite grain boundaries and their weakening by decohesion as well as by the precipitation and coarsening of carbides at lath/grain boundaries that are affected by P also. Due to the low solubility for impurities in the carbide particles, P is enriched in the direct vicinity of carbide precipitates and may thus also result in cleavage along the carbide interface or facilitate microvoid formation at such locations. The interaction of localized deformation due to H (HELP mechanism) with weakened grain and phase boundaries by TE and trapped H (HEDE mechanism) could synergistically reduce the fracture resistance in HTW [4]. The P enrichment does not increase the corrosion susceptibility of the grain boundaries in HTW and P content (in contrast to S) has little effect on EAC as shown by tests in HTW, although the crack path may change from trans- to mixed trans-/intergranular.

The effect of TE was thus evaluated in HTW at 288°C with the JRQ steel with a high P content of 0.02 wt.% and increased TE susceptibility, but low

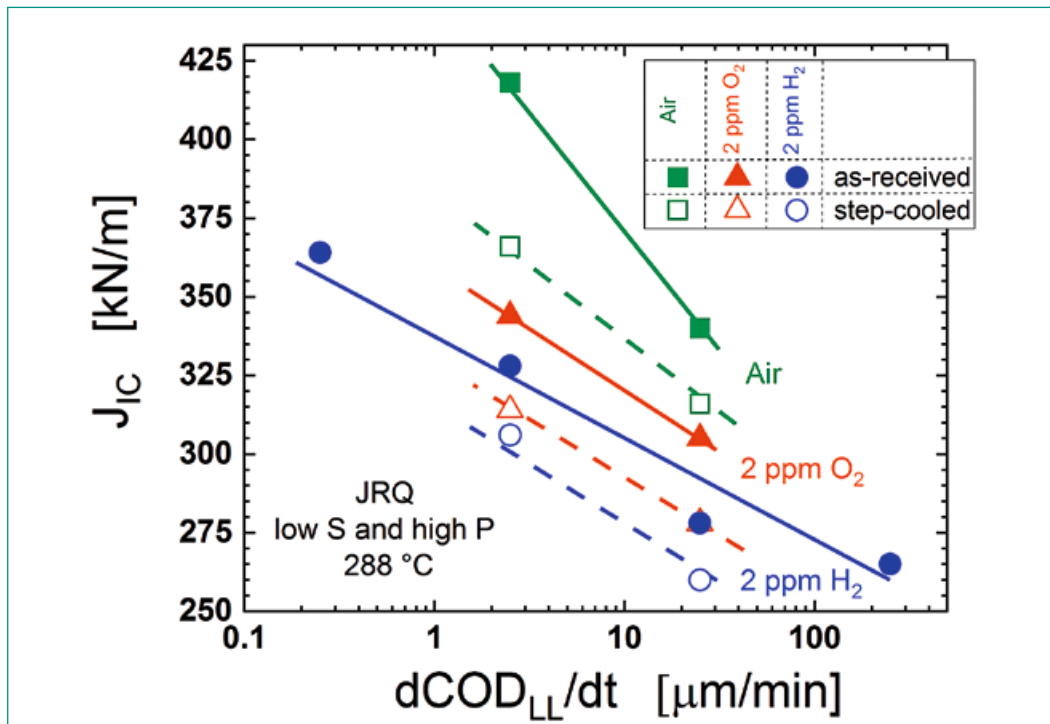


Figure 2: Effect of HTW on fracture resistance of JRQ steel with high DSA susceptibility.

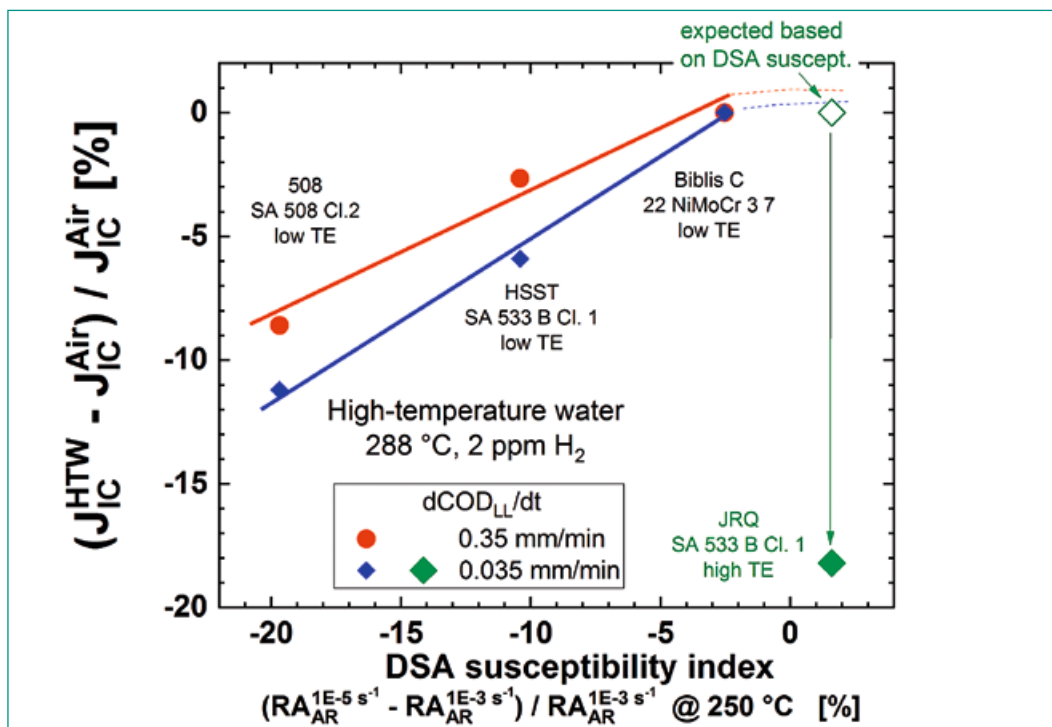
sulphur (S) content (0.04 wt.%) and low EAC and DSA susceptibilities. The P content is high for Western RPV steels, but in the lower bound region for TE, where significant effects are usually observed at $\geq \sim 0.03$ wt.%. The degree of TE was therefore further increased by a step-cooling heat treatment, which resulted in a slightly lower YS and upper shelf toughness and two times faster fatigue crack growth rates in air than in the as-received (quenched and tempered) material. Occurrence of TE was confirmed by the intergranular cracking features during fatigue pre-cracking in air or during post-test fracture after cooling in liquid nitrogen and the share of such features on the fracture surface increased with step cooling. P shows macro- and micro-segregation and a very inhomogeneous distribution in the material.

As expected, the fracture initiation resistance J_{IC} of the JRQ steel in air and HTW was slightly lower in the step cooled conditions, but surprisingly, the environmental reduction of about 20% was comparable for the step cooled and as received conditions and similar for all loading rates (Figure 2). As in the other low sulphur RPV steels, the environmental reduction of J_{IC} was higher in hydrogenated than in oxygenated water. The environmental reduction of J_{IC} in hydrogenated HTW was much higher than expected for the low DSA susceptibility and this indicates that the TE probably played an important role in the reduction of fracture resistance in this specific steel (Figure 3).

On the other hand, although the share of intergranular cracking on the fracture surface was higher than in the other steels, it still was at a very low absolute level and lower than anticipated. The failure mode was thus not fundamentally different from the other steels. The P content, degree of TE (and/or hydrogen uptake) and weakening of the grain boundaries as well as the yield stress level at 288°C were probably too low for an intergranular failure mode.

During the PhD thesis project, the effect of PWR and BWR environments on the fracture behaviour of a wide range of RPV steels (MnMoNi & NiMoCr, forgings & hot rolled plates) with different S contents and EAC, DSA and TE susceptibilities and of a simulated CG HAZ was evaluated by EPFM tests in the upper shelf region. The investigated materials conservatively cover the Swiss RPV steels. All steels failed by stable ductile transgranular tearing by microvoid coalescence (MVC) in air and HTW with additional varying, but small amounts (a few %) of secondary cracking, macrovoids, quasi-cleavage and intergranular cracking in HTW. All the investigated steels (apart from the high-sulphur steel KS 12) showed a high upper shelf toughness $K_{IC} > 200$ MPa·m^{1/2} in air and various HTW environments and the observed environmental reductions in ductile initiation toughness J_{IC} were moderate (< 40%, mostly < 20%) and small at typical LOCA loading rates. A high strength, DSA and TE susceptibility or an aggressive occluded crevice chemistry may cause

Fig. 3: Correlation between fracture resistance degradation and DSA susceptibility in hydrogenated HTW indicating the effect of TE for the JRQ steel.



a moderate reduction in upper shelf initiation toughness J_{IC} and combinations of these factors might further increase the susceptibility. Sub-critical SICC typically occurred at slow loading rates, in particular in oxygenated HTW, but this has to be clearly distinguished from environmental effects on the fracture resistance. The main reason for the moderate effects are the low H availability in HTW in connection with a very high density of various (fine-dispersed & strong) H traps in RPV steels. Apart from the effect of irradiation (that is covered in sub-project IV of LEAD), this open issue or concern is now largely solved. The possibility of HTW effects on fracture behavior of RPV steels in the LWR regime were clearly demonstrated, but the effects are usually small, primarily due to the limited H availability, and thus can be ignored in most situations. Although the effects are small, they might be critical for old plants with small margins with regard to irradiation embrittlement and/or materials with low initial upper shelf toughness.

3.3 Sub-Project III – Environmental Effects on Fatigue

The possibility of reactor coolant effects on fatigue of LWR structural materials is undisputed, but their adequate implementation in fatigue design and evaluation procedures is still not satisfactorily solved. The various recent fatigue code modifica-

tions for incorporating environmental effects are related to some relevant uncertainties and potential undue conservatism and their practical application is rather complex. Thus they have found little acceptance in the nuclear industry so far and new international efforts (EPRI EAF, INCEFA+) were started to close some important knowledge gaps. These gaps are related to the effects of mean stress, surface conditions, long static load hold periods, multiaxial loading, load history or changing temperatures and strain rates.

This sub-project is the Swiss contribution to the international EU EURATOM HORIZON 2020 project INCEFA+ (2015–20) that started in Summer 2015 [8]. 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 SS under PWR conditions. Furthermore, an European methodology for EAF evaluations and an EAF data collection within the JRC MATDB data base shall be developed and built-up and a data exchange agreement with US NRC for the US data is under negotiation. The PSI part is linked with the running PhD thesis project of W. Chen and mainly deals 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 HTW and the adequacy of the typical mean stress corrections for EAF shall be evaluated and modelled and the underlying mechanism be identified.

Within INCEFA+, more than 200 strain-controlled LCF tests with a 304L SS in simulated primary PWR environment and in air at 300°C are being performed. Within the investigated parameter range, neither mean strain (0 and 0.5 %) nor temporary static strain hold times (for 72 h at mean strain at 1/3, 2/3 3/3 of zero mean strain fatigue life) had a significant effect on fatigue life in air and HTW and the environmental reduction of fatigue life was in the expected range of the NUREG CR-6909-Fen predictions. In strain-controlled tests with positive mean strain, the initial mean stress almost completely relaxed within very few fatigue cycles and mean strain had thus no effect on fatigue life. Surface roughness from R_t of 0.7 and 23 μm does not seem to affect fatigue life either. Very rough specimens (R_t up to 76 μm) were then prepared and the tests of these specimens suggest a fatigue life reduction in air but not in PWR environment.

Load-controlled fatigue tests with and without mean stress at a frequency of 0.17 Hz 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 two 316L SS with different yield stress (YS). In the last year, 40 fatigue tests were performed with the new higher YS material. The mean stress and stress amplitude were varied from -20 to +50 MPa and 150 to 190 MPa ($YS_{288^\circ\text{C}} \sim 110$ MPa) or 170 to 245 MPa ($YS_{288^\circ\text{C}} \sim 150$ MPa), respectively. Crack initiation locations were studied by SEM/EBSD and detailed posttest fractographical striation analysis was performed during an internship of an international student (Y.-H. Li, Taiwan). In hollow specimens, cracks initiated only from the inner surface in LWR environment, but from the inner and outer surfaces in air. Scratches seemed to be a preferential location for crack initiation in the HTW tests, although INCEFA+ revealed no effect of surface roughness. The striation analysis showed that LCF and HCF lifes are dominated by crack growth and physical initiation, respectively, and that in both cases, the environmental reduction of fatigue life is mainly through the reduction in physical initiation life.

In air and BWR/HWC environment, both tensile and compression mean stresses increased the fatigue life in the LCF regime, whereas the increase in life was smaller for tensile mean stresses. These unusual tensile mean stress effects are due to non-negligible cyclic plastic behavior and secondary hardening behaviour of stainless steels. A slightly modified Smith Watson Topper (SWT) pa-

rameter [4] method successfully correlates data with and without mean stress in air as well as in HTW (for both load- and strain-controlled tests) and is thus a good way to capture mean stress effects. Interestingly, the SWT fatigue limit is affected neither by mean stress nor by the environment.

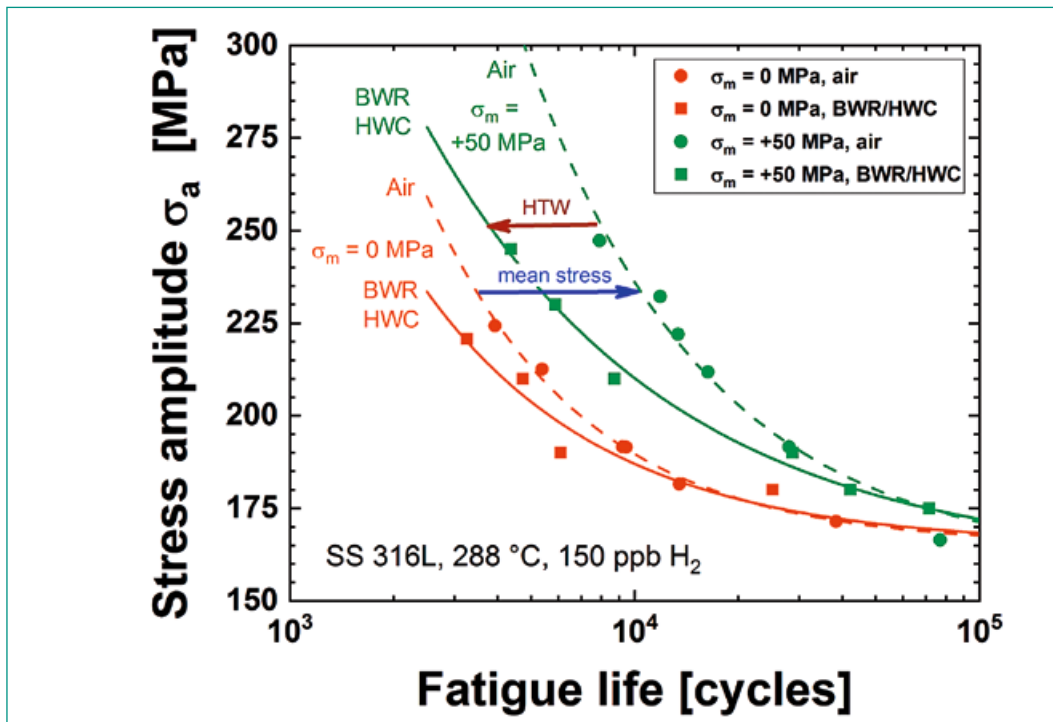
In the LCF regime ($\leq 10^5$ cycles), tensile mean stresses increase LCF life in air and HTW, although environmental reduction in fatigue life is higher with tensile mean stress. The beneficial tensile mean stress effect on fatigue life outweighs its negative effect in water environment (Figure 4). The ignorance of mean stress effects in current environmental fatigue evaluation procedures appears thus to be conservative for the LCF regime.

In the HCF regime ($> 10^5$ cycles), on the other hand, tensile mean stresses seem to reduce the fatigue life and endurance limit in LWR environment (see Figure 5), eventually below that in air. At the present stage it is unclear, if this is a real phenomenon or rather an effect/artefact of stress state and specimen type (hollow vs. massive and pressurized vs. non-pressurized), location of crack initiation (inner or external surface) or scatter/insufficient number of specimens and further testing is needed. It is stressed that the environmental factors $F_{\text{en}} = N_{\text{air,T}}/N_{\text{water,T}}$ become dependent on stress amplitude, if the fatigue endurance limit should be different in air and HTW and even rather small differences would result in tremendous F_{en} close to these thresholds [4]. An accurate determination of the endurance limits would require enormous test durations with a large number of specimens and is not practicable for non-zero mean stress and slower strain rates with environmental effects. Since an accurate determination of fatigue endurance limits is not practicable for these conditions, one finally has to live with these uncertainties and to define an identical, but conservative fatigue endurance limit for air and HTW.

3.4 Sub-Project IV – Synergies between ageing Mechanisms

Potential synergies between different ageing mechanisms, e.g., between SCC, (environmental-assisted) fatigue or rapid fracture and thermal ageing (cast SS, Ni-alloys) or irradiation damage (RPV, SS internals), were hardly evaluated, but might be critical for LTO (> 50 a). Two such potential synergies are currently investigated within the

Fig.4: Effect of BWR/HWC environment and mean stress on LCF life.



new Post-Doc project of S. Suman, who joined our group in May this year.

3.4.1 SCC and Environmental Fracture of Irradiated RPV Steels

Irradiation damage/hardening in RPV steels could increase their SCC susceptibility and the environmental reduction of fracture resistance in HTW. These aspects were hardly investigated so far and the very limited (inadequate) testing was not conclusive. Furthermore, tests with irradiated RPV steels and electrochemical hydrogen charging showed additive effects of irradiation and hydrogen embrittlement [3] and there is thus a need to verify, if this might occur in HTW also.

The planned test program involves the evaluation of the fracture behavior of irradiated RPV steels in hydrogenated HTW and air after electrochemical hydrogen pre-charging in the PSI hotlab. Furthermore, first screening SCC initiation and growth tests with irradiated RPV steels in oxygenated HTW shall be performed. The JRQ material is a well characterized IAEA reference material that was irradiated (simulated PWR KKB spectrum) in the STILO facility of the SAPHIR test reactor at PSI 30 years ago and conservatively covers the irradiation embrittlement of Swiss reactors. The current dose rates are rather low, which significantly simplifies the handling and testing procedures.

The focus in the first year was placed on the preparation of these very challenging investigations (screening of available material in hotlab dry storage facility, design of load frames and specimens, specimen fabrication, radiation protection plan and safety report, radiation protection course for S. Suman, pre- and feasibility tests,...). A first batch of irradiated specimens is currently fabricated at Framatome in Erlangen and first fracture mechanics test with irradiated material can start in spring 2019. A cracktronic resonance pulsator for pre-cracking of small (irradiated) samples was acquired for this and other future projects with radioactive samples. Several pre-tests (Master Curve, dynamic and quasi-static) with non-irradiated sub-sized notched and pre-cracked charpy (KLST) specimens were performed by the guest scientist V. Mazanova during her six month visit in our group as well as by the new post-doc. The ductile to brittle transition and reference temperatures T_0 were in the same range as the previously determined values with bigger standard samples.

3.4.2 SCC and Environmental Fracture of Thermally-Aged Alloy 182 Weld Metal

Short-range ordering (SRO) is a potential longterm thermal ageing (> 40 a) mechanism in Ni-alloys and weld metals that may increase their SCC susceptibility and decrease their fracture resistance in the

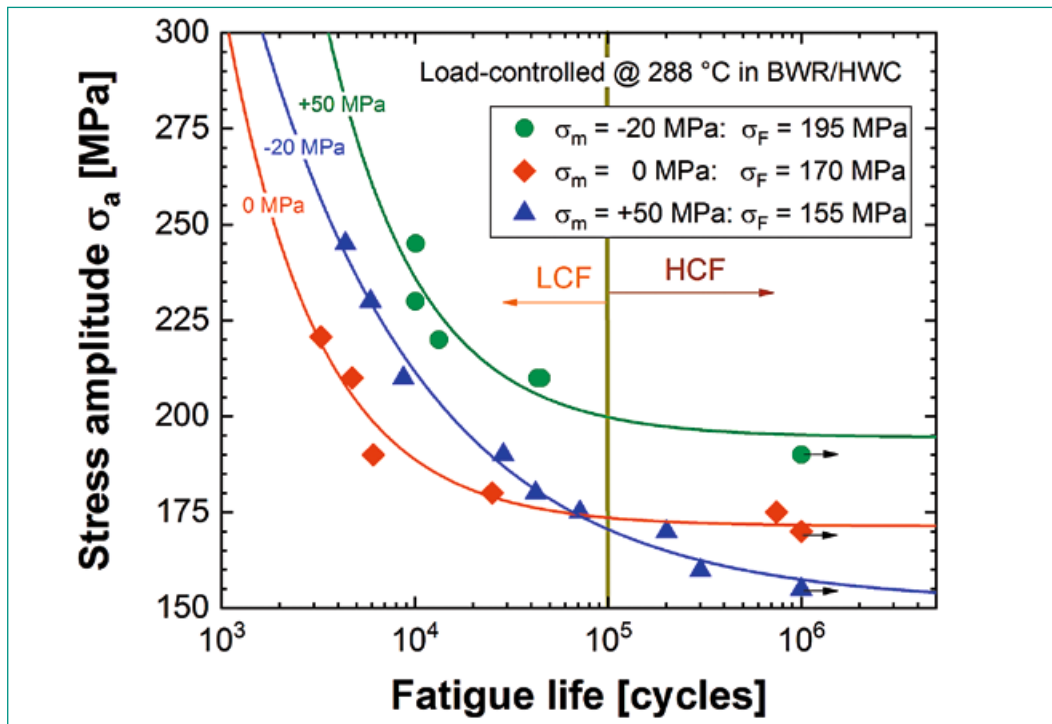


Fig. 5: LCF & HCF life in BWR/HWC environment for different mean stress levels.

late stage of plant operation [3]. SRO is the thermally-activated formation of ordered region (Ni_3Cr , Ni_3Fe , Fe_3Ni in Alloy 182) in the nm-range that act as obstacle for dislocation motion. This may result in an increase of yield stress/hardness and in more planar, localized plastic deformation that both might increase the SCC susceptibility as well as in lattice contraction and an increase of local internal stresses/strains. There is some evidence that SRO might occur during LWR service by some recent Korean work.

Within this sub-project, the possibility of SRO in Alloy 182 shall be investigated by slightly accelerated thermal ageing. First screening SCC and EPFM tests in HTW with thermally-aged Alloy 182 shall reveal potential adverse effects. The used Alloy 182 weld was fabricated according to GE welding specifications of KKL. The SCC susceptibility and microstructure of the unaged Alloy 182 weld metal was well characterized in the PhD thesis of J. Bai [4] and is also used in TP-I of LEAD. Based on a literature survey, thermal ageing is done at 400 °C for 800, 2440 and 5500 h, which (depending on the lower and upper bound activation energies for SRO in Alloy 182 of 135 and 200 kJ/mol) would roughly correspond to 10 & 11, 30 & 34 and 70 & 78 years of power operation at 290 and 320 °C, respectively. The selected temperature is a reasonable compromise between acceleration of SRO ageing and moderate other microstructure modifications (carbide precipitation, recovery, etc.). The

two shorter thermal ageing heat treatments are already finished and specimen fabrication and pre-cracking is currently running. First tests can start at the beginning of 2019.

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. Close thematic links exist to the ENSI project NORA- III (SCC mitigation by NobleChem™) and PRBOBAB (probabilistic LBB analysis for SCC) or to the swissnuclear project MDIC (multiaxial fatigue, modelling). In the new project PIONIC (NDT of dissimilar metal welds) there are also collaborations with the SVTI. ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings. Efforts are currently also undertaken on behalf of ENSI to harvest some aged materials from KKM (e.g., the surveillance specimens) for future R&D projects on material ageing.

5. International Collaborations

As active members with key positions (working group leader, scientific secretary, chairman) in the International Co-operative Group on Environmen-

tally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, <https://www.icg-eac.org>) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <https://www.ecg-comon.org/>), as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <https://www.efcweb.org/>), we are staying in very close contact with the international scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and coordinated within these groups. Within the ICG-EAC and ECG-COMON we actively participate in Round-Robin programmes on SCC initiation and oxide films on Ni-based alloys in high-temperature water.

The authors are also member of various technical areas and working groups in the NUGENIA association (<http://www.nugenia.org/>) and ETSON network (<http://www.etsn.eu/>), 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 were involved in the EU 7th FWP project MICRIN+ (SCC initiation, terminated in 2017) and are participating in the EU H2020 projects INCEFA+ (EAF) and MEACTOS (SCC mitigation). ETSON is the network of European technical safety organisations (TSO).

Within three 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-233 Rev.1 SCC disposition lines for low-alloy steels taking the new PSI, GE-GR and AREVA results on chloride effects into account. Furthermore, in 2018 and 2019 PSI is supporting an International Expert Panel Project of EPRI to develop SCC disposition lines for Alloy 82 in BWR/NWC and HWC environment. As an absolute highlight, an ASME BPV Code Case with the new BWRVIP-233 Rev.2 SCC disposition lines was prepared and approved by all involved code (sub-) committees and supported by the US NRC. The final approval vote will be in December 2018. This codes case is highly relevant for the integrity assessment of recent SCC incidents in RPV reactor internal attachment and penetration welds. We will also participate in the new international PIONIC (follow-up activity of PARENT, optimization of NDT methods for SCC detection in DMW and Ni-alloys) and our in-kind contribution funded by ENSI is the production of test bodies with real SCC cracks that will be inserted in mock-ups like noz-

zles. We are also involved in a H2020 project proposal FRACTESUS that is dealing with the characterization of RPV irradiation embrittlement with small sample test techniques that shall be submitted next fall.

6. Assessment of 2018 and Perspectives for 2019

6.1 Assessment of 2018

The overwhelming part of the project goals and milestones for the first project year [3] has been achieved and the project is thus on track. 24 project-related reports, journal and conference publications were generated in 2018. With one Post-Doc and three PhD projects, LEAD 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 programmes 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 2019

The project can continue as planned and described in the LEAD project proposal [3]. Some selected, important milestones for the next year are: the first SCC initiation «screening» tests with SS and Alloy 182 specimens with ground and industrial machined or cavitation peened surfaces in sub-project I; the PhD examination of Z. Que on March 1 and termination of sub-project II in the middle of 2019; the metallographical investigation of the underlying mechanisms of mean stress effects on EAF initiation and modeling of EAF life in sub-project III; the first SCC and fracture tests with thermally-aged Alloy 182 and fracture tests with irradiated RPV steels and electrochemical hydrogen pre-charging in the hotlab in sub-project IV; and finally, the Nuclear Corrosion Summer School (NuCoSS-19), held in Slovenia (co-organized by PSI).

7. Publications

Scientific journals or book chapters

- *F. Huet, S. Ritter*, Electrochemical Noise Measurements with Dummy Cells: Evaluation of a Round-Robin Test Series, *Corrosion* 74 (2018) 1457–1465.
- *J. Bai, R. Bosch, S. Ritter, W. Schneider Christof, H.-P. Seifert, S. Virtanen*, Electrochemical and spectroscopic characterization of oxide films formed on Alloy 182 in simulated boiling water reactor environment: Effect of dissolved hydrogen, *Corrosion Science* 133 (2018) 204–216.
- *J. Bai, S. Ritter, H.-P. Seifert, S. Virtanen*, Stress corrosion cracking initiation and short crack growth behaviour in Alloy 182 weld metal under simulated boiling water reactor hydrogen water chemistry conditions, *Corrosion Science* 131 (2018) 208–222.
- *P. Spätig, M. Heczko, T. Kruml, H.-P. Seifert*, Influence of mean stress and light water reactor environment on fatigue life and dislocation microstructures of 316L austenitic steel, *Journal of Nuclear Materials* 509 (2018) pp. 15–28.
- *W. Chen, P. Spätig, H.-P. Seifert*, Fatigue behavior of 316L austenitic stainless steel in air and LWR environment with and without mean stress, *MATEC Web of Conferences* 165 (2018) 03012.
- *Z. Que, H. P. Seifert, P. Spätig, A. Zhang, G. S. Rao, S. Ritter*, Environmental Degradation Effect of High-Temperature Water and Hydrogen on the Fracture Behavior of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels, *Structural Integrity Procedia* 13 (2018) 926–931.
- *W. Chen, P. Spätig, H.-P. Seifert*, Mean Stress Effect on Fatigue Behavior of Austenitic Stainless Steel in Air and LWR Conditions, *Structural Integrity: Mechanical Fatigue of Metals – Experimental and Simulation Perspectives*, Springer, 2018.

Reports

- *H.-P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, J. Bai, W. Chen, S. G. Rao, Z. Que*, Safe Long-Term Operation in the Context of Environmental Effects on Fracture, Fatigue and Environmentally-Assisted Cracking – Final Report of the SAFE-II Project, PSI Report No. 18–03, Villigen, Switzerland, September 2018, ISSN 1019–0643.
- *J. Bai*, Effect of Hydrogen on the Stress Corrosion Cracking Behaviour in Alloy 182 Weld Metal under Boiling Water Reactor Hydrogen

Water Chemistry Conditions, PHD thesis, PSI Report No 18–01, May 2018, ISSN 1019–0643.

- BWRVIP-233 Rev. 2 Updated Evaluation of Stress Corrosion Crack growth in Low Alloy Steel Vessel Materials in the BWR Environment, Final Report, EPRI Palo Alto, CA, USA, May 2018, 3003013026.
- *An Zhang*, Metallographical Characterization of High-Temperature Water Effects on Fracture Behavior of Low Alloy Steels, Master Thesis, RWTH Aachen, Institut für Eisenhüttenkunde, April 2018.

Conference contributions

- *Z. Que, H. P. Seifert, P. Spätig, A. Zhang, S. Ritter, G. S. Rao*, Environmental Reduction Effect of High Temperature Water and Hydrogen on Fracture Resistance of Low Alloy Reactor Pressure Vessel Steels, Proceedings of the FONTEVRAUD 9 Conference, September 17–20, 2018, Avignon, France.
- *S. Ranganath, R. G. Carter, R. Pathania, S. Ritter, H.-P. Seifert*, Evaluation of stress corrosion cracking in low alloy steel vessel materials in the BWR environment, Proceedings of the FONTEVRAUD 9 Conference, September 17–20, 2018, Avignon, France.
- *S. Ranganath, R. G. Carter, R. Pathania, S. Ritter, H.-P. Seifert*, Evaluation of stress corrosion cracking in low alloy steel vessel materials in the BWR environment, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2018, July 15–20, 2018, Prague, Czech Republic, Paper No. PVP2018-84257.
- *M. Vankeerberghen, M. Bruchhausen, R. Cicero, L. Doremus, J.-C. Le-Roux, N. Platts, P. Spätig, M. Twite, K. Mottershead*, Ensuring data quality for environmental fatigue – INCEFA-PLUS testing procedure and data evaluation, Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2018, July 15–20, 2018, Prague, Czech Republic, Paper No. PVP2018-84081.
- *W. Chen, P. Spätig, H.-P. Seifert*, Mean Stress Effects on Fatigue Behavior of Austenitic Stainless Steels in Air and LWR Environments, European Conference on Fracture – ECF22, August 26 – 31, 2018, Belgrade, Serbia.
- *W. Chen, P. Spätig, H.-P. Seifert*, Fatigue Behavior of 316L austenitic steel in air and LWR environment with and without mean stress, 12th International Fatigue Congress, Poitiers, France, May 27 – June 1, 2018.

- *W. Chen, P. Spätig, H.P. Seifert*, Mean Stress Effect on Fatigue Behavior of Austenitic Stainless Steel in Air and LWR Conditions, Structural Integrity: Mechanical Fatigue of Metals – Experimental and Simulation Perspectives, Springer, 2018.
- *H.P. Seifert, S. Ritter*, Size, Constraint and dk/da Effects on EAC Crack Growth in Low-Alloy RPV Steels, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC, N.P.O., April 15–20, Knoxville, TN, USA CD-ROM, Paper No. LA03 (2018)
- *R. Carter, R. Pathania, S. Ranganath, H.-P. Seifert, S. Ritter*, Updated Evaluation of Stress Corrosion Crack Growth in Low-Alloy Steel Vessel Materials in BWR Environment, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC, N.P.O., April 15–20, Knoxville, TN, USA CD-ROM, Paper No. LA02 (2018)
- *Z. Que, H.-P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter, S. G. Rao, A. Zhang*, Environmental Reduction Effect of High-Temperature Water and Hydrogen on Fracture Resistance of Low-Alloy RPV Steels, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC, N.P.O., April 15–20, Knoxville, TN, USA CD-ROM, Paper No. LA04 (2018).
- *F. Huet, S. Ritter*, Electrochemical Noise Measurements with Dummy Cells: Evaluation of a Round-Robin Test Series, Proceedings of the NACE Corrosion 2018 Conference, NACE, April 15–19, Phoenix, AZ, USA CD-ROM, Paper No. C2018-1104 (2018).
- *S. Ritter, R. Kilian, M. Herbst, R.W. Bosch, G. Burke, F. Scenini, A. Dinu, U. Ehrnstén, A. Hojná, R. Novotny, O. Martin, F.J. Perosanz, and B. Zajec*, Accelerated Testing of Stress Corrosion Cracking Initiation in High-Temperature Water – Results from the MICRIN Collaborative Project, in: EUROCORR 2018, EFC, Krakow, Poland, September 9–13, 2018.
- *F.J.P. Lopez, U. Ehrnstén, M.G. Burke, A. Hojna, R. Killian, A. Dinu, E. Burger, R. Novotny, S. Ritter, D. Stoddart, M. Vankeerberghen, B. Zajec, M. Chatterton, V. Slugen, P. Veron, and L. Sanchez*, MEACTOS – Mitigation of EAC through the Optimisation of Surface Condition, in: FONTEVRAUD 9, September 17–20, 2018, Avignon, France.

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 LEAD zu Händen des ENSI», PSI-AN-46-17-04, September 12, 2017.
- [4] *H.-P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, J. Bai, W. Chen, S. G. Rao, Z. Que*, «Safe Long-Term Operation in the Context of Environmental Effects on Fracture, Fatigue and Environmentally-Assisted Cracking – Final Report of the SAFE-II Project, PSI Report No. 18-03, Villigen, Switzerland, October 2018, ISSN 1019-0643.
- [5] EU-H2020/EURATOM Project Proposal «MEACTOS – Mitigating Environmentally Assisted Cracking Through Optimisation of Surface Condition», Project ID: 755151,NFRP-2016-2017-1, October 2016.
- [6] *J. Stairmand*, «ICG-EAC Round Robin on SCC initiation of Alloy 600», in: ICG-EAC Meeting 2017, Chester, UK, 7.–12. Mai, 2017.
- [7] *S. Ritter, F. Scenini, R.-W. Bosch*, «Round-Robin on the oxidation behaviour of Ni-base alloys in high-temperature water (13th ECG-COMON R-R)», ECGCOMON Meeting 2017, Budapest, Ungarn, 12.6.–13.6.2017.
- [8] *K. Mottershead et al.*, INCEFA+: Increasing safety in NPPs by covering gaps in environmental fatigue assessment, Collaborative Project Proposal, EURATOM/HORIZON

NORA-III

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, P.V. Grundler, S. Rowthu, B. Baumgartner, P. Warnicke
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 https://www.psi.ch/lnm
Duration of the Project	September 1, 2016 to August 31, 2019

ABSTRACT

One of the major degradation mechanisms in boiling water reactors (BWRs) is stress corrosion cracking (SCC), causing tremendous costs in plants worldwide and also representing some safety concern. Efficient SCC mitigation technologies, e.g. noble metal chemical application (NMCA), are therefore of utmost importance. NMCA has been developed to reduce the negative side-effects of hydrogen water chemistry (HWC). NMCA is now widely used as an online process. 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 (ECP) 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 BWRs was still incomplete.

To fill this knowledge gap, a research 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). Despite the

many interesting results the first two phases of the NORA project have delivered, some of which are already implemented in KKM's and KKL's OLNC application procedure, several important questions still remain to be answered and new questions emerged from PSI's intensive research on the OLNC technology. The current project (NORA-III) should answer some of those questions and deliver important insights with respect to efficiency improvement and validation of this technology, data which is extremely valuable for the regulatory work of the ENSI. The current report presents some examples of the work performed in the second project year.

Possible negative side effects of the Pt on fuel rod cladding material have been investigated, where 60 days long tests revealed no major negative impact on the oxidation and H_2 pickup behaviour. A test series measuring the ECP of differently Pt-treated stainless steel specimens has revealed that the Pt surface loading alone is not sufficient to assess the SCC mitigation capabilities. Pt particle size and inter-particle distances correlate much better with the lowering of the ECP. Finally, a novel non-destructive technique (X-ray fluorescence measurements at the Swiss Synchrotron Light Source) has been explored to assess the Pt surface loading and distribution on relatively large areas.

1 Introduction

Noble metal chemical addition (NMCA, also known as NobleChem™) is a technology developed by General Electric (GE) to mitigate stress corrosion cracking (SCC) in reactor internals and recirculation pipes of boiling water reactors (BWRs) [1]. It has the advantage of avoiding the negative side effects of classical hydrogen water chemistry (HWC), i.e., the speciation of 16N into the steam with a significant increase in the steam line dose rates. Despite the fact that the technology is already in use in BWRs, there are still 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 are also performed at the KKL plant to collect data from full-scale On-Line NMCA (OLNC) applications. The numerous and interesting insights gained during the initial project and its follow-up phase (see [3–5]), have also triggered a number of new and important questions in addition to some initial ones which are still waiting to be answered. Therefore a follow-up project (NORA-III) was started to deliver valuable contributions for the regulatory work of ENSI with a possible direct impact on the effectiveness of 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 work from the second project year of the NORA-III project.

2 Structure and goals of the NORA-III project

The general topic of the project is the investigation of the Pt deposition behaviour in BWR environment and its possible negative and/or positive impact on materials performance. A detailed review of the topic has been published and can be found in [6]. In NORA-III a focus on the optimisation and validation of the current plant OLNC application

procedures is planned, while maintaining the scientific character of the project (see [7] for details). In the course of the NORA-I and -II projects, facilities for performing sophisticated OLNC experiments, a whole set of methods for the Pt deposition analysis and a non-destructive sampling technique have already been developed and qualified. The NORA-III project can profit from the existing infrastructure. A lot of experience and some important new insights on the NobleChem™ technology have been gained [3–5, 8]. Nevertheless a number of questions are still to be answered and even new «hot questions» arose which are of utmost importance for the regulatory activities of the ENSI, as well as for the utilities. The NORA-III project should fill most of these knowledge gaps by performing a systematic testing programme in the sophisticated high-temperature water loop facility at PSI, by exposing specimens at KKL and by further optimisation and application of the non-destructive testing (NDT) methodologies on lab and KKL specimens or actual plant components (see Table 1). It should be noted that the remaining open questions are the most challenging so far and can only be addressed in NORA-III due to the experience gained during the first two phases of the NORA project. The project is performed as a joint programme of ENSI, PSI and the Swiss utilities KKL and KKM.

Tasks	Subject	Share
Task 1	Lab tests in PSI's high-temperature water loop	approx. 40 %
Task 2	Activities related to the plants (mainly KKL)	approx. 20 %
Task 3	Analysis of the Pt particle deposition and mechanistic studies	approx. 40 %

Table 1: Subjects and share of the tasks of NORA-III.

In the second project year, the focus was on the investigation of the effect of Pt deposition on the properties of Zircaloy fuel rod cladding material and on exploring the effect of Pt particle size and distribution on the ECP. An additional task was the Pt loading analysis by several NDT techniques, including two first measurement campaigns at the Swiss Synchrotron Light Source. A first trial on in-situ transmission electron microscope measurements (at Erlangen-Nürnberg University, Germany), showing Pt particle nucleation in solution, completed the intense work programme. Finally, a guest scientist from National Nuclear Laboratories (UK) has visited the project team during fall 2018,

highlighting the international recognition of the expertise achieved at PSI in this field.

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 pipe from a nuclear power plant was chosen (see Table 2). Coupons (13x10x4mm) with a defined surface roughness ($R_a \approx 0.4 \mu\text{m}$) were used for the «standard» experiments and for the exposure at KKL. The specimens were used in the «as received» state (see [9, 10] 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 Figure 1 a schematic of the loop system can be seen. During the experiments all environmental parameters at inlet and outlet (dissolved oxygen (DO), dissolved hydrogen (DH), conductivity (κ), T, p, flow rate, etc.) were recorded continuously. Coupon specimens were exposed to the high-temperature water in the autoclave (volume $\approx 0.9 \text{ L}$, flow rate = 10 kg h^{-1}). The electrochemical corrosion potential (ECP) of one autoclave specimen, the redox potential (Pt sheet) and the autoclave potential were measured vs. a Cu/Cu₂O ZrO₂-membrane reference electrode. BWR conditions were simulated with high-purity water at a temperature of 280°C and a pressure of 90 bar. To simulate hydrogen water chemistry (HWC) conditions, a mixture of H₂ and O₂ was adjusted. The Pt compound (Na₂Pt(OH)₆) was injected through ion-chromatography tubing into the inlet water stream by a high-pressure dosing pump usually at a rate of 2 $\mu\text{g/h}$ for durations between 1 and 10 days. Pre-

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

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 2: Chemical composition of the AISI 304L stainless steel (in wt.-%).

Table 3: Chemical composition of the Zircaloy-2 tube in wt.-% (* in ppm).

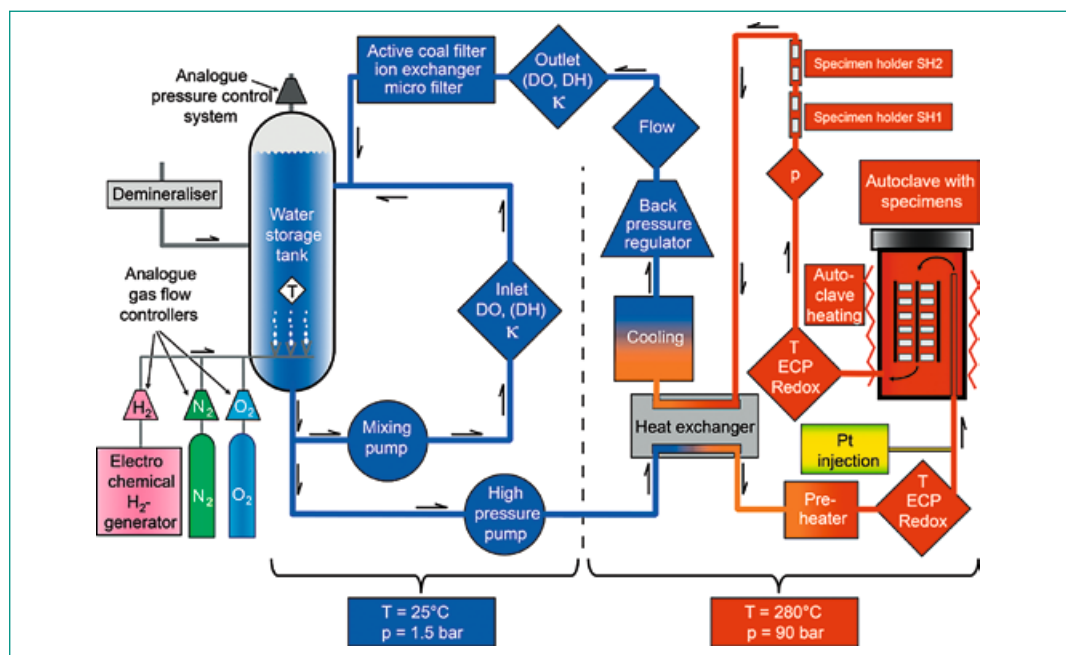


Figure 1: Schematic of the high-temperature water loop facility with autoclave.

¹ The support from *Westinghouse Electric Sweden AB* is gratefully acknowledged!

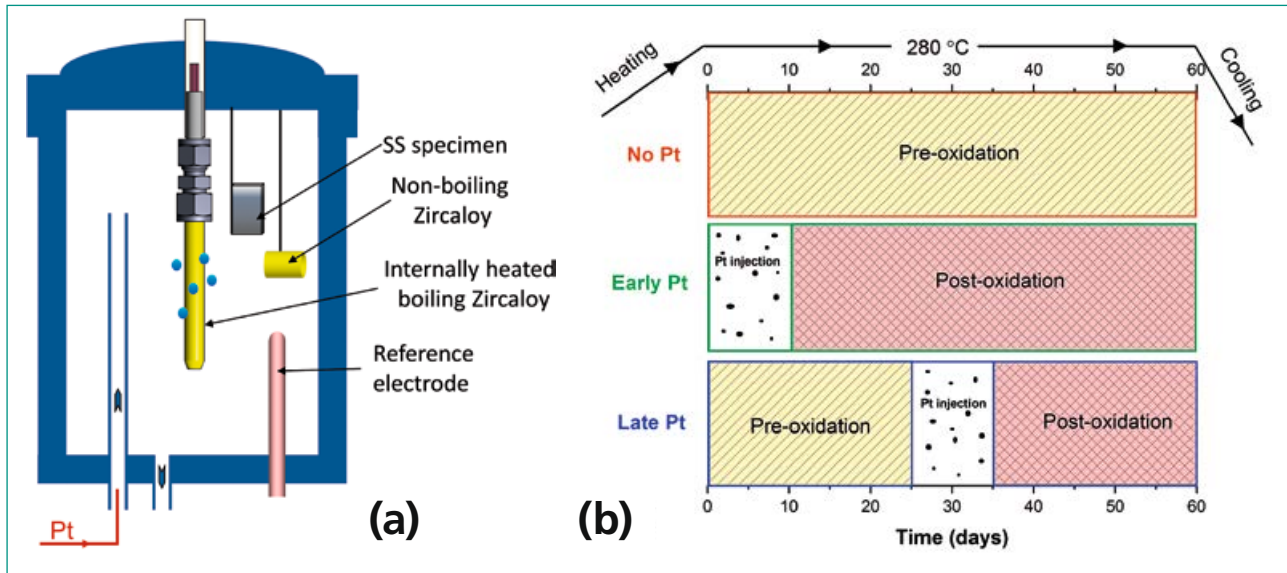


Figure 2: Schematic of the autoclave with the simulated fuel rod assembly (a) and schematic of the testing procedure of the three experiments (b).

and post-injection times varied depending on the type of experiments (*vide infra*).

For experiments with the fuel rod cladding material the same test set-up as in the NORA-II project was used. A heating cartridge was inserted into the tube to produce boiling on the surface while in the high-temperature water. A tube section without heater was positioned beside the tube as a control (to identify the influence of boiling). More details on the experimental set-up and on the testing procedure can be seen in Figure 2 and in [11]. Compared to the earlier investigations a series of longer tests have been performed (60 instead of 25 days).

To explore the effect of inter-particle distance on the ECP, sets of specimens with different Pt loadings were prepared by treating them in the loop with different Pt injection durations (25, 50, 100, and 250 h). Then those specimens were transferred to a dedicated ECP measurement cell connected to the high-temperature water loop.

3.1.3 Analytical techniques

After exposure in the loop, the specimens and Zircaloy tube sections were examined by scanning electron microscopy (SEM) to determine the morphology of the surface oxide layer, coverage by Pt particles, the size of individual Pt particles and their distribution (by the 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.

The hydrogen content in the Zircaloy tube sections was determined by a hot gas extraction method.

3.2 Results

3.2.1 Effect of Pt deposition on the performance of fuel rod cladding material

Since the early days of the NMCA technology, some concern exists that the Pt depositing on the surface of fuel cladding materials may have a negative impact on its H₂ uptake and/or oxidation behaviour [12]. Therefore, a waiting period of 60 to 90 days was introduced before the first OLNC application may start during each plant cycle. During this period, some reactor components are not sufficiently protected against SCC. To gain further knowledge and to possibly reduce this waiting period, this issue was investigated in the framework of the NORA-II project, where the rather short-term experiments didn't reveal any such negative impacts. In the second year of NORA-III three longer experiments (60 days per test) under BWR-HWC conditions were conducted to possibly confirm those results.

Measurements of the oxide film thicknesses of the (boiling) Zircaloy rods after the tests revealed no major differences comparing the reference test

without Pt injection with the «early» or «late» Pt injection tests (Figure 3a). Another important point of interest is the H₂ pickup, as it can eventually lead to the formation of hydrides as inclusions once the solubility limit is exceeded. This may weaken the cladding, leading to a possible mechanical failure and unwanted exposure of fuel to the reactor water. The average values are shown in Figure 3b for specimens from the «No Pt», «Early Pt» and «Late Pt» tests. The grey shaded area on the data is the measured hydrogen content from «as-received» material. Thus, the hydrogen content above this base value of 15 ppm corresponds to the influence of the exposure to high-temperature water and/or Pt deposition. The H₂ pickup by the Pt-treated samples («Early Pt» and «Late Pt» tests) are only slightly higher as compared to the «No Pt» test. Those first preliminary results indicate that, at least for 60 days exposure times, Zircaloy-2 tubes have not experienced any major detrimental effects in terms of oxidation and H₂ pickup properties due to deposition of Pt nanoparticles under simulated BWR conditions (without irradiation). However, before final conclusions can be drawn two further tests with 150 days duration need to be finalized until the end of NORA-III.

3.2.2 Effect of inter-particle distance on the ECP

Currently the total Pt loading and the Pt particle size distribution are routinely quantified when analysing specimens from NORA experiments. The data gathered in this way has provided very useful information but it is not sufficient to define the quantity and quality of Pt particles required to get the ECP below the SCC mitigation «threshold»

value of 230 mV_{SHE}. The missing critical parameter is the spatial distribution at the microscopic level, e.g., the dispersion of the particles on the surface. The dispersion can be assessed using basically two approaches: in either determining (i) the distance to the neighbouring particles or (ii) the size of areas free of particles which lie between them. For a given dispersion the electrocatalytic properties need to be determined.

This has been done in a first test series using the NORA loop with some adaptations. The bulk ECP in high-temperature water was measured for specimens loaded with different amounts of Pt and thus with different mean inter-particle distances. The first preliminary results can be seen in Figure 4. It shows a clear dependency of the ECP on the inter-particle distance, indicating that this parameter is a good and possibly better descriptor for the SCC mitigation capacity of Pt-treated surfaces than bulk Pt loading. More tests are planned during the final project phase, hopefully revealing a critical Pt coverage value for achieving a fully catalytic surface.

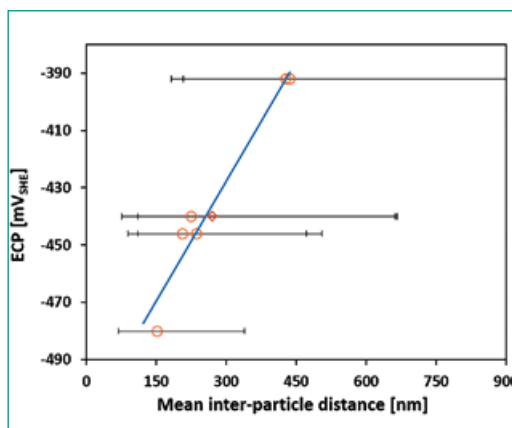


Figure 4: Dependence of ECP on the mean inter-particle distance of Pt-treated stainless steel coupon specimens under simulated BWR-HWC conditions.

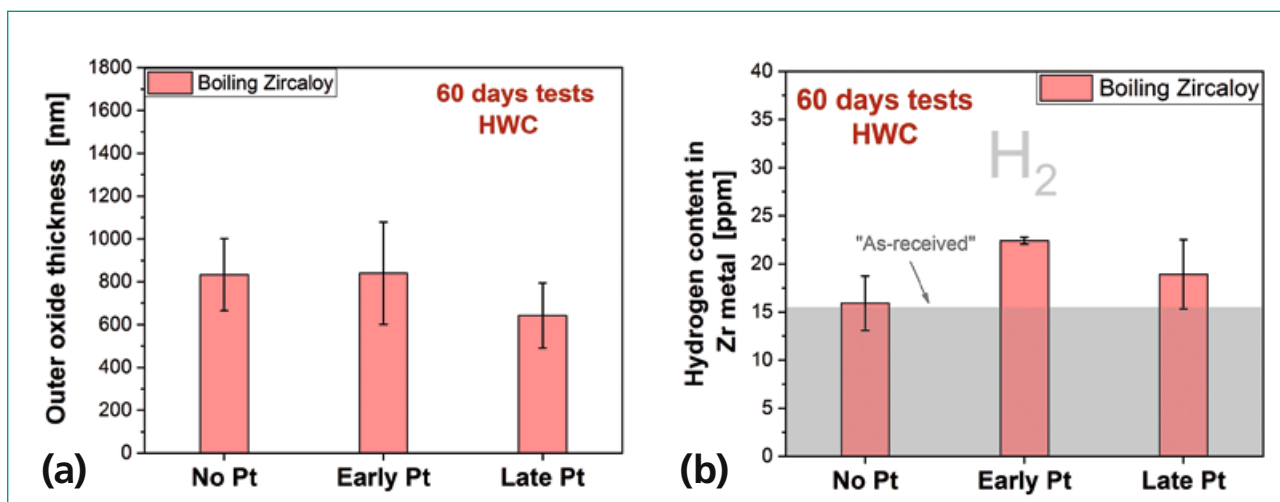


Figure 3: Average thickness of the Zr oxide layers (a) and H₂ contents in the Zircaloy tubes (b) from «No Pt», «Early Pt» and «Late Pt» tests. The grey translucent box in (b) indicates measured hydrogen content of «as-received» specimens without exposure to high-temperature water as a reference.

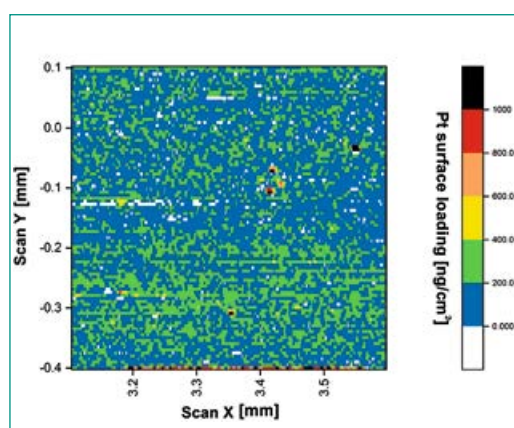
3.2.3 Analysis of the Pt loading and distribution by XRF measurements

Pt surface loading measurements by LA-ICP-MS technique are a (micro-) destructive technique and cannot resolve at the required scale the spatial distribution of the Pt on surfaces. Therefore, high-resolution SEM analyses are always performed to gather more detailed Pt particle size and distribution information. But also this technique has a drawback, due to the very small areas which can be investigated. This is why new non-destructive techniques were explored in the framework of the NORA-III project to analyse the Pt loading and distribution on comparatively large areas. A promising method is X-ray fluorescence (XRF) using a very focussed (1–2 μm) X-ray beam from a synchrotron light source. The beam is scanned over the specimen's surface and characteristic «secondary» (or fluorescent) X-rays are being emitted and collected via a detector (see the schematic in Chapter 1.1.6 of the current report). Using specimens with a known Pt loading for calibration, Pt loading maps of relatively large areas can be recorded.

Two measurement campaigns have been performed at the Micro-XAS beamline at PSI's Swiss Synchrotron Light Source to explore the feasibility of the current method for achieving Pt loading maps. The technique needs to be optimized, but first promising results already have been obtained. Figure 5 shows a Pt surface loading map on a stainless steel specimen, which was Pt-treated under simulated BWR conditions in the high-temperature water loop beforehand. The Pt seems to be distributed rather evenly over the whole surface, nevertheless a few «hot spots» with high Pt concentrations could be identified, as well as small Pt depleted areas.

In a final measurement campaign in spring 2019 further specimens will be investigated by this novel tool.

Figure 5: Pt surface loading map on a Pt-treated stainless steel specimen measured by XRF.



4 National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level takes place within the Swiss nuclear community. The NORA-III 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 LEAD project.

5 International collaborations

The involved groups and scientists at PSI are very well integrated in international research projects, networks and communities [e.g., International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, <https://www.icg-eac.org/>, S. Ritter is acting as Scientific Secretary and Webmaster 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, <https://www.efcweb.org/>), S. Ritter is 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. The project leader is also strongly involved in a Horizon 2020 EU project (started on September 1, 2017) dealing with mitigation of SCC initiation (MEACTOS, www.meactos.eu). In the framework of a guest scientist visit at PSI (R. Holmes, National Nuclear Laboratories, UK), supported by a NUGENIA mobility grant, contact to the UK was established. This might become important because the UK plans to build Advanced BWR plants, which might apply OLNLC from the very beginning. In this context, also a meeting with the developer of those new build plants, Horizon

Nuclear Power (UK), was arranged, discussing possible future co-operation in the field of OLNC.

6 Assessment of 2018 and perspectives for 2019

6.1 Assessment of 2018

The project goals and milestones of the second project year have been achieved. The systematic series of high-temperature water loop tests investigating the effect of Pt on Zircaloy fuel cladding have been continued and a series of tensile tests with Pt-treated and non-treated stainless steel specimens have been completed. The minimum Pt coverage criterion for achieving a low ECP was examined by a new test set-up. Specimens from the PSI tests have been analysed in detail (e.g., by SEM and hot gas extraction). To complement our analysis by SEM and LA-ICP-MS, sophisticated XRF measurements have been performed at PSI's synchrotron light source facility. Additionally, an in-situ-TEM campaign was conducted at Erlangen-Nürnberg University (Germany) and two mitigation monitoring system specimen sets have been transported from KKL to PSI's hotlab. During fall 2018 a guest scientist from the National Nuclear Laboratories (UK) has visited our Group and performed electrochemical impedance spectroscopy tests. Two project steering committee meetings and the annual ENSI-PSI project presentation meeting were held (at KKL, ENSI and PSI). At three conferences (Gordon Research Conference on Aqueous Corrosion, USA; Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC 2018), USA; Topfuel 2018, CZ) results have been presented. Finally, one journal paper has been published.

6.2 Perspectives for 2019

In 2019 the investigations of the Zircaloy fuel rod cladding will be concluded (150 days tests) and a further test series investigating the minimum Pt particle coverage criterion will be conducted. A second measurement campaign at the Swiss Synchrotron Light Source is planned for spring 2019. The NORA-III project will also contribute to the Nuclear Corrosion Summer School (NuCoSS-19), which is organized under the lead of PSI next July in Slovenia. Finally, the project results will be summarized in a report and presented at the final project seminar in October 2019 at KKM. Currently

the NORA-III project is on track and can be finalised as planned and described in the NORA-III project proposal [7]. Results from NORA-III will be published in journal and conference papers.

7 Publications (in 2018)

- *S. Ritter, P.V. Grundler, R. Schaeublin, and L. Veleva*, «Characterization of Pt Nanoparticle Decoration of Oxide Layers on Stainless Steel», *Surfaces and Interfaces*, 2018, 11, pp. 22–27.
- *S. Ritter, P.V. Grundler, S. Rowthu, and J. Bai*, «Accelerated Crack Initiation Testing of Austenitic Alloys for Verification of SCC Mitigation by Noble Metal Chemical Application in BWR Environment», in: *Gordon Research Conference on Aqueous Corrosion*, GRC, Colby-Sawyer College, New London, NH, USA, July 8–13, 2018.
- *S. Rowthu, P.V. Grundler, and S. Ritter*, «Non-Destructive Ways to Characterize Local and Spatial Distributions of Platinum Nanoparticles on Boiling Water Reactor Materials», in: *Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC)*, EPRI, San Francisco, CA, USA, September 9–14, 2018.
- *P.V. Grundler, S. Rowthu, and S. Ritter*, «Influence of Fluid Flow on Platinum Nanoparticles Transport and Deposition under Simulated Boiling Water Reactor Conditions», in: *Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC)*, EPRI, San Francisco, CA, USA, September 9–14, 2018.
- *S. Hettiarachchi, C. Weber, S. Ritter, and P.V. Grundler*, «Enhanced Catalysis by Platinum Nano-Dots in BWR IGSCC Mitigation and Dose Reduction», in: *Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC)*, EPRI, San Francisco, September 9–14, 2018.
- *S. Rowthu, P.V. Grundler, S. Ritter, B. Helmerston, and L. Oliver*, «Oxidation and Hydrogen Pickup Properties of Zircaloy Cladding Upon Deposition of Platinum Nanoparticles in Boiling Water Reactor Environment», in: *Topfuel 2018*, European Nuclear Society, Prag, September 30–October 04, 2018.

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] S. Ritter, P.V. Grundler, L. Veleva, G. Ledergerber, and R. Pathania, «Assessment of the Platinum Deposition Behaviour on Stainless Steel Surfaces in a Boiling Water Reactor Plant», *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 2017, 52(8), pp. 578–586.
- [4] P.V. Grundler, L. Veleva, and S. Ritter, «Formation and Deposition of Platinum Nanoparticles under Boiling Water Reactor Conditions», *Journal of Nuclear Materials*, 2017, 494, pp. 200–210.
- [5] 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.
- [6] 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.
- [7] S. Ritter, P.V. Grundler, and H.P. Seifert, «Project Proposal: NORA-III (Noble Metal Deposition in Boiling Water Reactors)», *AN-46-16-04, Report No. AN-46-16-04*, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, July 2016.
- [8] P.V. Grundler, S. Ritter, and L. Veleva, «SCC Mitigation in Boiling Water Reactors: Platinum Deposition and Durability on Structural Materials», in: *18th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors*, Paper No. 113402, Portland, OR, USA, August 13–17, 2017.
- [9] 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 Conference (NPC)*, Atomic Energy Society of Japan, Sapporo, Japan, October 26–31, 2014.
- [10] 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.
- [11] S. Rowthu, P.V. Grundler, S. Ritter, B. Helmersson, and L. Oliver, «Oxidation and Hydrogen Pickup Properties of Zircaloy Cladding Upon Deposition of Platinum Nanoparticles in Boiling Water Reactor Environment», in: *Proceedings of TopFuel Reactor Fuel Performance Conference*, Prague, Czech Republic, September 30–October 4, 2018.
- [12] 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.

PROBAB

Probabilistic Component Integrity Analyses

Author und Co-author(s)	M. Niffenegger, G. Qian, D. Mora, O. Costa, R. Mukin, M. Andreani and 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 investigates the advantages and shortcomings of probabilistic fracture mechanics (PFM) as a complement to deterministic fracture mechanics (DFM). 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 addition, probabilistic leak before break (LBB) analyses by considering active damage mechanisms, such as stress corrosion cracking and fatigue, are investigated.

In subproject I (SP I) «Study of PTS Transients with RELAP, GRS-MIX, TRACE and CFD», we evaluate different scenarios (small break (SB-), medium break (MB-) and large break (LB-) loss of coolant accidents (LOCAs), steam generator tube rupture (SGTR), main steam line break and stuck open pressurizer (PZR) relief valve scenarios, with different assumptions of emergency core cooling (ECC) availability, which could cause a PTS and consequently contribute to the risk of RPV failure. Based on these accident scenarios, the system codes TRACE and RELAP5 were used to calculate the transient thermal-hydraulic (TH) system behavior. For the first time a two phase flow computational fluid dynamics (CFD) simulation of a LBLOCA due to a 3832 cm² break in the hot leg (HL) gave a detailed insight into the dynamic behavior of the cooling plumes (up to 56 seconds) and showed that 5 seconds after the start of

the ECC injection, cooling water is detached from the inner RPV wall. Large fluctuations of the water temperature in the downcomer (DC) were observed.

In subproject II (SP II) «Probabilistic & deterministic Fracture Mechanics Analyses of RPVs», detailed structural mechanics calculations followed by PFM and DFM analyses based on the results from TH system simulations, were performed. The evaluated transient temperature distribution at the inner wall of the RPV during cooling water injection were used in the subsequent structural and fracture mechanics (FM) calculation, which, for the LBLOCA, showed large fluctuation of stress intensity factors (SIFs) leading to significant reload.

Subproject III (SP III) «Probabilistic Integrity Investigation of NPP Components under active Damage Mechanisms» is dedicated to the PFM assessment of a model nozzle in the primary loop a boiling water reactor (BWR) of a nuclear power plant (NPPs) by considering welding residual stresses (WRS) and intergranular stress corrosion cracking (IGSCC). Time dependent probabilities for leaks and leak rate and break sizes were calculated with the code PRO-LOCA and showed e.g. the influence of the inspection interval.

PSI is also contributing to a LBB Benchmark as well as to a extended finite element method (XFEM) Benchmark, both organized by OECD/CSNI.

1 Project goals

The RPV is exposed to fast neutron irradiation, leading to embrittlement of the ferritic RPV steel. This ageing mechanism is of utmost importance for the integrity of RPVs during normal operation as well as in case of emergency core cooling of PWRs. Therefore, a mandatory safety assessment aims to confirm the integrity of the RPV even in the presence of cracks in its weakest region, usually achieved by applying deterministic (DFM) and probabilistic (PFM) fracture mechanics (FM) methods. In DFM analysis, all involved parameters are seen as fixed conservative or best estimate values. Calculated stress intensity factors (SIFs) K_I of postulated cracks are then compared with the concerning fracture toughness K_{Ic} . A component is regarded as safe if 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. This shock-like cooling, in combination with the remaining pressure, causes high stresses in the RPV wall and the SIF of preexisting cracks could exceed the remaining fracture toughness, resulting in crack initiation and in the worst case in a brittle failure of the irradiated RPV.

Former analyses have shown that detailed PTS analyses are needed since e.g. non-uniform cooling due to cold water plumes may increase the stress intensity of postulated cracks significantly. A main goal of PROBAB was 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 former PISA project. Part of the

focus is put on the development towards more economical but sufficiently precise computational methods for the calculation of TH phenomena. 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 (SP).

In SP I the system behavior, initiated by different scenarios, is simulated in order to get the time dependent pressure and temperatures at the inner wall of the RPV for the whole transient. This was done with the system codes *TRACE* and *RELAP5*. However, *RELAP5* calculates axisymmetric temperature distribution only and does not consider local cooling caused by the so-called cooling plumes, which develop 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 the use of 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. As an alternative to the huge computational effort needed for CFD, the system code *TRACE* is upgraded to 3D capabilities and different scenarios were analyzed.

In SP II structural and DFM calculations are performed by means of the FEM. Additional PFM calculations are performed with the probabilistic code *FAVOR*. This code, based on analytical formulas for the calculation of SIFs in axi-symmetrically loaded cylinders, 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, *GRS-MIX* and *TRACE* 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 such as stress corrosion cracking (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

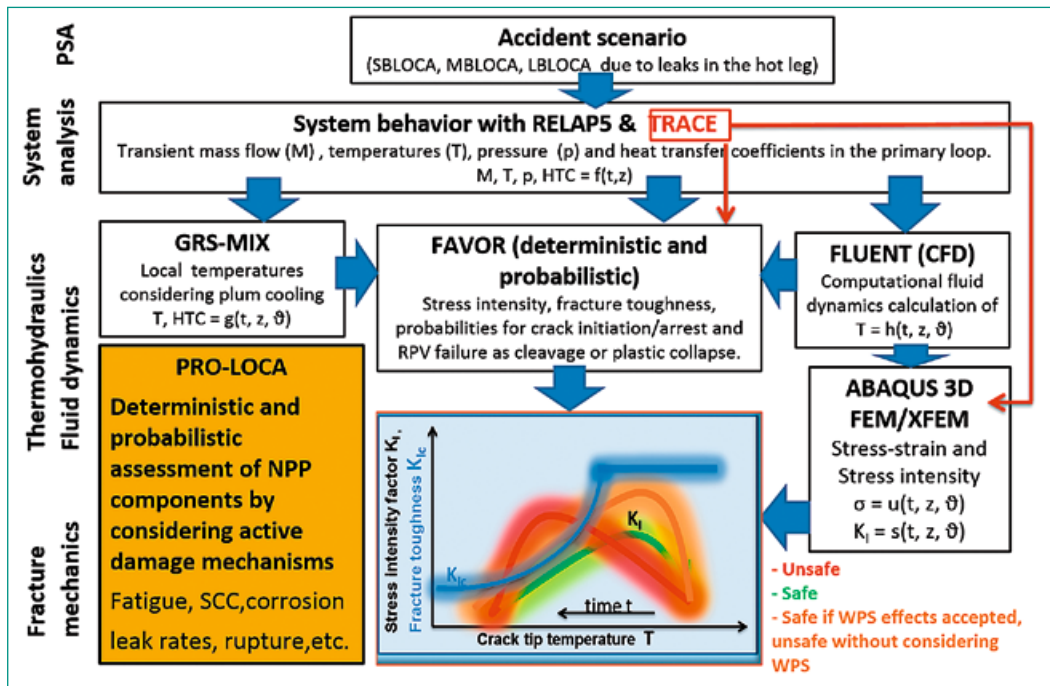


Figure 1: Interplay of numerical tools for PTS analyses

to avoid breaks of piping by detecting a leak before rupture or break and by taking appropriate countermeasures. Such methods help to assess the probabilities for the occurrence of leaks and their size and can help to define adequate inspection intervals. For such analyses the code *PRO-LOCA* is used.

2 Work carried out and results obtained

2.1 Computational fluid dynamics simulations

Calculations with *RELAP5* were performed for a variety of LOCA scenarios, including breaks in the hot leg (HL) and cold leg (CL). The calculations indicated that a break in the HL leads to lower temperatures in the downcomer, and thus it is likely to produce higher thermal shocks as in case of a CL break. Therefore, additional studies were conducted [1,2] to investigate the effect of the break size, selecting four values from 450 to 3832 cm², which represents the full cross sectional area of the HL pipe (LBLOCA). The calculations showed (Fig. 2) that in the LBLOCA scenario the largest primary water inventory loss and fluid temperature drop occur. Therefore, this transient was simulated in detail with CFD.

In the considered LBLOCA scenario, when reactor coolant system (RCS) pressure drops below 10 MPa,

two safety injection pumps (SIPs A and B) inject water into both loops through thin lines. The additional SIP D, which injects water into both loops when RCS pressure drops below 8.4 MPa and two accumulators, which are actuated below 5 MPa, supply ECC water through thicker lines. The entering points in the cold legs are located at the same distance from the RPV, but are opposed to each other. The computational domain for CFD calculations, as well as the positions of all SIPs and accumulator entries to the RPV, are given in Fig. 3a. The CFD model considers all details of the RPV relevant to the PTS scenario, and uses for the specification of initial and boundary conditions the results provided by the analysis with *RELAP5*. Unsteady-RANS CFD simulations were per-

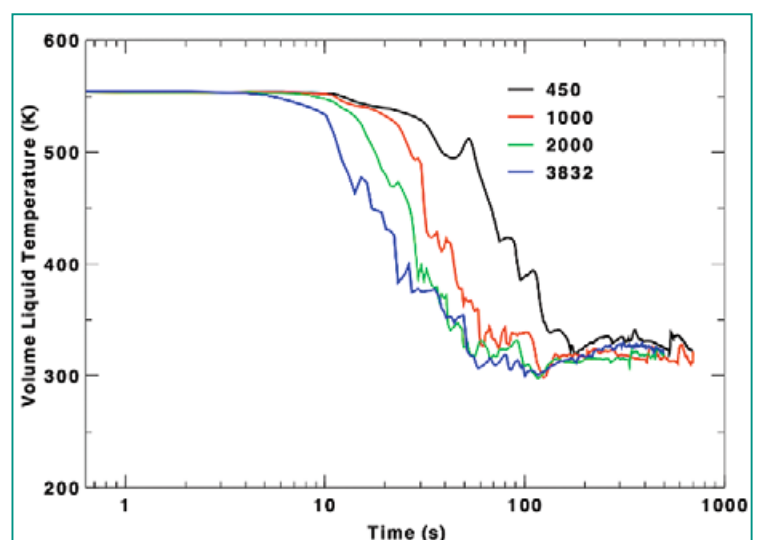


Figure 2: Fluid temperature in downcomer at core height for 450, 1000, 2000, 3832 cm² breaks.

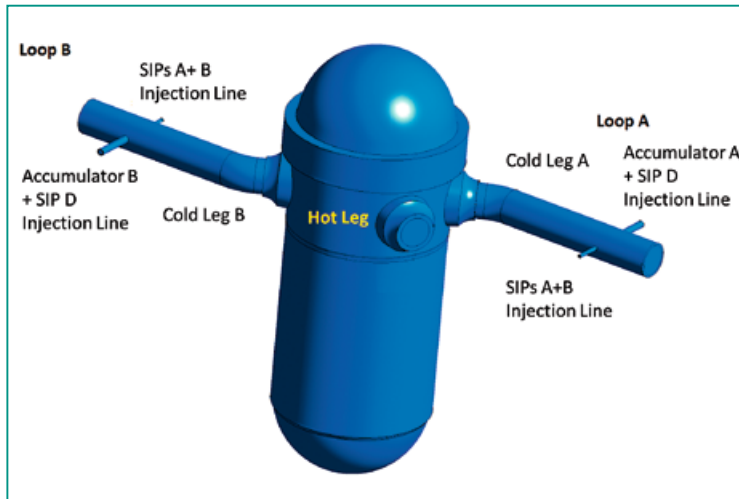


Figure 3a: Computational domain.

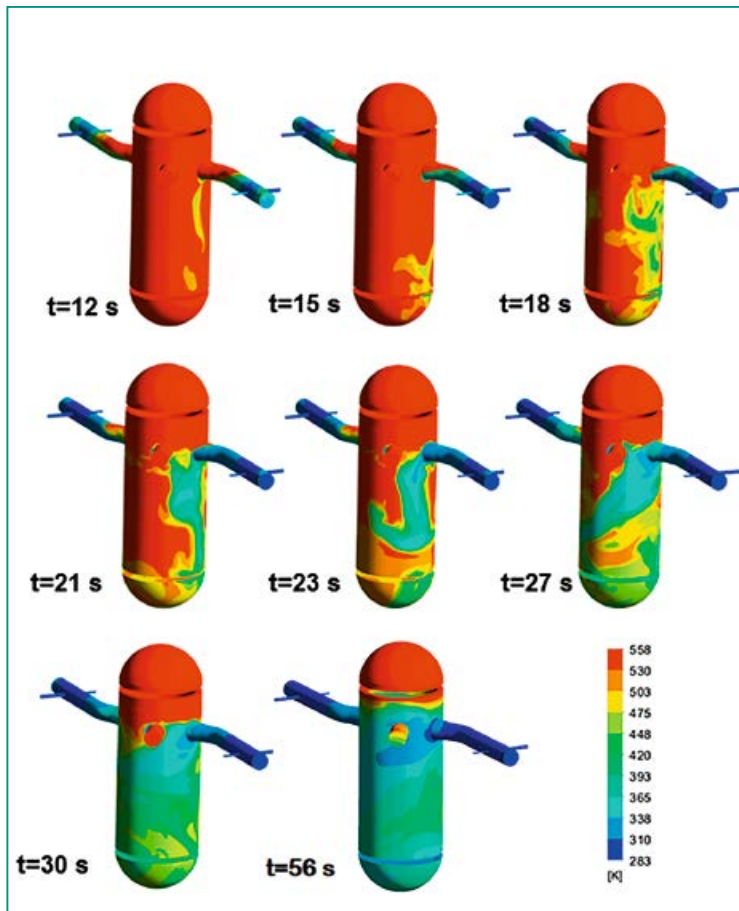


Figure 3b: temperatures on the inner side of the RPV wall.

formed with the ANSYS Fluent code. The details of geometry, models selection and the discussion of the transient up to 40 seconds have been reported in [2]. In this report, only the sequence of wall temperature distributions, which provide the results used as input for the thermal stress analysis are shown in Fig. 3b, with the calculation being extended to 56 s. Note that after 30 seconds of the transient, the cold legs are fully covered and the temperature field becomes stable and rather uniform.

2.2 Thermal-hydraulic analysis of PTS transients with system code TRACE

Computational Fluid Dynamics (CFD) is able to take into account the details of geometry and to predict multi-dimensional features of the mixing process between the emergency core cooling (ECC) injection and the primary hot water present in the cold legs and in the downcomer (DC). However, its application to the analysis of whole transients of several cracks is too expensive and therefore not realistic. We therefore compared the reference results from CFD with a 3D RPV model of the TH system code TRACE for three scenarios: SBLOCA, MBLOCA and LBLOCA published in [3, 4, 5]. The initial and boundary conditions for the analyzed cases are summarized in Tab. 1. A nodalization of the DC wall with 12 sectors, shown in Fig. 4, was used to calculate TH parameters needed for further thermal stress analysis with ABAQUS and FAVOR codes.

In the LOCA scenarios, the flow in the loops is assumed stagnant at the start of the ECC injection. The primary pressure and mass flow from the safety injection pumps (SIP) in each loop remains constant during the transient. The evolution of the average and minimum DC outer wall temperature for the case of SBLOCA transient is presented in Fig. 5. Both TRACE models (6 and 12 circumferential sectors) show higher average temperatures than in CFD due to low flow rate of the injection; CFD predicts that the cold water stratifies at the bottom of the cold leg. The TRACE model cannot predict such stratification and instead assumes perfect mixing of the liquid in the cold leg. This leads to a delay in the predicted time taken for the safety injection to reach the RPV inlet and warmer fluid entering the DC. In the MBLOCA scenario, ECC injection from the accumulator tank is significantly higher than in the SBLOCA and the agreement between the codes is better, see Fig. 6. A comparison between CFD and TRACE results for the selected cells below the cold leg is presented in Fig. 7. The minimum inner wall temperature (at core level) in CFD calculations is not located below the cold leg, as obtained in TRACE. In Fig. 7, an example of the inner wall temperature distribution at 102 seconds is presented, where the location of the minimum wall temperature is marked for both calculations CFD and TRACE. A shift of the minimum wall temperature position is explained by the asymmetry of the flow in the bent cold legs at the connection to the RPV;

it gives additional swirl momentum to the flow in the DC. TRACE predicts the location of the minimum wall temperature directly below the CL con-

nection to the RPV. The evolution of the minimum inner DC wall temperatures for CFD and TRACE are in good agreement with each other.

	SB-LOCA 3 cm ² HL-A		MB-LOCA 70 cm ² HL-A		LB-LOCA 3832 cm ² HL-A	
	Loop A	Loop B	Loop A	Loop B	Loop A	Loop B
Accumulator, [kg/s]	-	-	-	200	200	200
SIP, [kg/s]	12	12	80	80	80	80
Accumulator, T [°C]	-	-	-	10	10	10
SIP, T [°C]	30	30	30	30	30	30
Cold leg, [kg/s]	0	0	0	0	0	0
Initial pressure, [MPa]	9.8		6.9		6.9	
Initial temperature, [°C]	197		285		285	
RPV void fraction	0		0		1/except Low Plenum	

Table 1: Initial and boundary conditions for the analyzed cases.

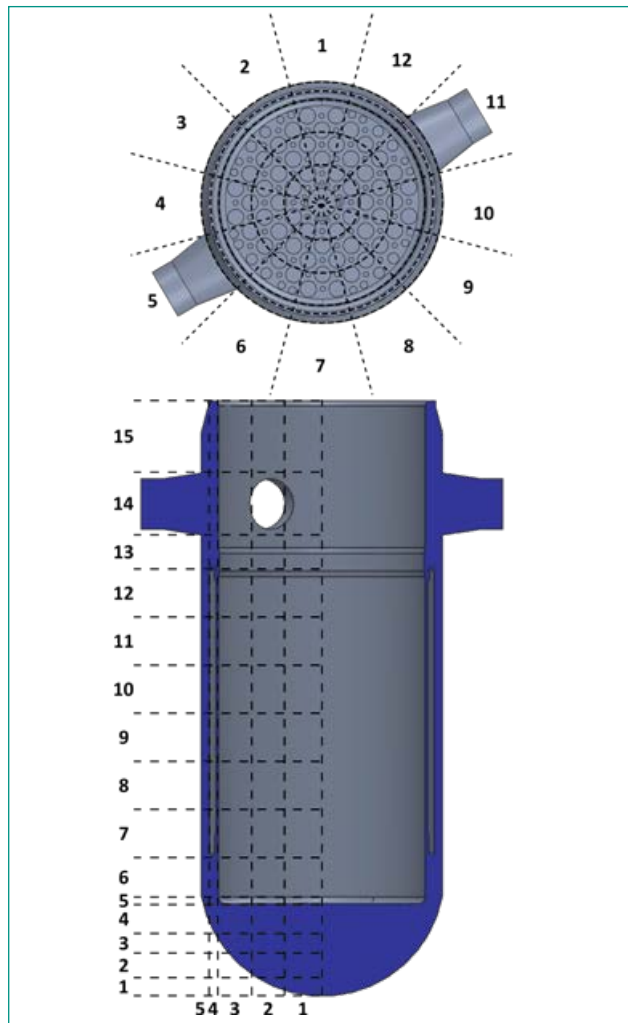


Figure 4: RPV model nodalization in TRACE with 15 axial, 5 radial and 12 circumferential sectors.

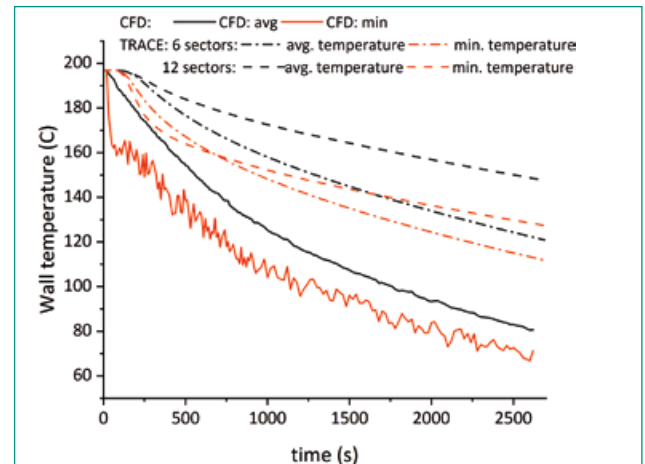


Figure 5: Evolution of the averaged and minimum wall temperatures over DC surface in case of SBLOCA transient

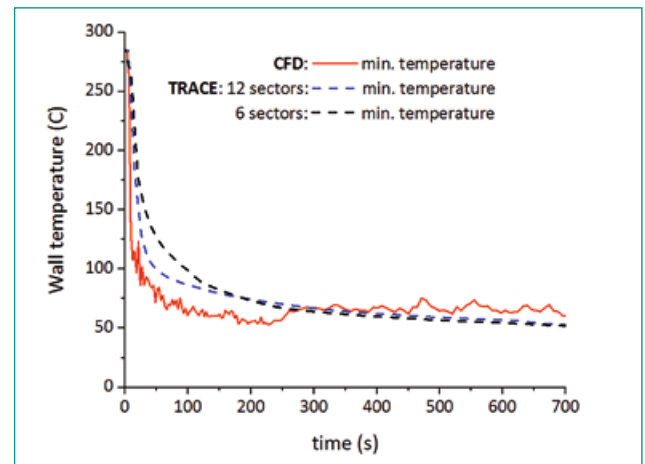


Figure 6: Evolution of the minimum wall temperatures at the DC surface, for a MBLOCA transient and a model with 6 and 12 circumferential sectors.

A comparison of the inner DC wall surface temperatures between RELAP5/GRS-MIX and TRACE for different elevations below the connection of CL to the RPV is shown in Fig. 8. Note that the system code RELAP5 in connection with GRS-MIX, consid-

ers the local cooling of the plume. GRS-MIX code conservatively assumed that ECC cold water injected directly to the RPV, whereas in TRACE model ECC injected cold water mixes in the cold leg and then enters to the RPV. Thus, DC wall surface tem-

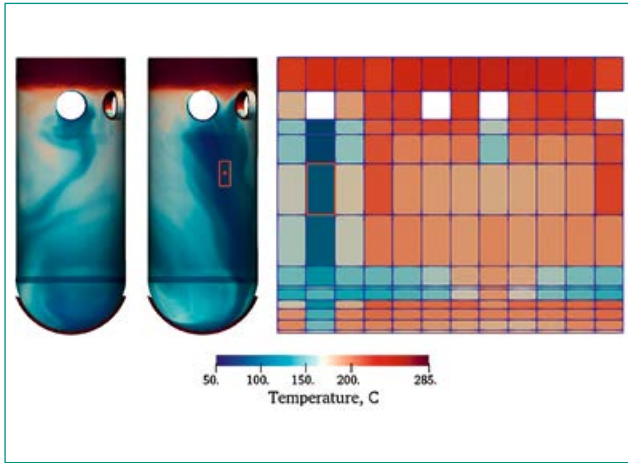


Figure 7. Snapshot of the inner wall temperature distribution at 102 s for MBLOCA transient. CFD result at the left and TRACE result at the right

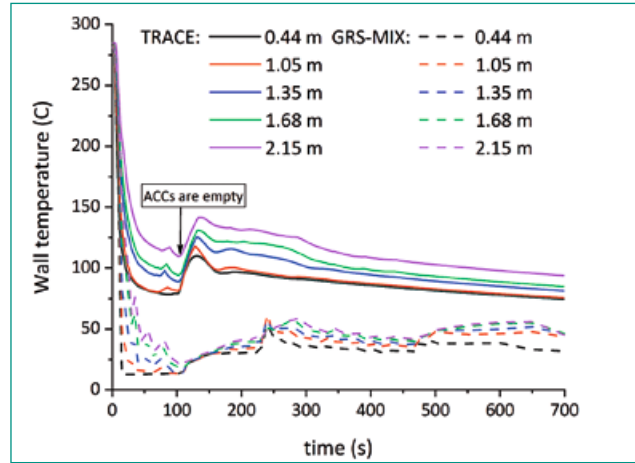


Figure 8: Evolution of the wall temperatures over DC surface below the CL-A at different elevation from the CL connection to the RPV for the LBLOCA transient.

temperatures obtained with TRACE are higher than with those from GRS-MIX. Cross comparison between different codes showed advantages and drawbacks in modelling PTS scenarios. The 3D vessel model in TRACE allows performing the screening analysis, but due to nodalization, propagation of the cold plume in the RPV is smeared over the large cells, see Fig. 7. However, comparison with CFD showed that in case of high flow rate injection (i.e. break sizes more than SBLOCA) TRACE results are in good agreement with CFD. Calculations with TRACE for the break sizes from 3 cm² up to guillo-

tine breaks in the hot leg or cold leg (total 50 cases) were performed and the concerning results transferred for the further stress analysis.

2.3 3D FEM modeling of crack initiation due to a PTS event (LBLOCA)

Structural and Fracture Mechanics (FM) analysis is performed with a 3D FEM model, based on the TH results calculated for a LBLOCA with a 3D TRACE model. The FM analysis is carried out for a postu-

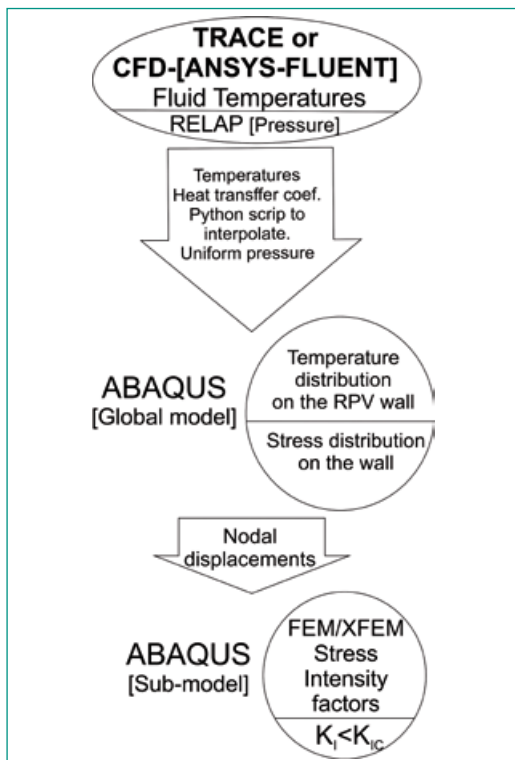


Figure 9: Multi-step scheme between thermal-hydraulic simulation with CFD-Fluent/TRACE and fracture mechanics analysis with ABAQUS-XFEM.

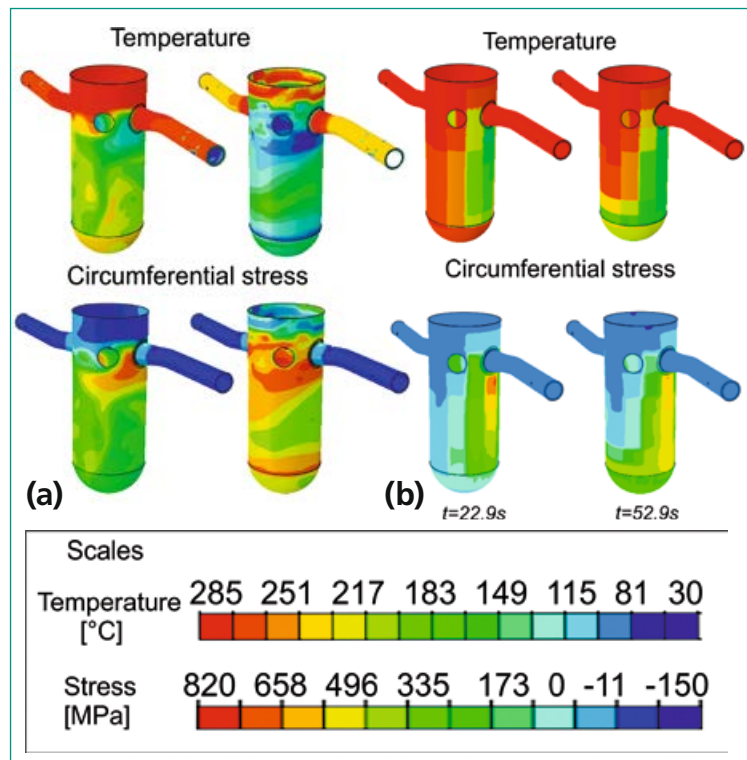


Figure 10: Wall temperatures and corresponding circumferential stresses at the inner RPV surface at times 22,9s and 52,9s after break initiation. (a) with input from CFD (b) with input from 3D TRACE.

lated semi-elliptic surface crack at the inner surface of the RPV.

For characterizing the fracture toughness of the material (K_{Ic}) at different temperatures, the ASME model (ASME, 1995) for $RT_{NDT} = 93^\circ$ is used. A sequence of simulations has to be performed as shown in the flow chart of Fig 9. For the TH analysis, two alternatives are applied: The ANSYS Fluent code (CFD), which considers two-phase flow, (steam and water) and alternatively 3D TRACE, which is a TH-system code being computationally less expensive than CFD. The temperature distribution, the heat transfer coefficients and pressure calculated by CFD or TRACE are thermomechanical loads and boundary conditions in the 3D FE-model in ABAQUS, to obtain the stress distribution in the RPV wall. Finally, the SIFs are calculated by a sub-model (SM).

Wall temperatures (calculated with CFD and TRACE) and the corresponding circumferential stresses at the inner RPV surface at times 22,9s and 52,9s after break initiation are shown in Fig. 10. CFD results show that the plume moves oscillatory in circumferential direction, while in TRACE results, the plume remains stable. The temperature calculated with CFD is given for 56.7s and with TRACE for 1052s. For the remaining time of the transient, a constant decrease to the temperature calculated by RELAP5 at 3000 seconds is assumed for the stress analysis, shown in detail in Fig. 11 for SM2, which is located within the plume at the inner RPV surface.

The circumferential and axial stress evolution is shown in Fig. 12(a) for SM2. The internal surface wall temperature evolution presents strong oscillations in the first phase of the transient; this is a result of the meandering motion of the plume during the filling up of the RPV with emergency cooling water. The internal surface wall temperature and stresses based on TRACE results evolve without oscillations (Fig. 12(a)).

In Fig. 12(b), K_I -temperature curves are presented for LBLOCA transients, calculated for an axial crack at location SM2. The SIF based on temperatures from CFD is fluctuating due to the oscillation of the plume around the location of the crack and reaches a maximum of $85 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{0.5}$. Note that the austenitic cladding was included in case of LBLOCA, which causes significant reduction of the SIF at the deepest point of the crack, located in the ferritic base material. The SIF calculated with temperatures from TRACE at location SM2 reaches a maximum value of $74 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{0.5}$. How-

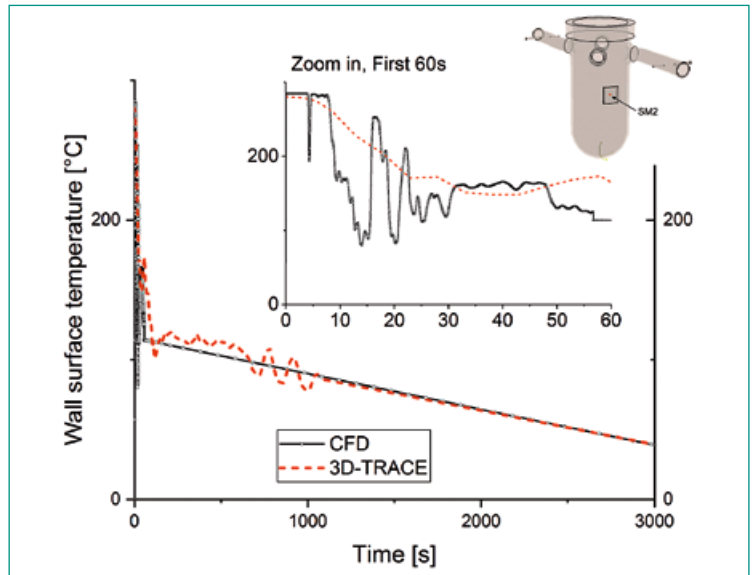


Figure 11: Wall temperature history at the inner RPV surface in the location SM2 using CFD and TRACE input.

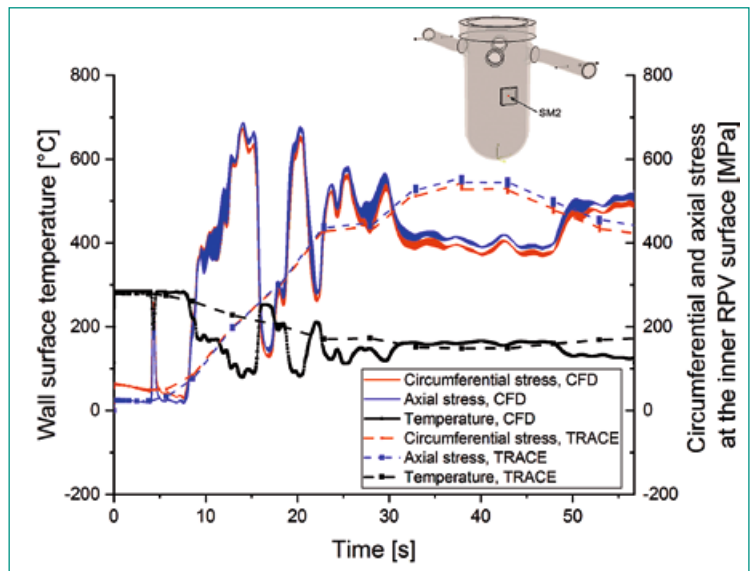


Figure 12 (a): Wall temperature, circumferential and axial stress histories at the inner RPV surface at the location SM2 for the LBLOCA transient (First 60s).

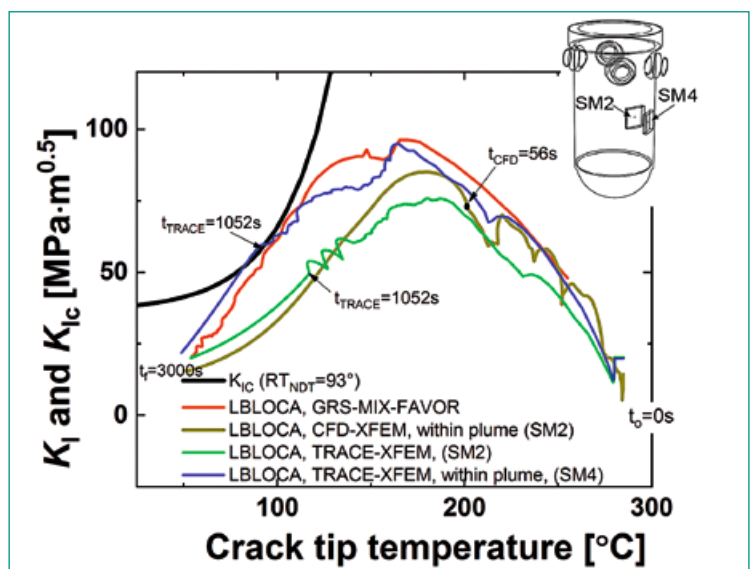


Figure 12(b): SIF during LBLOCA, within the plume in the deepest location of the axial crack vs crack tip temperature for CFD-XFEM, TRACE-XFEM at SM2 and SM4.

ever, in TRACE the plume is stable directly below and in-line with the inlet. Therefore, an additional location (SM4) directly below the inlet is analysed and showed a maximum SIF of 94.4 MPam^{0.5}. A more conservative calculation using GRS-MIX-FAVOR results in a maximum SIF of 96.3 MPam^{0.5}. The comparison of SIFs calculated based on FAVOR+GRS-MIX and CFD-XFEM shows large differences. In terms of the safety margin, GRS-MIX-FAVOR and TRACE-XFEM present a very small margin while CFD-XFEM shows large safety margins.

2.4 PFM analyses of PTS scenarios with the FAVOR code

The TH data generated with the 3D/RPV TRACE is employed to assess different PTS scenarios, initi-

ated by HL and cold CL breaks, within a probabilistic fracture mechanics (PFM) framework using the FAVOR code. Screening of the RPV inner surface temperature $T_w(r_i)$, allows for PTS studies inside the cold water plume, (below the CL nozzle, and in the middle of the core's height).

Below the CL nozzles, the RPV inner surface experiences the fastest temperature drop (see Fig. 13), which indicates a more severe thermal shock and, as a consequence, higher thermal stresses and SIFs than in any other part of the vessel. The RPV is analyzed in the middle of the beltline (in axial direction), due to its expected higher embrittlement compared to the region close to the CL nozzle with a more severe temperature drop (see Fig. 14).

A rather wide variability in the SIF (K_I) vs crack tip temperature curves can be observed in Fig. 15 for a postulated semi-elliptical surface-breaking crack with depth to wall thickness ratio of $a/th=0.1$ and aspect ratio $2c/a=6$. The curves are indeed very dependent on the PTS scenario and, in some cases, K_I may be well expected to exceed the ASME fracture toughness curve, which here is based on $RT_{NDT}=93^\circ\text{C}$, the limiting value in Switzerland.

The RPV beltline region is composed of two rings and one weld where different crack densities and morphologies are assumed from U.S. plant data. In the PFM analyses, the crack density, orientation, depth and aspect ratio as well as material properties such as RT_{NDT} , K_{IC} and K_{Ia} are considered as random variables. The calculations with the FAVOR code consider warm pre-stress effects (WPS), the possibility of crack initiation-growth-arrest and ductile tearing, in addition to brittle, fracture mode. However, weld-residual stresses (WRS) in the RPV wall are not considered.

The PFM results in Tab. 2 include the conditional probabilities of initiation (CPI) and failure (CPF). CPI is understood as the likelihood for existing cracks to start growing in the embrittled RPV beltline material while CPF is the likelihood of through-wall crack development, i.e., RPV failure. The zero probability scenarios are shaded in green color while yellow and red colors represent, respectively, the finite (>0) initiation and failure probabilities. The results show that HL breaks yield higher probabilities than CL breaks. The 38cm² and 1533cm² breaks are exceptions where the very specifics of the transients may play an important role in the obtained probabilities.

Nevertheless, HL breaks are expected to be more challenging for RPV integrity under PTS events.

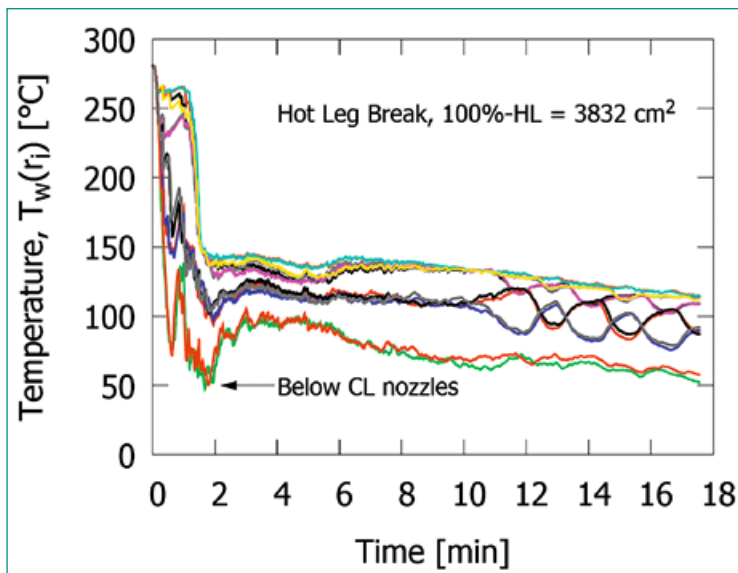


Figure 13: Wall surface temperatures for different circumferential positions at the middle of the RPV beltline's height

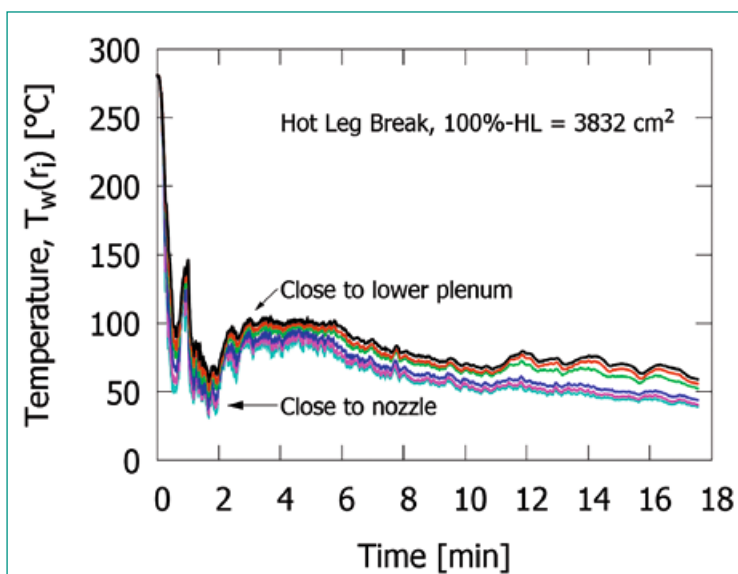


Figure 14: Wall surface temperatures for different axial positions below the CL nozzle

CL breaks						HL breaks					
Break Size	15 cm ²	38 cm ²	77 cm ²	153 cm ²	307 cm ²	Break Size	15 cm ²	38 cm ²	77 cm ²	153 cm ²	307 cm ²
CPI	0.00E+00	1.54E-02	2.28E-04	1.03E-06	0.00E+00	CPI	5.32E-07	8.27E-04	1.18E-02	3.39E-05	2.27E-03
CPF	0.00E+00	5.14E-05	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	CPF	6.94E-09	3.67E-08	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Break Size	383 cm ²	460 cm ²	613 cm ²	766 cm ²	1533 cm ²	Break Size	383 cm ²	460 cm ²	613 cm ²	766 cm ²	1533 cm ²
CPI	2.62E-06	2.35E-03	5.45E-04	2.14E-05	2.64E-03	CPI	7.42E-04	3.96E-04	3.01E-03	1.74E-03	1.15E-03
CPF	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	CPF	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00
Break Size	2299 cm ²	3066 cm ²	3832 cm ²	GB		Break Size	2299 cm ²	3066 cm ²	3832 cm ²	GB	
CPI	7.86E-03	1.38E-02	1.13E-02	1.04E-02		CPI	3.20E-02	2.98E-02	4.17E-02	7.56E-03	
CPF	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00		CPF	1.19E-13	3.32E-10	7.44E-15	0.00E+00	

Table 2. Conditional probabilities of initiation (CPI) and failure (CPF) for the CL and HL break PTS scenarios. (Green) CPI=CPF=0, (yellow) CPI>0, (red) CPF>0.

The rather low failure probabilities in Tab. 2 (red color) combined with the probabilities of HL and CL break events (estimated to be in the order of 10⁻⁶ to 10⁻³ per year) ensure a very low total RPV failure probability per year.

The results of the LBB assessment in Fig. 20 are given in terms of probabilities for through-wall-crack development, i.e., leakage (TWC, in blue) and rupture (in red) probabilities. The distance between TWC and rupture probabilities indicates the

2.5 Probabilistic leak-before-break analysis of a feed water nozzle considering intergranular stress corrosion cracking and welding residual stresses

A leak before break (LBB) assessment of a boiling water reactor feed water nozzle, joined to the piping via a dissimilar metal weld with alloy 82/182 was performed with the PRO-LOCA code, developed within the PARTRIDGE program [6]. The nozzle, with an outer diameter of 374 mm and 28 mm thickness, is subjected to high purity normal water chemistry conditions, deadweight, thermal and seismic loads as well as to the WRS profile shown in Fig. 16. These conditions make the nozzle susceptible to stress corrosion cracking (SCC). The model implemented in PRO-LOCA shown in Fig. 17, includes circumferential cracks in a DMW cross section, which fits the case requirements just described.

The PRO-LOCA code considers the main stages in the lifetime of a crack in a pipe relevant for LBB assessment (see Fig. 18): from initiation to leakage, pipe rupture, in-service inspections and leakage detection systems. The in-service inspections are performed every 3 years with the probability of detection curve (POD) depicted in Fig. 19 [7]. A leak detection system of 10 gpm is supposed to be available in the plant. Cracks are assumed to initiate following U.S. surveillance data of fabrication as well as a Poisson arrival process with a rate of 0.01 cracks/year and inch of susceptible material, which allows for multiple crack initiation. The analyses are performed for a time span of 40 years.

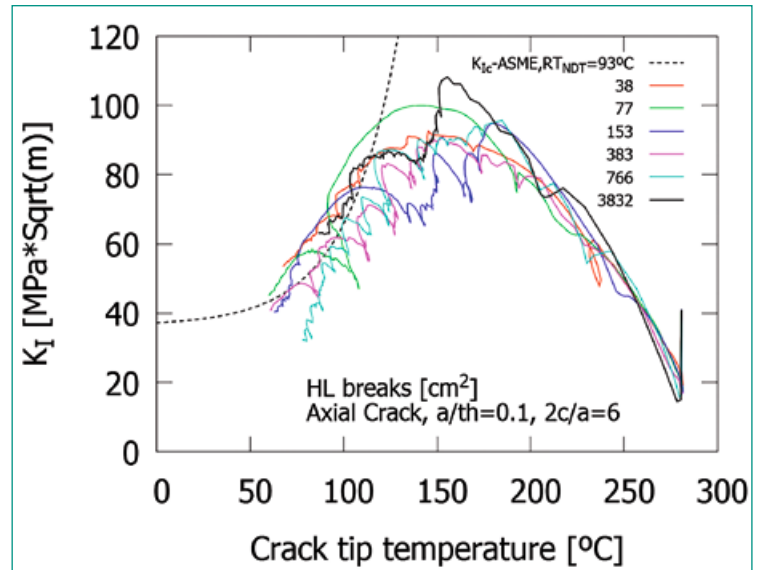


Figure 15: Stress intensity factor curves (K_I) vs crack tip temperature compared to fracture toughness (K_{Ic}) for selected PTS scenarios

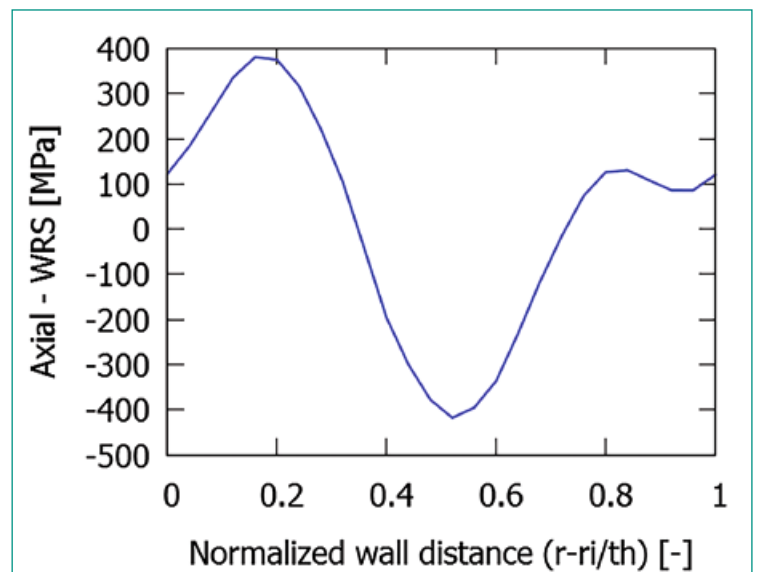


Figure 16: Weld residual stresses in the dissimilar metal weld

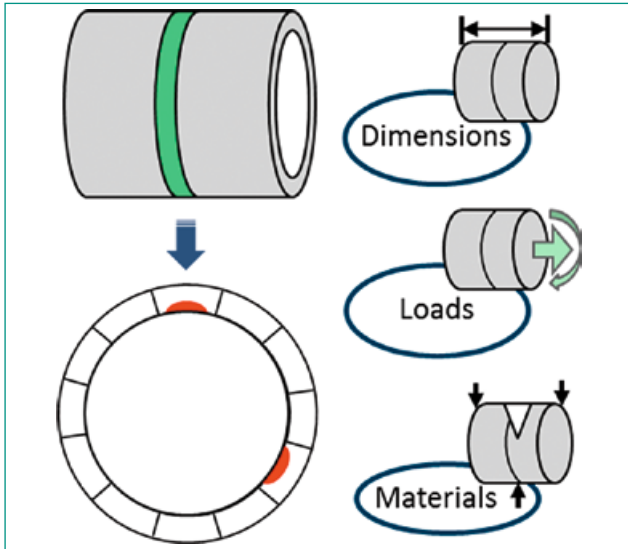


Figure 17: Model in PRO-LOCA: a dissimilar metal weld cross-section with circumferential cracks.

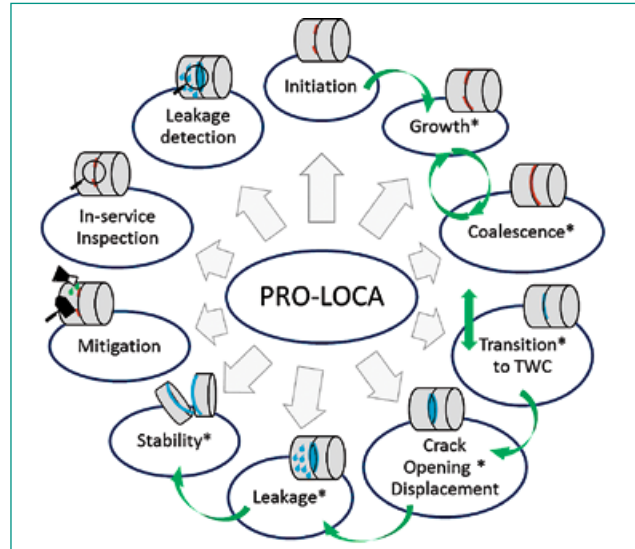


Figure 18: Modules in the PRO-LOCA code (*deterministic)

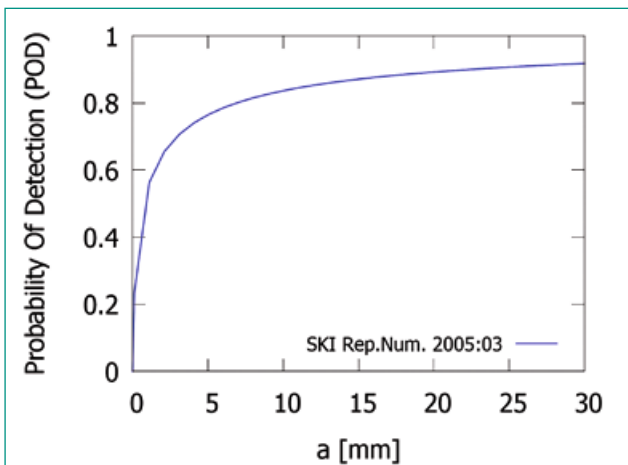


Figure 19: Probability of detection curves.

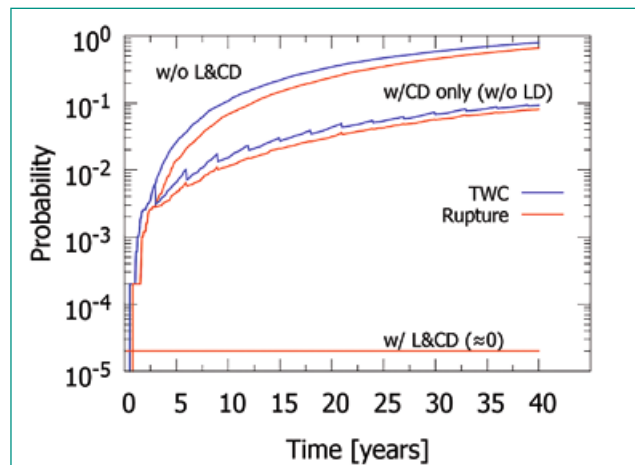


Figure 20: LBB assessment with the PRO-LOCA code

successful detection of leakage before pipe rupture (LBB).

The probabilities shown in Fig. 20 for the system without leak and crack detections (w/o L&CD) are significantly higher than with leak detection. Although rupture probability is always lower than TWC probability, both are very close to each other meaning that SCC damage produces fast rupture of the piping soon after leakage initiates. The probabilities of the system with only crack detection (w/CD, w/o LD) are lower. One can note the effect of in-service inspections in the decrease of the TWC probability curve every 3 years. Crack detection is not enough to increase the distance between TWC and rupture probabilities. A safe margin between these probabilities is ensured via the 10 gpm leak detection system, which yields zero rupture probabilities.

3 International Cooperation

In the frame of the project PROBAB we are represented in the International **G**roup of **R**adiation **D**amage **M**echanisms in Pressure Vessel Steels (IGRDM), the European Network of Excellence NUGENIA (**N**uclear **G**ENERation II & III **A**ssociation), the **E**uropean **T**echnical **S**afety **O**rganisations **N**etwork (ETSON) and the PARTRIDGE II consortium (**P**robabilistic **A**nalysis as a **R**egulatory **T**ool for **R**isk-**I**nformed **D**ecision **G**uidance – Phases I&II).

4 Assessment 2018 and Perspectives for 2019

The main outcome of an extensive TH screening analysis of PTS transients with system code TRACE is that a large break LOCA in either the CL or HL leads to severe PTS conditions. Other analyzed

transients, e.g. small break LOCA, stuck-open PZR-RV valves and steam generator tube rupture, is not severe enough to contribute significantly to the PTS. However, in probabilistic integrity assessment other transients, i.e. stuck-open PZR-RV valve, with higher probability of occurrence may appear to be more relevant.

Additional TH analyses with 2-phase (water-vapor) CFD of PTS due to a LBLOCA in the HL of the model LWR up to 56s after the injection of emergency cooling water showed large fluctuations of the temperatures at the RPV wall. These fluctuations are reflected in the SIFs calculated with the FEM. Fracture mechanics calculations have shown that a combination of Relap5/GRS-MIX TH analyses yield in general conservative thermal boundary conditions.

LBB analysis using the *PRO-LOCA* code allowed calculation of crack opening area, fluid leak rate, probabilities of surface crack initiation, leak initiation and pipe rupture with considering of active ageing have shown the influence of inspection intervals and leak detection facilities on LBB probabilities. It also became clear that the existing tools for considering active damage mechanisms in probabilistic integrity assessments need further development.

Comparison of results from TRACE with those of CFD and Relap5/GRS-MIX have shown the advantage and disadvantage of the different tools and the scatterband/uncertainty that has to be expected. Therefore, the main goals of the project are achieved.

The comparison of the whole set of analyses with different numerical tools have shown the scatter-band in the corresponding results, this confirms the benefit of probabilistic PTS analyses.

5 Publications

- Qian, G., González-Albuixech, V.F., Niffenegger, M. Effects of embedded cracks and residual stresses on the integrity of a reactor pressure vessel (2018), *Engineering Failure Analysis*, 90, pp. 451–462.
- Qian, G., Lei, W.-S., Niffenegger, M. A new local approach model for cleavage fracture in ferritic steels and its validation (2018), *MATEC Web of Conferences*, 165, art. no. 22035.
- Qian, G., Cao, Y., Niffenegger, M., Chao, Y.J., Wu, W. Comparison of constraint analyses with global and local approaches under uniaxial and

biaxial loadings (2018), *European Journal of Mechanics, A/Solids*, 69, pp. 135–146.

- Qian, G., Lei, W.-S., Peng, L., Yu, Z., Niffenegger, M. Statistical assessment of notch toughness against cleavage fracture of ferritic steels (2018), *Fatigue and Fracture of Engineering Materials and Structures*, 41 (5), pp. 1120–1131.
- Qian, G., Lei, W.-S., Niffenegger, M., González-Albuixech, V.F. On the temperature independence of statistical model parameters for cleavage fracture in ferritic steels (2018), *Philosophical Magazine*, 98 (11), pp. 959–1004.
- Qian, G., Niffenegger, M., Sharabi, M., Lafferty, N. Effect of non-uniform reactor cooling on fracture and constraint of a reactor pressure vessel (2018), *Fatigue and Fracture of Engineering Materials and Structures*.
- R Mukin, I Clifford, H Ferroukhi, M Niffenegger «Pressurized Thermal Shock (PTS) transient scenarios screening analysis with TRACE», 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26).

6 References

- [1] ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2016.
- [2] ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017.
- [3] González-Albuixech, V.F., Qian, G., Sharabi, M., Niffenegger, M., Niceno, B., Lafferty, N. Comparison of PTS analyses of RPVs based on 3D-CFD and RELAP5 (2015), *Nuclear Engineering and Design*, 291, pp. 168–178.
- [4] Sharabi, M., González-Albuixech, V.F., Lafferty, N., Niceno, B., Niffenegger, M. Computational fluid dynamics study of pressurized thermal shock phenomena in the reactor pressure vessel (2016), *Nuclear Engineering and Design*, 299, pp. 136–145.
- [5] Jaros M., Computational Fluid Dynamics Study of Pressurized Thermal Shock Transients in the Reactor Pressure Vessel (2017), Master Thesis.
- [6] P. Scott, R. Kurth, A. Cox, R. Olson, D. Rudland, «Development of the PRO-LOCA Probabilistic Fracture Mechanics Code, MERIT Final Report», Rep. Num. 2010:46, 2010.
- [7] T. Jelinek, L. Tidstrom, B. Brickstad, «Probability of detection for the ultrasonic technique according to the UT-01 procedure», SKI Rep. Num. 2005:03, Stockholm, Sweden, 2005.

IMPACT III – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff ¹⁾ , S. Ghadimi ²⁾ , F. Riesner ¹⁾ , C. Schneeberger (ENSI), F. Stangenberg ¹⁾
Beauftragte Institution	¹⁾ Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland, ²⁾ Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
Adresse	¹⁾ Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum ²⁾ Forchstrasse 395, CH-8032 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49 (0)234 96 130 30, borgerhoff@stangenberg.de, www.stangenberg.de
Dauer des Projekts	2012 bis 2018

ZUSAMMENFASSUNG

Für das Projekt IMPACT III («Impact of an aircraft against a structure»), das vom «VTT Technical Research Centre of Finland» organisiert wird, war nach ursprünglicher Planung eine Laufzeit von 2012 bis 2014 vorgesehen. Infolge des Umzugs in eine neue Testhalle und zeitaufwändiger Versuchsplanungen haben sich beim Projekt grosse Verzögerungen ergeben, so dass es erst 2018 abgeschlossen wurde. Das Projekt IMPACT III beschäftigt sich mit dem Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie bei einem Flugzeugabsturz auftreten. Die Zielsetzung des Versuchsprogramms besteht darin, Verbesserungen bei der Simulation solcher Anprall-Szenarien mit Berechnungsprogrammen zu erreichen. Als Grundlage hierfür sind Impact-Versuche mit Variation zahlreicher Versuchsparameter durchgeführt worden. Neben der Untersuchung des mechanischen Widerstandes im Grenzzustand der Tragfähigkeit werden auch die Erschütterungweiterleitung und die Dämpfung unter Berücksichtigung nichtlinearen Verformungsverhaltens untersucht.

Das Projekt wurde in den Erfahrungs- und Forschungsberichten der letzten sechs Jahre bereits ausführlich behandelt. Deshalb konzentriert sich der vorliegende Bericht auf die im

Jahr 2018 durchgeführten Versuche und die begleitend erfolgten rechnerischen Simulationen. Aus demselben Grund werden auch Modellabbildungen sowie Berechnungsverfahren nur soweit erforderlich erläutert.

Im Rahmen von IMPACT III wurden 2018 sechs Einzelversuche bei VTT in Finnland durchgeführt, und zwar fünf Versuche zur Untersuchung der Auswirkungen von flüssigkeitsgefüllten Projektilen («Liquid effect tests» L6 bis L10) und ein Versuch zum Studium des kombinierten Biege-/Durchstanzverhaltens infolge Weichgeschoss-Anpralls («Combined bending and punching test» X12). Zudem wurden zwei so genannte «Force plate»-Tests zur Untersuchung des Beulverhaltens von Projektilen mit grösserem Durchmesser durchgeführt.

Im vorliegenden Bericht wird zum einen über den im Rahmen von IMPACT III im Berichtsjahr durchgeführten Versuch X12 und die zugehörigen rechnerischen Simulationen mit den Programmen SOFISTiK [1] und LS-DYNA [2] berichtet. Weiterhin werden die bereits im Forschungsbericht 2017 dokumentierten Berechnungen zu den Tests X11 und X13 von Stangenberg und Partner mit SOFISTiK [1] um Berechnungsergebnisse aus den von Basler & Hofmann durchgeführten Simulationen mit LS-DYNA [2] ergänzt und die Rechenwerte den Versuchsergebnissen gegenübergestellt. Er-

gänzend werden die aus dem Projektverhalten in den letzten drei Tests der X-Serie hervorgegangenen Erkenntnisse beschrieben.

Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) und Basler & Hofmann (B&H) mit unterstützender Begleitung durch Principia Ingenieros Consultores (PRINCIPIA) an dem Projekt IMPACT III.

Projektziele

Das Ziel des Projektes IMPACT III besteht darin, experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeugs auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten. Mit der Beteiligung an dem Projekt 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. Auf Basis von Versuchen zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonstrukturen lassen sich zudem die Methoden zur Ermittlung der Sekundäreinwirkungen auf anlagentechnische Komponenten überprüfen.

Das ENSI festigt und erweitert durch die Teilnahme an dem Projekt IMPACT III das Know-how zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen bei Stossbelastungen und der durch diese Ein-

wirkungen hervorgerufenen Erschütterungen anlagentechnischer Komponenten. Zum Erhalt der Fachkompetenz trägt auch der regelmässige Austausch zu dieser Thematik mit den Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder bei.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Durchführung der Tests X11, X12 und X13

Die Versuche zu den Tests X11 bis X13 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 wesentlichen Daten der Versuche X11 bis X13 und diejenigen der zugrunde gelegten Referenzversuche X3 und X8 sind in Tabelle 1 zusammengestellt. Die Versuche X11 und X13 wurden im November 2017 und der Versuch X12 im März 2018 durchgeführt.

Tabelle 1:
IMPACT III, Daten der
Tests X11 bis X13,
Quelle: VTT

Test		X8	X11	X12	X3	X13
Plattendicke	[m]	0,25	0,25	0,25	0,25	0,25
Plattenabmessung	[m]	2,087 x 2,087	2,087 x 2,087	2,087 x 2,087	2,087 x 2,087	2,087 x 2,087
Spannweite	[m]	2,0 x 2,0	2,0 x 2,0	2,0 x 2,0	2,0 x 2,0	2,0 x 2,0
Biegebewehrung	[cm ² /m]	∅ 10 mm, c/c 90 mm, oben und unten → 8,7	∅ 10 mm, c/c 90 mm, oben und unten → 8,7	∅ 10 mm, c/c 90 mm, , oben und unten → 8,7	∅ 10 mm, c/c 90 mm, , oben und unten → 8,7	∅ 8 mm, c/c 90 mm, , oben und unten → 5,6
Form der Schubbewehrung		Stäbe mit Endhaken	Stäbe mit Endhaken	Stäbe mit Endhaken	geschlossene Bügel	geschlossene Bügel
Schubbewehrung	[cm ² /m ²]	∅ 8 mm, c/c 160 mm / 90 mm → 34,9	∅ 8 mm, c/c 160 mm / 90 mm → 34,9	∅ 8 mm, c/c 160 mm / 90 mm → 34,9	∅ 6 mm, c/c 180 mm / 180 mm → 17,45	∅ 6 mm, c/c 180 mm / 180 mm → 17,45
Betondruckfestigkeit	[MPa]	≈ 58	≈ 58	≈ 58	≈ 58	≈ 58
Betonzugfestigkeit	[MPa]	≈ 3,5	≈ 3,5	≈ 3,5	≈ 3,5	≈ 3,5
Anprallgeschwindigkeit	[m/s]	167	132	167	142,7	142,7
Projektilwandstärke	[mm]	6,35	6,35	4,78	6,35	6,35
Projektildurchmesser	[mm]	219,1	219,1	355,6	219,1	219,1
Projektilmasse	[kg]	50	80	50	50	50
Impuls	[kN s]	8,35	10,56	8,35	7,14	7,14
Energie	[kJ]	697	697	697	509	509



Abbildung 1: Test X11, Rissbild auf der Plattenrückseite (links) und deformiertes Projektil (rechts), Quelle: VTT

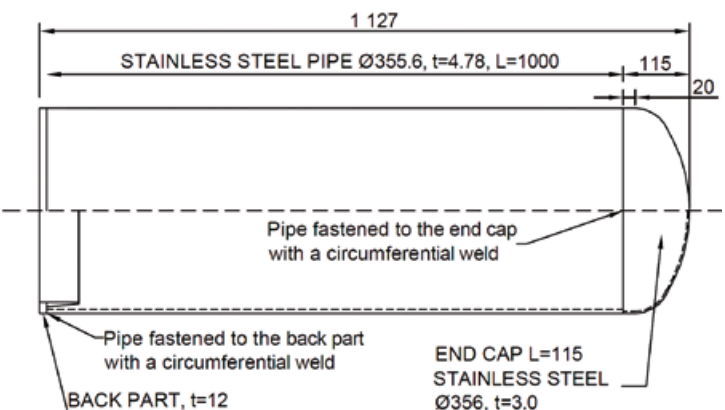


Abbildung 2: Test X12, Rissbild auf der Plattenrückseite (links), deformiertes Projektil (oben rechts) und Projektilgeometrie (rechts), Quelle: VTT

Die Zielsetzung der Tests X11 und X12 bestand darin, den Einfluss verschiedener Projektil-Parameter auf das Biege- und Durchstanzverhalten der Versuchsplatten unter Stossbelastungen zu untersuchen. Im Test X13 sollte dem Einfluss eines kleineren Biegebewehrungsquerschnitts nachgegangen werden. Für die Tests X11 und X12 ist Test X8 als Referenzversuch gewählt worden. Test X13 basiert auf Test X3 als Referenzversuch. Die Schubbewehrung wurde jeweils in Übereinstimmung mit den Referenzversuchen ausgeführt, d. h. in den Tests X11 und X12 in Form von Stäben mit Endhaken und im Test X13 als geschlossene Bügel.

Für Test X11 wurde unter Beibehaltung des Biegebewehrungs- und Schubbewehrungsquerschnitts eine Erhöhung des Anprallimpulses gegenüber Test X8 angestrebt. Um dieses Ziel zu erreichen, wurde die Masse des Projektils von 50 kg auf 80 kg erhöht und zugleich die Anprallgeschwindigkeit von 167 m/s auf 132 m/s reduziert, so dass die aufgewendete Energie mit dem Referenzversuch übereinstimmt. Der sich daraus ergebende Impuls von 10,56 kN s übersteigt den im Test X8 realisierten Impuls um etwa 26 %. Abweichend von den in der Vergangenheit durchgeführten Tests zeigten sich bei dem Projektil des Tests X11 keine Faltun-



Abbildung 3: Test X13, Rissbild auf der Plattenrückseite (links) und deformiertes Projektil (rechts), Quelle: VTT

gen der Projektilwandung sondern ein Aufreißen des Geschosses in Längsrichtung mit Entstehung von fünf nach aussen gerollten Wandsegmenten. Abbildung 1 zeigt das Rissbild der Versuchsplatte auf der Rückseite und das deformierte Projektil nach dem Versuch.

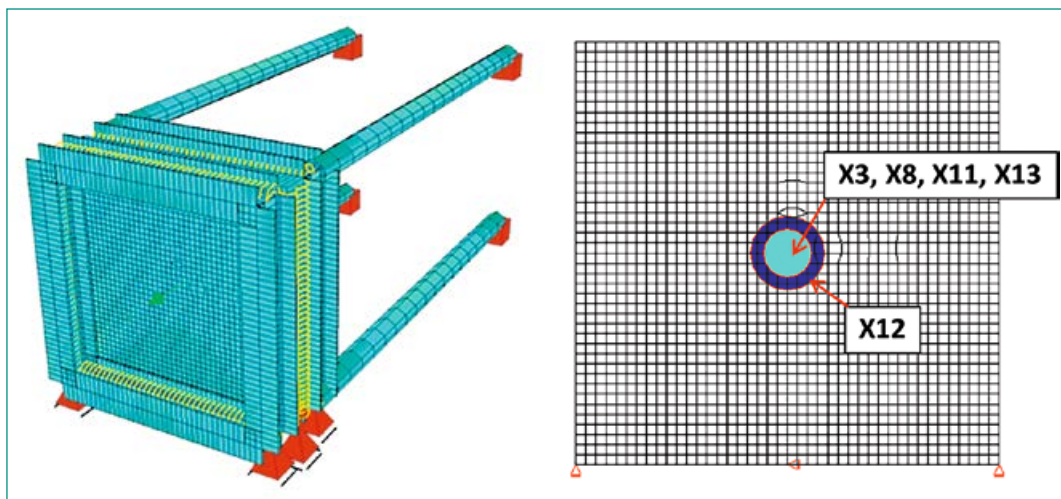
Für Test X12 wurde der Durchmesser des Projektils im Vergleich zu Test X8 von 219,1 mm um 62 % auf 355,6 mm erhöht. Die Wandstärke des übereinstimmend 50kg schweren Projektils wurde zugleich von 6,35 mm auf 4,78 mm reduziert. Aus den zuvor durchgeführten Tests X11 und X13 war bekannt, dass die Geschosse infolge des Anpralls in Längsrichtung aufgerissen waren, vgl. Abbildung 1. Um dieses unerwünschte Verhalten im Test X12 zu verhindern, wurde das Projektil im Bereich der Endkappe zusätzlich mit einem angeschweißten 50 mm breiten Stahlband verstärkt, siehe Abbildung 2 rechts. In Abbildung 2 sind weiterhin das Rissbild auf der Plattenrückseite und das deformierte Projektil mit seinen charakteristischen Faltungen infolge des Geschossanpralls dargestellt.

Im Test X13 wurde unter Beibehaltung des Schubbewehrungsquerschnitts von $17,45 \text{ cm}^2/\text{m}^2$ die Biegebewehrung im Vergleich zu Test X3 mit Stäben $\varnothing 8 \text{ mm}$ ausgeführt, womit ein Bewehrungsquerschnitt von nur 64 % desjenigen in Test X3 (Stäbe $\varnothing 10 \text{ mm}$) erzielt wurde. In Abbildung 3 sind das Rissbild auf der Plattenrückseite und das durch den Anprall in gleicher Weise wie in Test X11 aufgerissene Projektil dargestellt. Auf die möglichen Ursachen für dieses von den früheren Versuchen abweichende Projektilverhalten wird am Ende dieses Jahresberichts eingegangen.

Berechnungsmodelle für die Tests X11 bis X13

Bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017 wurden Vorausberechnungen zu den Tests X11 bis X13 mit dem schon für frühere Versuche entwickelten SOFiSTiK-FE-Modell vorgestellt. In diesem Berechnungsmodell ist die Versuchsplatte mittels ebener mehrschichtiger Schalenelemente abgebildet worden, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Biegebewehrungslagen unter

Abbildung 4:
 Tests X11 bis X13,
 SOFiSTiK-FE-Modell
 (links) und Lastflächen
 (rechts), Quelle: SPI



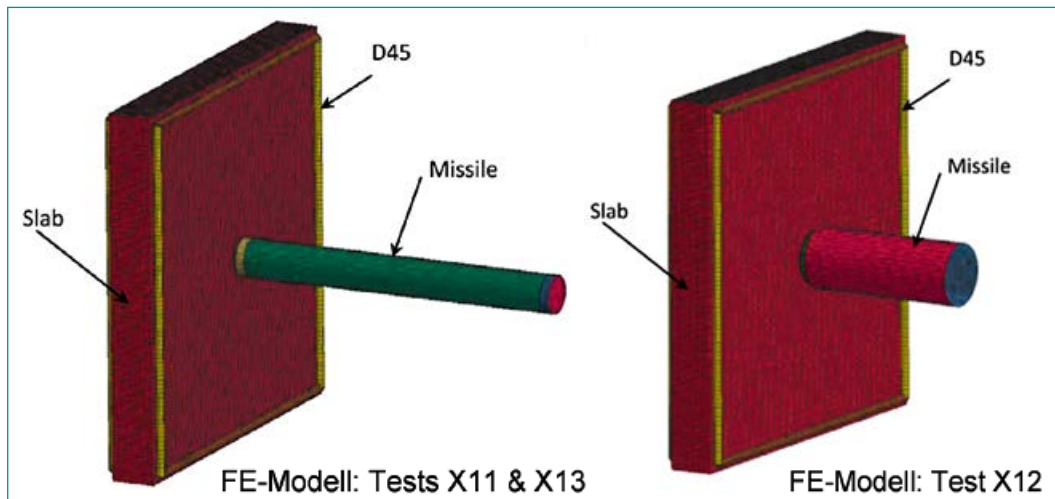


Abbildung 5:
Tests X11 bis X13,
LS-DYNA-FE-Modelle,
Quelle: B&H

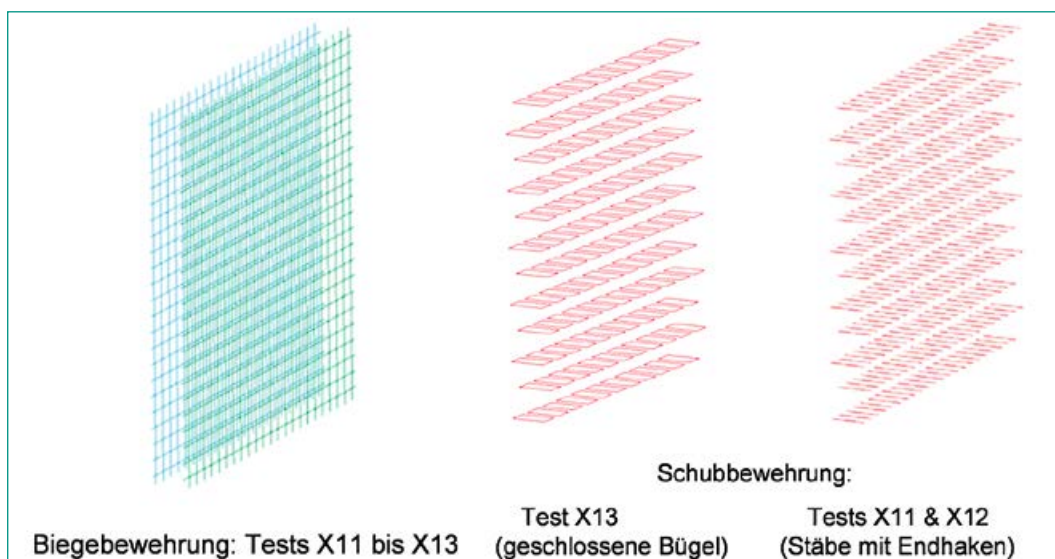


Abbildung 6: Tests X11
bis X13, LS-DYNA-Be-
wehrungsanordnungen,
Quelle: B&H

Berücksichtigung der nichtlinearen Baustoffeigenschaften simuliert wird, siehe Abbildung 4. Die Berücksichtigung der in einem Schalenmodell nicht explizit erfassbaren Schubbewehrung erfolgt im SOFiSTiK-Layermodell vereinfacht anhand eines elastischidealplastischen Schubspannungs-Verzerrungsgesetzes.

Neben den Messergebnissen aus der Versuchsdurchführung werden im vorliegenden Bericht Berechnungsergebnisse ergänzt, die von B&H unter Verwendung des Programms LS-DYNA mit FE-Modellen berechnet wurden, die aus der Stahlbetonplatte und dem daran angekoppelten Projektil bestehen. Die Platte wurde in den Berechnungsmodellen mittels Volumenelementen abgebildet, während die Projektile mit Schalenelementen diskretisiert wurden. In den räumlichen FE-Modellen werden die Biegebewehrung und die verschiedenen Schubbewehrungen mit Stabelementen explizit erfasst, siehe Abbildungen 5 und 6. Die runden Auflagerprofile zwischen der

Platte und dem Stahlrahmen (D45-Profile in Abbildung 5) wurden mit Volumenelementen modelliert.

Rechnerische Simulation des Tests X11

Mit den eingangs beschriebenen Berechnungsmodellen sind nichtlineare Analysen von SPI mit SOFiSTiK und B&H mit LS-DYNA durchgeführt worden. Die für die SOFiSTiK-Berechnungen verwendeten Lastzeitfunktionen für den Tests X11 und den Referenzversuch X8 wurden nach dem von Riera entwickelten Verfahren ermittelt [3], siehe Abbildung 7. Aufgrund des höheren Impulses ergibt sich eine um etwa 2 ms längere Lastzeitfunktion. In Abbildung 8 ist die aus einer LS-DYNA-Berechnung resultierende Lastzeitfunktion infolge des Anpralls eines Projektils der Masse 80kg mit einer Anprallgeschwindigkeit 132 m/s dargestellt. Zum Vergleich ist in Abbildung 8 die impulsgleiche Lastzeitfunktion nach Riera ergänzt worden.

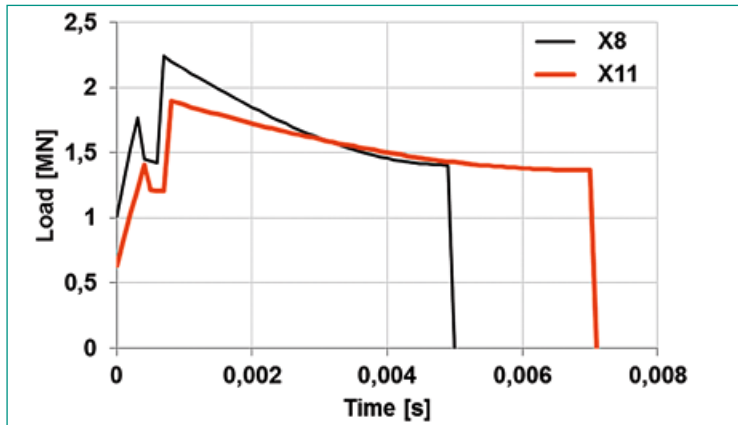


Abbildung 7: Test X11, Lastzeitfunktion im Vergleich zu Test X8 nach Riera [3] für SOFISTiK-Berechnung, Quelle: SPI

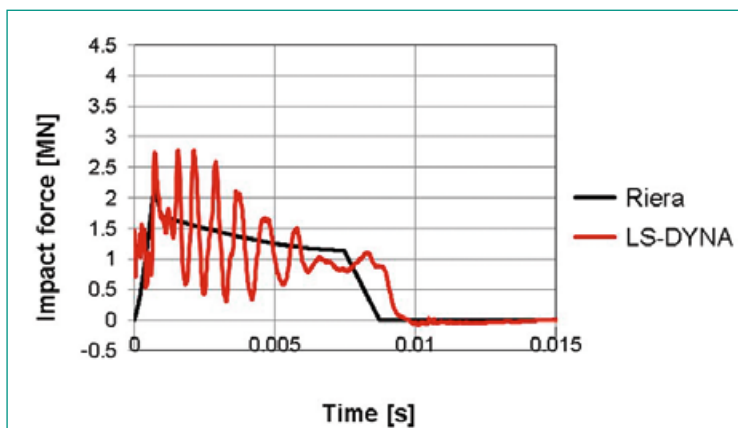


Abbildung 8: Test X11, Lastzeitfunktion des Projektilanpralls mit $v = 132 \text{ m/s}$ und $m = 80 \text{ kg}$ aus LS-DYNA-Berechnung, Quelle: B&H

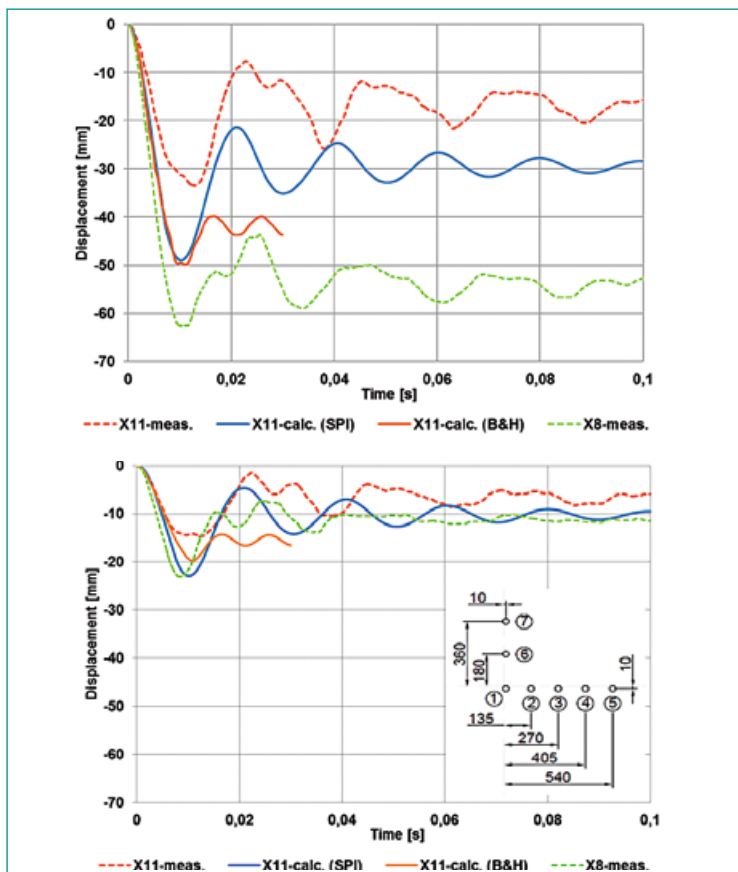


Abbildung 9: Test X11, berechnete und gemessene Verschiebungen in Plattenmitte (P1, oben) und 540mm seitlich davon (P5, unten) im Vergleich zu Test X8, Quelle: VTT, SPI und B&H

In den Abbildungen 9 und 10 sind blind vorausberechnete Verschiebungen und Dehnungen aus den Berechnungen mit SOFISTiK und LS-DYNA den Messergebnissen der Tests X8 und X11 gegenübergestellt. Die berechneten Verschiebungen liegen nach beiden Berechnungsverfahren in der gleichen Grössenordnung und sind etwa 50 % grösser als die Messwerte. Die sich aus den Berechnungen ergebenden Dehnungen in der vertikalen Biegebewehrung sind bis zu 20 % grösser als die im Versuch X11 gemessenen Dehnungen. Aufgrund des höheren Impulses der aufgetragenen Anpralllast waren in Test X11 grössere Verschiebungen und Dehnungen als in Test X8 zu erwarten. Die Ursache für das gegenteilige Versuchsergebnis besteht zweifelsfrei in dem Aufreißen des Projektils, wodurch die eingetragenen Anpralllasten reduziert und zudem auf eine grössere Fläche verteilt werden, vgl. Abbildung 1. Da sich das unerwartete Projektilverhalten rechnerisch kaum simulieren lässt, lassen sich die Versuchsergebnisse nur in eingeschränkter Masse für die Verifizierung der Berechnungsmodelle nutzen.

Rechnerische Simulation des Tests X12

Wie bei Test X11 wird auch für Test X12 in den SOFISTiK-Berechnungen eine Lastzeitfunktion nach Riera verwendet, welche auf den Impuls von $8,35 \text{ kN s}$ abgestimmt wurde (Abbildung 11). Die Lastfläche in den Berechnungen zu Test X12 wurde entsprechend der Abbildung 4 aufgeweitet. In Abbildung 12 sind die verwendete Lastzeitfunktion für die Berechnungen mit LS-DYNA und die zugehörige impulsgleiche Riera-Funktion abgebildet. Die Abbildungen 13 und 14 zeigen Vergleiche der Verschiebungen und Dehnungen, wie sie sich aus den Vorausberechnungen ergeben, mit den gemessenen Daten aus den Tests X8 und X12. Zunächst geht aus dem Vergleich der im Versuch X12 gemessenen Verschiebungen mit dem Referenzversuch X8 hervor, dass infolge der grösseren Lastfläche im Test X12 deutlich geringere Verformungen als im Test X8 auftreten.

Die mit dem Programm SOFISTiK berechneten Verschiebungen und Dehnungen in Plattenmitte (P1) sind durchweg kleiner als die gemessenen Versuchsdaten, während an der Messstelle P5 eine gute Übereinstimmung zwischen Messwerten und berechneten Werten besteht. Als Gründe für diese rechnerische Unterschätzung kommen Differenzen im Lasteintrag und in der Lasthöhe in Betracht. So wurde die Belastung in der Berechnung gleichmässig auf die kreisförmige Lastfläche verteilt. Mit

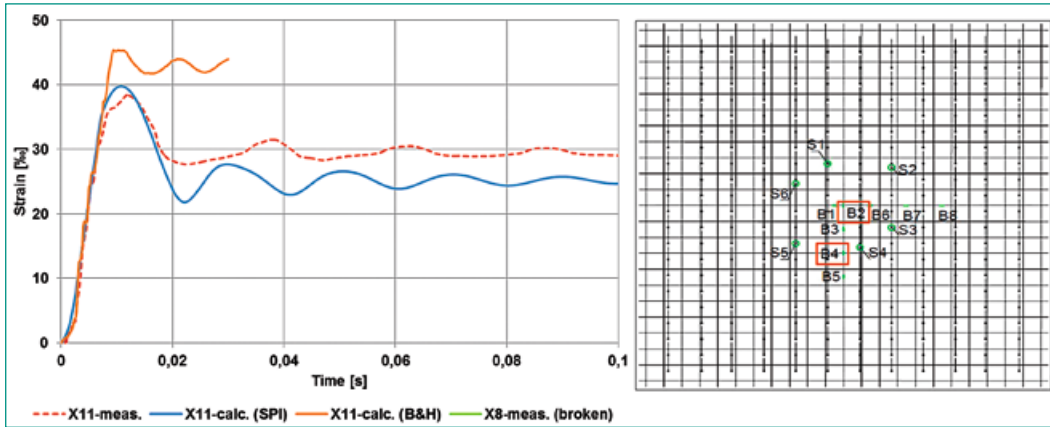


Abbildung 10: Test X11, berechnete und gemessene Dehnungen der vertikalen Biegebewehrung in der Symmetrieachse (B2 in Plattenmitte), Quelle: VTT, SPI und B&H

dem grösseren Projektildurchmesser geht jedoch eine stärker ringförmig ausgeprägte Belastung einher. Des Weiteren wurde die ringförmige Verstärkung des Projektils nach Abbildung 2 bei der Lastermittlung nicht berücksichtigt. Es ist anzunehmen, dass diese am Projektilkopf angeordnete Verstärkung zu höheren Belastungsordinaten am Beginn des Lastzeitverlaufs führt.

Nach den Berechnungen mit LS-DYNA werden die im Versuch gemessenen Verschiebungen und Dehnungen hingegen überschätzt. Weil der Projektildurchmesser grösser als die Plattendicke ist, resultiert im Modell eine hohe Spannungskonzentration auf einer kleinen Fläche hinter der Aufprallzone. Dies führt zu einer konservativen Abschätzung der Durchbiegung.

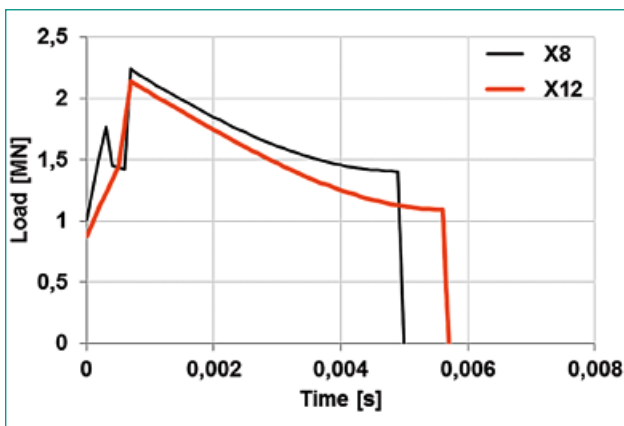


Abbildung 11: Test X12, Lastzeitfunktion im Vergleich zu Test X8 nach Riera [3] für SOFiStiK-Berechnung, Quelle: SPI

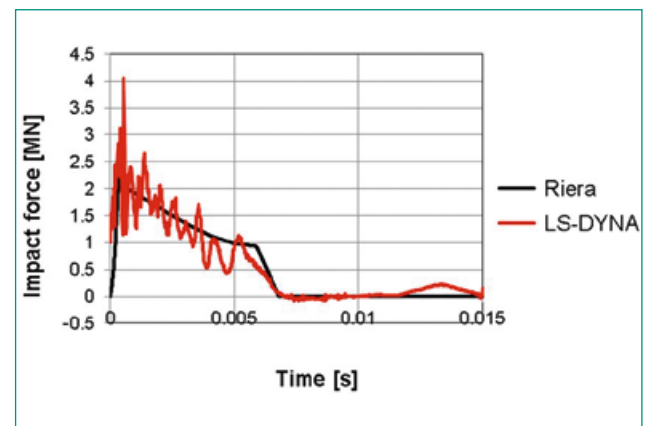


Abbildung 12: Test X12, Lastzeitfunktion des Projektilanpralls mit $v = 167 \text{ m/s}$ und $m = 50 \text{ kg}$ aus LS-DYNA-Berechnung, Quelle: B&H

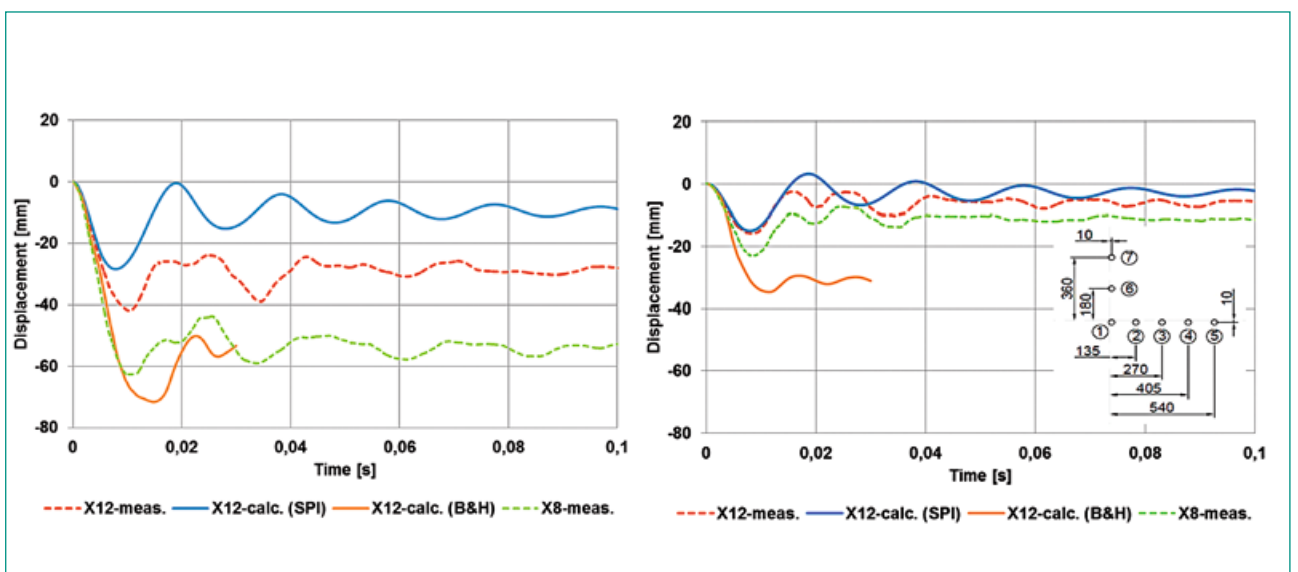
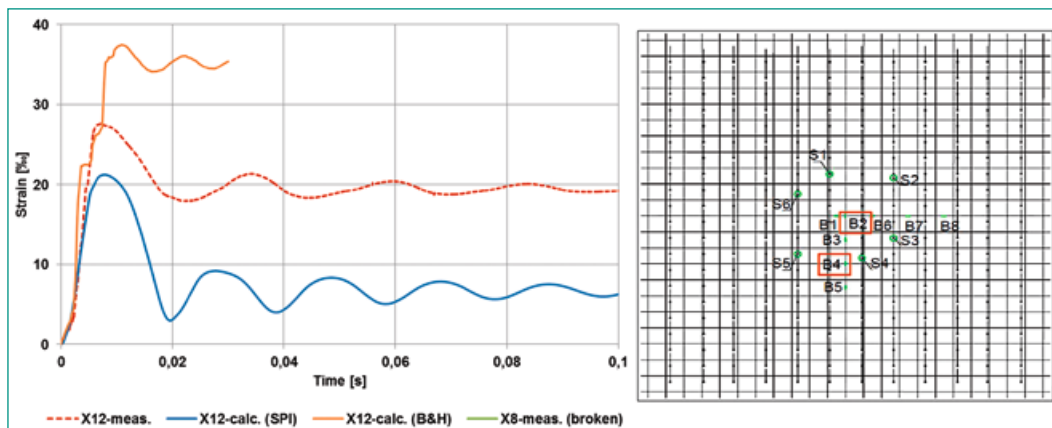


Abbildung 13: Test X12, berechnete und gemessene Verschiebungen in Plattenmitte (P1, links) und 540 mm seitlich davon (P5, rechts) im Vergleich zu Test X8, Quelle: VTT, SPI und B&H

Abbildung 14:
Test X12, berechnete
und gemessene
Dehnungen der
vertikalen Biegebewehrung
in der Symmetrie-
achse (B2 in Platten-
mitte), Quelle: VTT, SPI
und B&H



Rechnerische Simulation des Tests X13

Den von SPI und B&H durchgeführten Berechnungen mit den eingangs beschriebenen FE-Modellen liegen die in den Abbildungen 15 und 16 dargestellten Lastzeitfunktionen zugrunde. Der Biegebewehrungsquerschnitt wurde entsprechend dem Untersuchungsziel von 8,7 auf 5,6 cm²/m verringert. Alle anderen Versuchsparameter entsprechen denen des Referenzversuchs X3 (siehe Tabelle 1). Die mit den Programmen SOFiSTiK und LS-DYNA berechneten Verschiebungen und Dehnungen sind in den Abbildungen 17 und 18 zusammen mit den Messwerten des Tests X13 und des Referenzversuchs X3 über der Zeit aufgetragen. Ein Vergleich mit den gemessenen Verschiebungen ist nur für die Messstelle 5 möglich, da die Messgeber in Plattenmitte während des Versuchs infolge des Anpralls ausgefallen sind. Die maximalen Verschiebungen und Dehnungen beider Berechnungen zeigen eine sehr gute Übereinstimmung, während die bleibenden Verformungen und Dehnungen vom Programm LS-DYNA zu gross ermittelt werden. Aus dem Vergleich der gemessenen Verschiebungen im Test X13 mit den Werten im Referenzversuch X3 geht hervor, dass die maximalen und die

bleibenden Verformungen in der gleichen Größenordnung liegen, obwohl aufgrund des in Test X13 nur 64 % von Test X3 betragenden Bewehrungsquerschnitts grössere Verschiebungen zu erwarten waren. Die Ursache hierfür liegt wie bei Test X11 in dem Aufreißen des Projektils während des Anpralls, wodurch der die Anpralllasten reduziert und auf eine grössere Fläche verteilt werden. Insofern lassen sich auch die Versuchsergebnisse von Tests X13 nur in eingeschränkter Masse für die Verifizierung der Berechnungsmodelle nutzen.

Projektilverhalten in den Tests X11 bis X13

In den Tests X11 und X13 haben sich plastische Deformationen der Projektile eingestellt, die von den in der Vergangenheit durchgeführten Tests mit grundsätzlich übereinstimmenden Projekteigenschaften abweichen. In der Projektilewandung haben sich nicht die erwarteten Faltungen ausgebildet. Stattdessen sind die Projektile beim Anprall in Längsrichtung aufgerissen, und die einzelnen Wandsegmente haben sich nach aussen aufgewickelt, wie in den Abbildungen 1 und 3 zu sehen ist. Grundsätzlich bildet sich bei dünnwandigen Projektilen mit Rohrquerschnitt während des Aufpralls

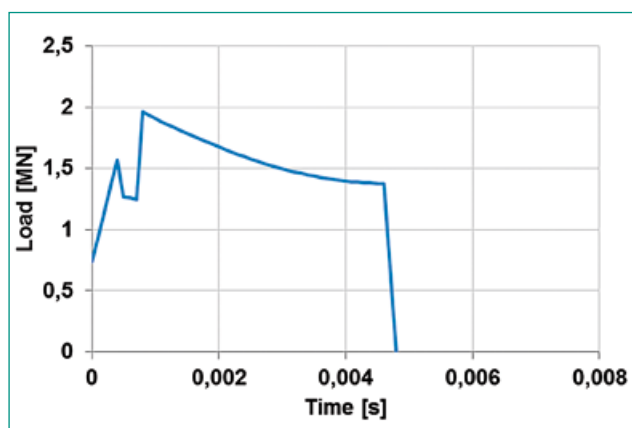


Abbildung 15: Test X13, Lastzeitfunktion nach Riera [3] für SOFiSTiK-Berechnung, Quelle: SPI

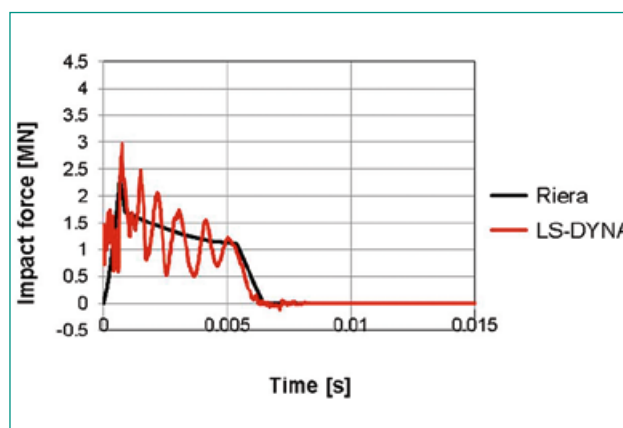


Abbildung 16: Test X13, Lastzeitfunktion des Projektilanpralls mit $v = 142.7$ m/s und $m = 50$ kg aus LS-DYNA-Berechnung

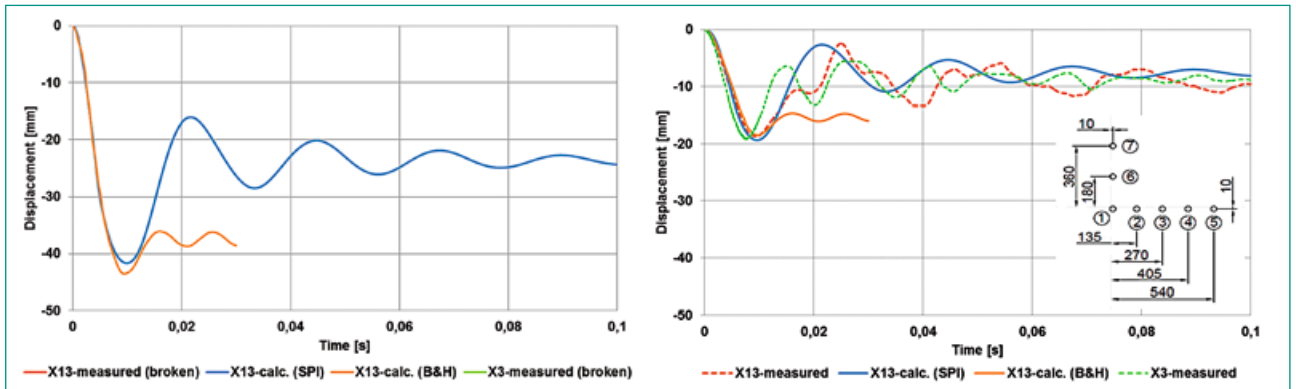


Abbildung 17: Test X13, berechnete und gemessene Verschiebungen in Plattenmitte (P1, links) und 540 mm seitlich davon (P5, rechts) im Vergleich zu Test X3, Quelle: VTT, SPI und B&H

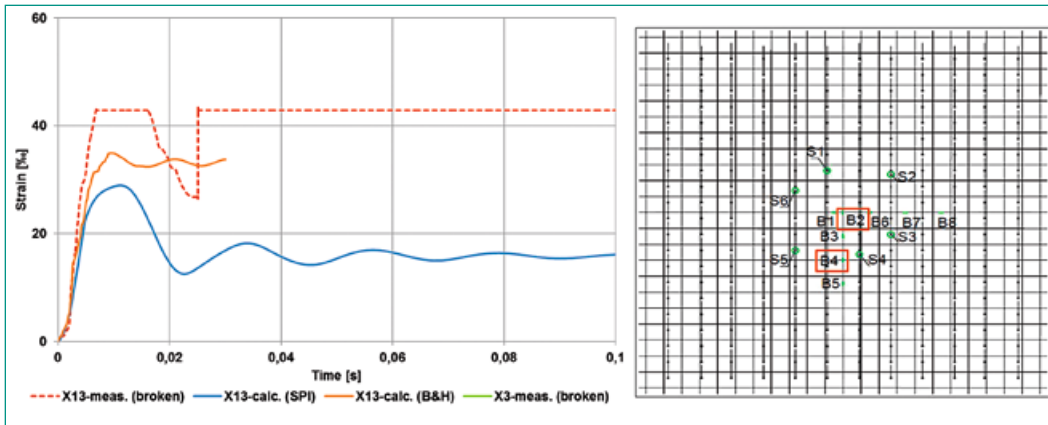


Abbildung 18: Test X13, berechnete und gemessene Dehnungen der vertikalen Biegebewehrung in der Symmetrieachse (B2 in Plattenmitte) im Vergleich zu Test X3, Quelle: VTT, SPI und B&H

eine rotationssymmetrische Verformungsfigur aus, siehe Abbildung 19 links. Mit zunehmendem Verhältnis von Wandstärke zu Rohrradius nimmt das plastisch deformierte Geschoss eine nicht mehr rotationssymmetrische, aber weiterhin annähernd kreisförmige Gestalt an. Ein solches in Abbildung 19 rechts dargestelltes Verformungsbild haben vor der Ausführung von Test X11 alle Projektile mit dem gleichen Projektilquerschnitt gezeigt. Als Ursache für das abweichende Verformungsverhalten in den Tests X11 und X13 kann die stabilisie-

rende Wirkung der an der Vorderseite des Projektils angebrachten Endkappe identifiziert werden, siehe Abbildung 2 rechts. Die Endkappe ist für die Beibehaltung der Kreisform zu Beginn des Faltungsvorgangs erforderlich. Hierfür besitzt die Tragfähigkeit der Schweißnaht zwischen Endkappe und Rohrprofil entscheidende Bedeutung, siehe Abbildung 2 rechts. Löst sich die Endkappe vor Ausbildung einer ebenfalls die Kreisform stabilisierenden ersten Falte vom Rohrprofil, kann es dazu kommen, dass die Umfangsspannungen im

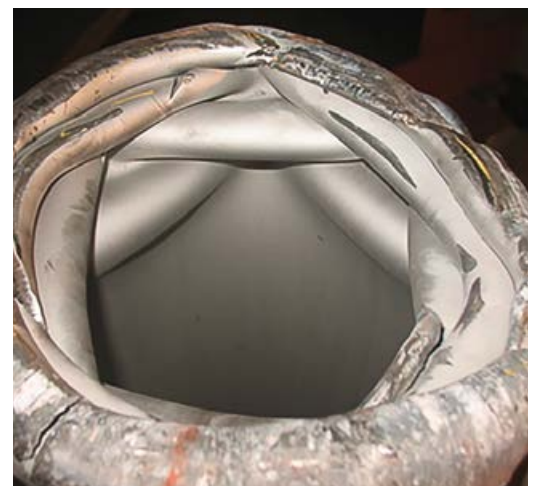


Abbildung 19: Verformte Projektile in den Tests F1 (links) und X3 (rechts), Quelle: VTT

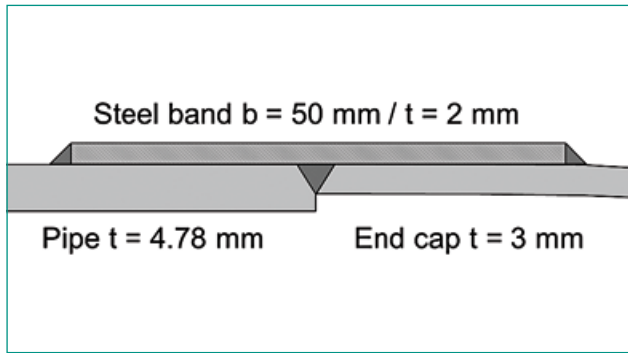


Abbildung 20: Verstärkung des Projektils im Test X12 (links) und Projektilverformung nach dem «Force plate»-Test (rechts)

Rohr die Zugfestigkeit übersteigen, was zu Längsrissen und einem Aufwickeln der einzelnen Wandsegmente nach aussen führt.

Eine Massnahme zur Vermeidung dieses Verhaltens ist die Ertüchtigung der Verbindung von Rohr und Endkappe durch Umschnürung der Schweissnaht mit einem vorgespannten Stahlband. Diese Art der Verstärkung wurde im Test X12 für das Projektil mit vergrössertem Durchmesser 355,6 mm und Wandstärke 4,78 mm realisiert, siehe Abbildungen 2 und 20 links. Das Stahlband wurde mittels Montage im vorgewärmten Zustand vorgespannt und zusätzlich mit Rohr und Endkappe verschweisst. Trotz des Verlustes der Endkappe im Versuch zeigte das Projektil eine rotationssymmetrische Verformungsfigur, siehe Abbildung 20.

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist die Firma Basler & Hofmann AG (Zürich) an dem Projekt IMPACT III beteiligt.

Internationale Zusammenarbeit

Im Projekt IMPACT III 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.

Bewertung 2018 und Ausblick 2019

Auch die vom ENSI mit seinen Experten im Berichtsjahr erzielten Resultate dürfen als sehr zu-

friedenstellend bewertet werden. Bei der rechnerischen Simulation der zuletzt durchgeführten Versuche mit kombiniertem Biege-/Durchstanztragverhalten im Projekt IMPACT III, die das Studium des Einflusses eines höheren Impulses bei gleicher Energie, eines grösseren Projektildurchmessers und eines unterschiedlichen Biegebewehrungsgrades bei ansonsten gleichen Versuchsbedingungen zum Inhalt hatten, konnten weitergehende Erkenntnisse hinsichtlich der Simulation von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen gewonnen werden. Hierdurch hat sich bestätigt, dass die Teilnahme des ENSI am Projekt IMPACT III für die Beurteilung der Sicherheit der Kernanlagen nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik von wesentlicher Bedeutung ist.

Bei den im November 2017 durchgeführten «Combined bending and punching tests» X11 und X13 haben die Projektile im Gegensatz zu allen vorangegangenen Versuchen in dieser Serie beim Anprall ein abweichendes Verformungsverhalten gezeigt. In beiden Fällen war statt der erwarteten Faltungen des Projektilquerschnitts eine Längsrisbildung mit Aufwickeln der hierdurch entstandenen Rohrsegmente nach aussen zu beobachten. Aufgrund der unterschiedlichen Lastcharakteristik sind diese Versuche für Vergleiche mit den hier vorgestellten Vorausberechnungen nur bedingt geeignet. Für den im März 2018 durchgeführten Versuch X12 wurde daher das Projektil im Bereich der Kappe mit einem angeschweissten Stahlband verstärkt, das ein Aufreissen des Geschosses verhindert.

Das Projekt IMPACT III wurde im Berichtsjahr mit der Durchführung des «Combined bending and punching tests» X12 und der «Liquid effect tests» L6 bis L10 offiziell zum Abschluss gebracht. Die Abschlussberichte zu den verschiedenen Testserien befinden sich noch in Bearbeitung.

Die Planungen für eine weitere Projektphase IMPACT IV sind im Berichtsjahr fortgeführt worden. Vorrangig sollen grössere Stahlbetonplatten mit Abmessungen bis zu 4,0m x 4,0m x 1,0m untersucht werden können. Hierzu soll bei VTT in Espoo eine neue Versuchseinrichtung geschaffen werden, mit der die Beschleunigung schwererer Projektile mit grösserem Durchmesser auf höhere Geschwindigkeiten ermöglicht wird, damit die für die grösseren Platten erforderlichen höheren Belastungen erzeugt werden können. Anhand von Vergleichen mit Versuchsergebnissen aus der Projektphase III sollen Skalierungsfaktoren ermittelt werden, mit denen eine Übertragung auf Abmessungen von realen Bauwerksstrukturen ermöglicht wird. Weitere Untersuchungsziele des Projekts IMPACT IV sind Versuche an geneigten und gekrümmten Flächen sowie mit randnahen Belastungen, wozu bisher keine experimentellen Studien vorliegen. Zudem soll die Schutzwirkung von vorgelagerten Wänden auf die Restbelastungen nach Perforation untersucht werden. Weitere Versuche sollen mit gealterten Strukturen durchgeführt werden.

Publikationen

- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2013): Conclusions from Combined Bending and Punching Tests for Aircraft Impact Design, Transactions, SMiRT-22, San Francisco, USA*
- *R. Zinn, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, C. Schneeberger, J. Rodriguez, L. Lacoma, F. Martinez, J. Marti (2014): Analysis of Combined Bending and Punching Tests of Reinforced Concrete Slabs within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal*
- *C. Schneeberger, M. Borgerhoff, F. Stangenberg, R. Zinn (2014): Analysis of Vibration Propagation and Damping Tests of Reinforced Concrete Structures within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal*
- *M. Borgerhoff, J. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015): Knowledge from Further IMPACT III Tests of Reinforced Concrete Slabs in Combined Bending and Punching, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom*
- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015): Vibration Propagation and Damping Behaviour of Reinforced Concrete Structures Tested within IMPACT III Project,*

Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom

- *M. Borgerhoff, C. van Exel, J. Rodriguez, L. Lacoma, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2017): Interaction of Bending and Punching of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Impact by Deformable Missiles in IMPACT III Project Tests, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea*
- *M. Borgerhoff, M. Stadler, C. van Exel, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2017): Induced Vibrations of a Reinforced Concrete Structure Tested in IRIS Phase 3 Project Subjected to Impact by a Deformable Missile, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea*
- *S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2017): Evaluation of vibration propagation of reinforced concrete structures subjected to impact loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea*
- *S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2017): Prediction of combined bending and punching response of reinforced concrete slabs subjected to impact loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea*
- *A. Saarenheimo, M. Borgerhoff, K. Calonius, A. Darraba, A. Hamelin, S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, M. Stadler, M. Tuomala, P. Välikangas (2018): Numerical studies on vibration propagation and damping test V1, Rakenteiden Mekaniikka (Journal of Structural Mechanics) Vol. 51, No 1, 2018, pp. 55–80*

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] Riera, J. D.: *On the Stress Analysis of Structures subjected to Aircraft Impact Forces*, Nuclear Engineering & Design 8, 1968, 415–426.

OECD IRIS Phase 3

Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff ¹⁾ , S. Ghadimi ²⁾ , C. Schneeberger (ENSI), M. Stadler ¹⁾
Beauftragte Institution	¹⁾ Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland ²⁾ Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
Adresse	¹⁾ Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum ²⁾ Forchstrasse 395, CH-8032 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49 (0)234 96 130 30, borgerhoff@stangenberg.de, www.stangenberg.de
Dauer des Projekts	2014 bis 2020

ZUSAMMENFASSUNG

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 und ist der Übertragung induzierter Erschütterungen von einer Gebäudewand, die einer stossartigen Einwirkung ausgesetzt ist, auf die Decken und Wände ausserhalb des Aufprallbereichs gewidmet. Das Ziel dieses Benchmark-Projekts besteht darin, 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. Weiterhin sollen anhand von durch Versuche gewonnenen Daten die Methoden für die numerische Simulation der Erschütterungsweiterleitung und der rechnerischen Ermittlung der hieraus folgenden Einwirkungen auf Bauteile und Komponenten validiert und weiterentwickelt werden. Das ENSI ist im Organisationskomitee vertreten und beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) – mit

Unterstützung von Principia Ingenieros Consultores (PRINCIPIA) – als Team 1 und Basler & Hofmann (B&H) als Team 2 an diesem Benchmark-Projekt. Die Projektphase A, in der Nachrechnungen eines Tests zu induzierten Erschütterungen aus dem Projekt IMPACT III sowie blinde Vorausberechnungen der Tests, die innerhalb der Phase 3 des Projekts IRIS an einem eigens hergestellten Versuchskörper durchgeführt wurden, ist im Juni 2017 mit einem Workshop in Paris abgeschlossen worden. Der Abschlussbericht der Organisatoren zu Phase A befindet sich noch in Bearbeitung.

Der zu den Seiten hin offene kastenförmige IRIS-Versuchskörper besteht aus Vorder- und Rückwand sowie Boden- und Deckenplatte. 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, einschliesslich Attika) 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 an-

geschweissten Ankerplatten, die nach oben hin in der Bodenplatte des Versuchskörpers einbetoniert und unten mittels 4,5 m langer Ankerstäbe im Untergrund des Hallenbodens verankert sind.

Die in diesem Bericht behandelte Projektphase B wurde im September 2017 mit der Bekanntgabe der Versuchsergebnisse eingeleitet. Neben den Zeitverläufen der gemessenen Verschiebungen, Beschleunigungen, Auflagerkräften sowie Bewehrungs- und Betondehnungen wurden für diese Projektphase Informationen zu den verwendeten Projektteilen und erreichten Auftreffgeschwindigkeiten, den Eigenschaften der Werkstoffe Beton, Betonstahl und Projektstahl, den versuchs-technisch ermittelten Eigenfrequenzen und einige Rissbilder in die Projektbeschreibung [1]

aufgenommen. Im Berichtsjahr sind von den Benchmark-Teilnehmern mit dem Ziel der Kalibrierung der Berechnungsmodelle anhand der Messdaten Nachrechnungen der Versuche durchgeführt worden. Die Auswertung der bis zum Ende des ersten Quartals 2019 bei den Organisatoren einzureichenden Berechnungsergebnisse der beiden ENSI-Teams hat ergeben, dass bereits eine gute Annäherung an die Versuchsergebnisse erzielt worden ist. Bis zum Abgabetermin soll jedoch mittels einer Modifikation von als massgeblich identifizierten Einflussgrössen eine noch bessere Anpassung an die Versuchsergebnisse erreicht werden. Die Phase 3 des Projekts IRIS soll mit einem Workshop im Frühjahr 2020 und der Erstellung eines Abschlussberichtes der Organisatoren zu Phase B abgeschlossen werden.

Projektziele

Das Ziel des Benchmark-Projekts IRIS Phase 3 besteht übergeordnet darin, anhand von durch Versuche gewonnenen Daten die Methoden für die numerische Simulation der Erschütterungsweiterleitung in Bauwerken zu validieren und weiterzuentwickeln. Mit der Beteiligung an dem Projekt wird dem ENSI der Zugang zum weltweit aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden hinsichtlich der Einwirkung Flugzeugabsturz sichergestellt und damit das Know-how zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen gefestigt und erweitert. Auf Basis der Messergebnisse aus den Versuchen zur Übertragung von durch Stossbelastungen induzierten Erschütterungen sollen die Vorhersagemodelle zur Ermittlung der Einwirkungen auf anlagentechnische Sekundärstrukturen innerhalb der Gebäude der Kernanlagen weiter verbessert werden.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Im Berichtsjahr sind im Rahmen der Phase B des Projekts IRIS Phase 3 Nachrechnungen der in der Projektbeschreibung [1] beschriebenen Versuche durchgeführt worden. In Ergänzung der im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017 beschriebenen

blinden Vorausberechnungen haben die hier behandelten Nachrechnungen das Ziel, anhand der mit dem Versuchsbericht [2] den Benchmark-Teilnehmern zur Verfügung gestellten Messdaten die verwendeten Berechnungsmodelle zu kalibrieren. Der zu den Seiten hin offene kastenförmige IRIS-Versuchskörper besteht aus Vorder- und Rückwand sowie Boden- und Deckenplatte, siehe Abbildung 1. 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 ange-



Abbildung 1: IRIS Phase 3, Versuchskörper, Quelle: VTT

schlossene Konstruktionselemente zur Simulation von anlagentechnischen Komponenten angebracht. Die Lagerung des Versuchskörpers erfolgt auf vier Füßen aus Rohrprofilen mit angeschweißten Ankerplatten, die nach oben hin in der Bodenplatte des Versuchskörpers einbetoniert und unten mittels 4,5 m langer Ankerstäbe im Untergrund des Hallenbodens verankert sind. Der Auftreffpunkt der Projektil liegt in der Mitte der Vorderwand.

Bei den durchgeführten Versuchen handelt es sich um drei aufeinanderfolgende Impact-Tests, von denen die beiden ersten mit dem in Abbildung 2 dargestellten 50 kg schweren Projektil mit etwa 2 mm Rohrwandstärke und Geschwindigkeiten von 91,8 m/s bzw. 93,5 m/s durchgeführt wurden. Der dritte Versuch erfolgte mit einem ebenfalls 50 kg schweren, jedoch längeren Projektil mit der gleichen Rohrwandstärke mit einer Geschwindigkeit von 167 m/s.

Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) – mit Unterstützung von Principia Ingenieros Consultores (PRINCIPIA) – als Team 1 und Basler & Hofmann (B&H) als Team 2 an diesem Benchmark-Projekt. Für die nichtlinearen Finite-Elemente (FE)-Berechnungen ist vom Team SPI das Rechenprogramm SOFiSTiK [3] und vom Team B&H das Rechenprogramm LS-DYNA [4] verwendet worden.

In dem in Abbildung 3 dargestellten SOFiSTiK-Modell werden für die Abbildung der Stahlbetonstruktur mehrschichtige Schalenelemente verwendet, mit denen das Zusammenwirken von Beton und Bewehrungseinlagen abgebildet wird. Die beiden 61 kg schweren Massen repräsentieren die an der Rückwand befestigten Konstruktionselemente zur Simulation von anlagentechnischen Komponenten. Die zur Auflagerung des Versuchskörpers dienenden Fusskonstruktionen aus Stahl-Rohrprofilen und -Blechen werden durch Schalenelemente abgebildet und sind mittels Federelementen mit dem Versuchskörper und dem Hallenboden gekoppelt. Die nichtlinearen Effekte der reinen Zugkraftübertragung der Ankerstäbe, der reinen Druckkraftübertragung in der Kontaktfläche mit dem Hallenboden und der Reibung in dieser Kontaktfläche werden hierbei berücksichtigt.

Das LS-DYNA-Modell besteht aus einem gekoppelten dreidimensionalen Modell, das alle drei Projektile umfasst. Der Stahlbetonkörper besteht aus Volumenelementen für Beton. Die darin enthaltene Bewehrung wird in dem Modell explizit durch zusätzliche eingebettete Stabelemente repräsentiert. Die Projektile und die Stahl-Rohrprofile (Auf-

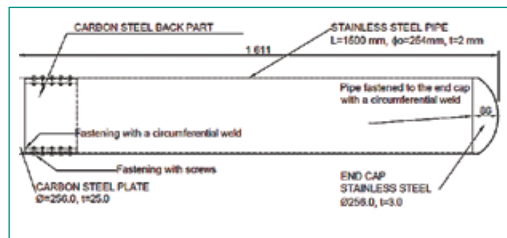


Abbildung 2:
IRIS Phase 3, Projektil
der Tests 1 und 2,
Quelle: VTT

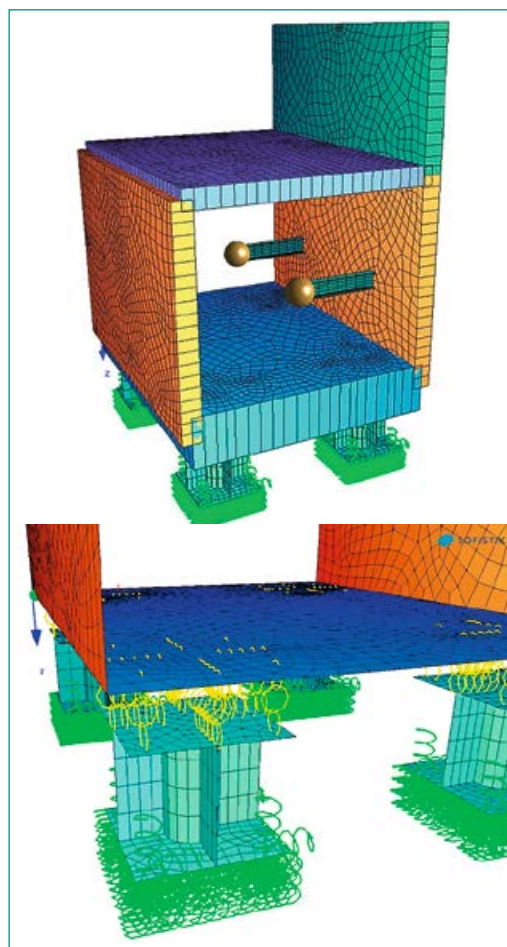


Abbildung 3:
IRIS Phase 3,
SOFiSTiK-FE-Modell
mit Zusatzmassen
(oben) und Auflager-
abbildung (unten),
Quelle: SPI

lager) werden durch Schalenelemente abgebildet. Zwischen den Projektilen und der Vorderwand werden Kontaktflächen definiert. Die numerischen Analysen werden unter Berücksichtigung der aufeinander folgenden Stosseinwirkungen durchgeführt, wobei die akkumulierten Schäden simuliert werden können.

Es wurden symmetrische Anordnungen berücksichtigt, bei denen nur die Hälfte des Testkörpers und der Projektile für die Anprallanalysen modelliert werden. Die unteren Knotenpunkte der Stahl-Rohrprofilen wurden fest gelagert. Für die Eigenformanalyse (Abbildung 6) wurde der ganze Testkörper modelliert.

Die zylindrische Masse des Equipments wird mit Volumenelementen modelliert, und der Stahlträger und die Verbindungsplatte werden mit Schalenelementen abgebildet, siehe Abbildung 4.

Abbildung 4:
IRIS Phase 3B,
LS-DYNA-FE-Modell,
Quelle: B&H

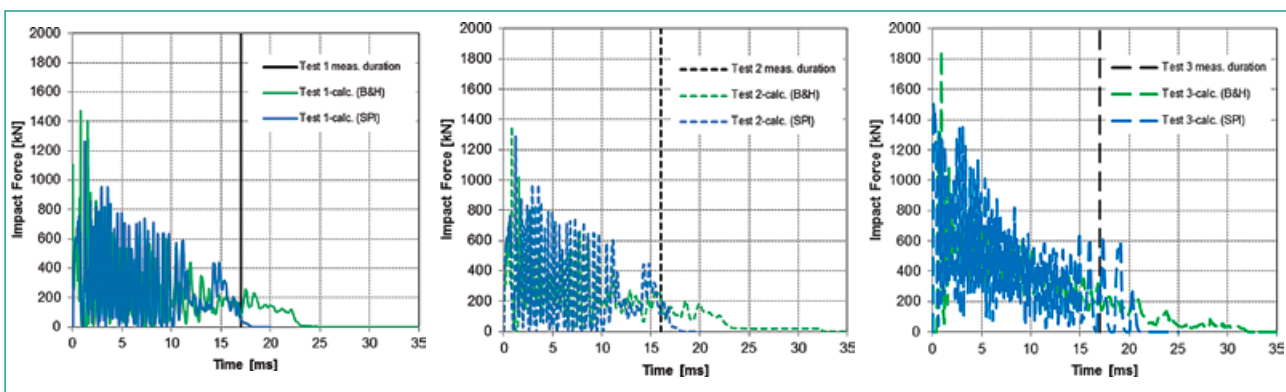
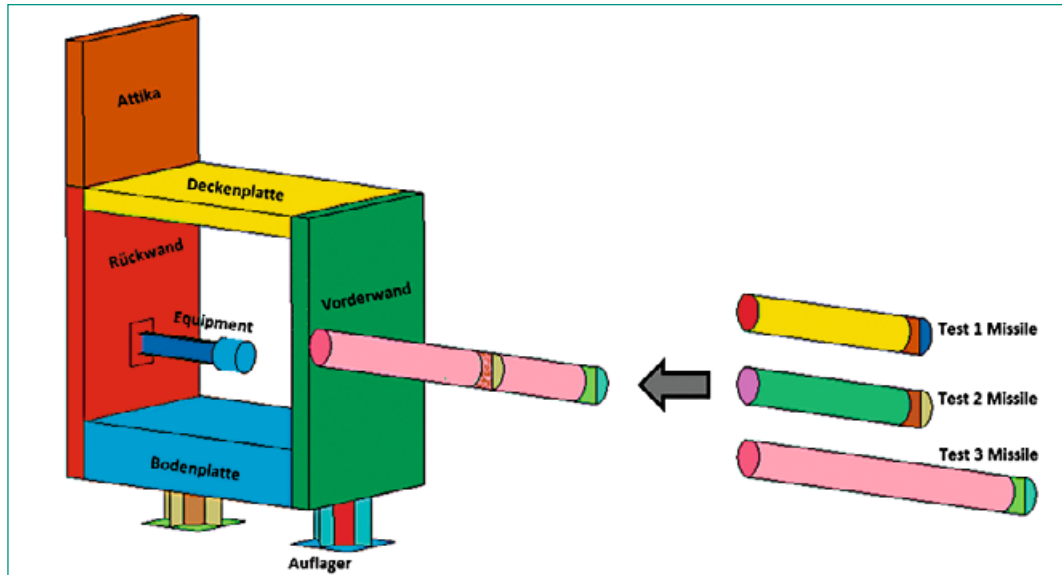


Abbildung 5: IRIS Phase 3, Lastzeitfunktionen der Tests 1 (links), 2 (Mitte) und 3 (rechts), Quelle: B&H, SPI/PRINCIPIA

In Abbildung 5 sind die rechnerischen Lastzeitfunktionen der drei Impact-Tests ($v_1 = 91,8 \text{ m/s}$, $v_2 = 93,5 \text{ m/s}$ und $v_3 = 167 \text{ m/s}$) graphisch dargestellt. Die B&H-Werte stellen die Kontaktkräfte dar, die sich aus den Zeitverlaufs-Berechnungen mit dem aus Versuchskörper und Projektil bestehenden LS-DYNA-Modell ergeben. Da das Projektil im SOFiSTiK-Modell nicht explizit abgebildet wird, wurden die Lastzeitfunktionen von PRINCIPIA separat mit dem Rechenprogramm Abaqus [5] ermittelt. Die aus der rechnerischen Simulation des Aufpralls auf eine starre Wand resultierenden, in Abbildung 5 dargestellten Lastzeitfunktionen werden in der SOFiSTiK-FE-Analyse als Einwirkung verwendet. Neben den in der Projektphase B mit der Projektbeschreibung [1] und dem Versuchsbericht [2] erhaltenen ergänzenden Informationen zu den verwendeten Projektilen und erreichten Auftreffgeschwindigkeiten wurden in den Kalibrierungsrechnungen die gemessenen Eigenschaften der Werkstoffe Beton, Betonstahl und Projektilstahl berücksichtigt und die versuchstechnisch ermittelten Eigenfrequenzen zum Vergleich herangezo-

gen. In Abbildung 6 sind die linearelastisch berechneten 1. Eigenformen der vor Durchführung der Versuche messtechnisch ermittelten 1. Eigenform gegenüber gestellt. Diese stimmen auch hinsichtlich der zugehörigen 1. Eigenfrequenzen gut miteinander überein.

Für die Darstellung und den Vergleich der von B&H und SPI erzielten Berechnungsergebnisse mit den in den Versuchen gemessenen Werten ist eine Auswahl von signifikanten Ausgabearten erfolgt. Für die Auswertung der Zeitverläufe der Verschiebungen wurden die in Abbildung 7 hervorgehobenen Messpunkte D01 in der Mitte der Vorderwand hinter der Auftreffposition des Projektils, D7 am oberen Ende der ausragenden Attika und D10' am Ende des Stahlträgers mit Zusatzmasse in der Variante mit Schweissverbindung des Trägers mit der Ankerplatte ausgewählt.

Die Zeitverlaufsdigramme der Verschiebungen in den Tests 1 bis 3 sind in den Abbildungen 8 bis 10 dargestellt. Im Bereich der nichtlinearen Verformung im Mittelpunkt der Vorderwand werden die Verschiebungen von der SOFiSTiK-Berechnung

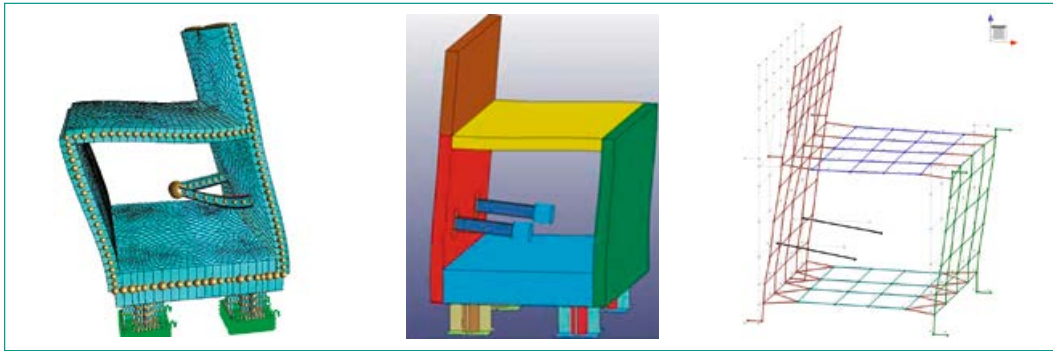


Abbildung 6:
IRIS Phase 3, 1.
Eigenform (SOFiSTiK
links, $f_1 = 17,8$ Hz,
Quelle: SPI; LS-DYNA
Mitte, $f_1 = 18,8$ Hz,
Quelle: B&H; vor Ver-
suchen gemessen
rechts, $f_1 = 17,5$ Hz,
Quelle: VTT)

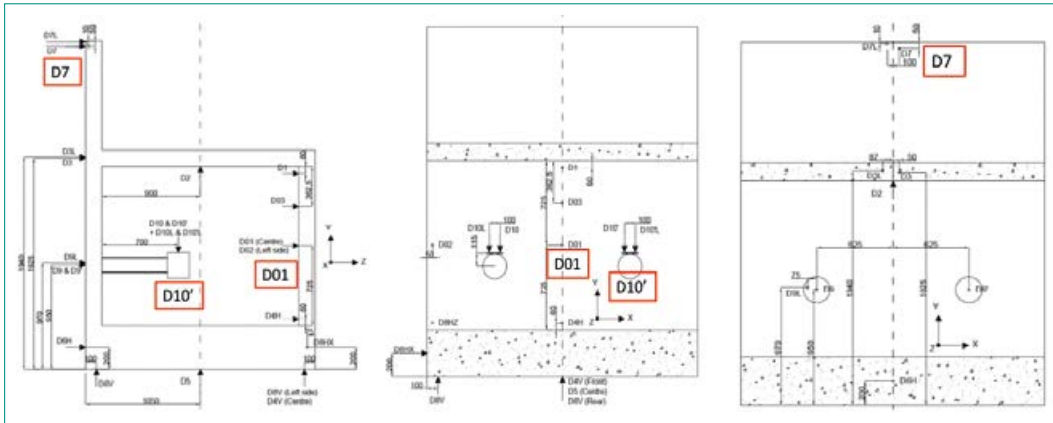


Abbildung 7:
IRIS Phase 3, Aus-
gabeorte der
Verschiebungen
(Seitenansicht
links, Vorderwand
Mitte, Rückwand
rechts), Quelle: VTT

deutlich überschätzt, während die LS-DYNA-Berechnung in allen Tests zumindest hinsichtlich der Maximalwerte eine gute Übereinstimmung zeigt, siehe Abbildung 8. Auch an den Messpunkten D7 und D10' ergeben sich aus der LS-DYNA-Berechnung in den Tests 1 und 2 gute Übereinstimmungen. Im Test 3 hingegen weisen die Ergebnisse auf ein zu steifes Verhalten des LS-DYNA-Modells hin, während die Modellabbildung mit SOFiSTiK zu einem zu nachgiebigen Verformungsverhalten führt. Vergleiche der berechneten Beschleunigungen mit den Versuchsmesswerten in den Tests 2 und 3 werden an den in Abbildung 11 angegebenen Ausgabeorten vorgenommen. Die Auswahl umfasst auch hier das obere Ende der auskragenden Attika (Messpunkt A7) und das Ende des Stahlträgers mit Zusatzmasse in der Variante mit Schweißverbindung des Trägers mit der Ankerplatte (Messpunkt A10'). Die Kongruenz der in den Abbildungen 12 bis 14 wiedergegebenen Beschleunigungen lässt sich per Augenschein schwer beurteilen. Zumindest im Test 3 zeigen jedoch die Zeitverläufe der Horizontalbeschleunigungen an den Positionen A7 und A10' erkennbar gute Übereinstimmungen der Rechen- mit den Messwerten sowohl hinsichtlich der Amplituden als auch der zeitlichen Entwicklung, siehe Abbildungen 12 und 13. Die in Abbildung 14 dargestellten Messwerte der Vertikalbeschleunigungen an Position A10' (Schweißanschluss des Trägers)

überschreiten allerdings die Berechnungsergebnisse insbesondere im Test 3 deutlich. Die gemessenen Beschleunigungen in der Variante mit Schraubanschluss sind deutlich geringer. Hierauf wird in der nachfolgenden Auswertung der Beschleunigungsantwortspektren eingegangen.

Die Abbildungen 15 bis 17 enthalten die Beschleunigungsantwortspektren in den Tests 2 und 3 an den Messpunkten A7 (horizontal) und A10' (horizontal und vertikal). Die aus Abbildung 15 hervorgehende ausgeprägte Beschleunigungsüberhöhung bei etwa 150 Hz an Position A7 im Test 2 mit der niedrigeren Auftreffgeschwindigkeit wird von den FE-Berechnungen nicht nachvollzogen. Das Beschleunigungsniveau im Test 3 wird hingegen gut von den Berechnungen wiedergegeben. Als sehr gut können die in Abbildung 16 enthaltenen Simulationen der Horizontalbeschleunigungen an Position A10' im Frequenzbereich bis 250 Hz bezeichnet werden.

Gemäss den Messungen wie auch den Berechnungen weisen die Verschiebungsantwortspektren an den Verankerungspositionen der Stahlträger bei Frequenzwerten über 100 Hz nur noch Verschiebungen unterhalb von einem Millimeter aus. Diese Feststellung trifft auch auf die Konstruktionselemente zur Komponentensimulation selbst zu. Die hohen Beschleunigungen im darüber hinausgehenden Frequenzbereich mit noch kleineren Ver-

Abbildung 8:
IRIS Phase 3,
Tests 1 bis 3,
Horizontal-
verschiebungen am
Messpunkt D01,
Quelle: B&H, SPI, VTT

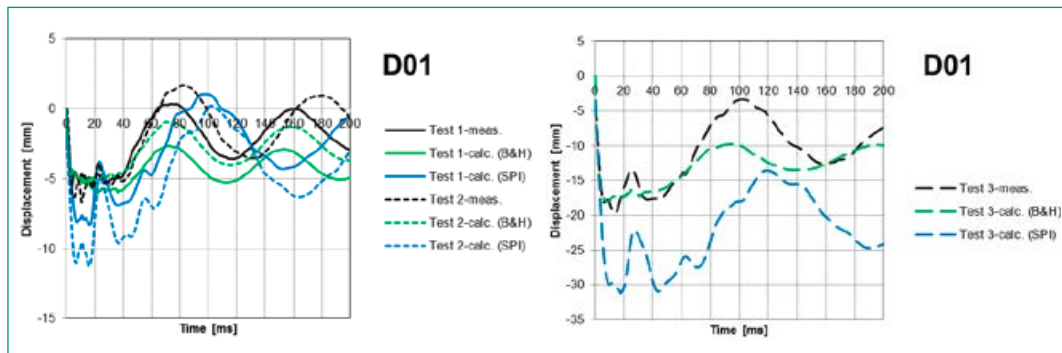


Abbildung 9:
IRIS Phase 3,
Tests 1 bis 3,
Horizontal-
verschiebungen am
Messpunkt D7,
Quelle: B&H, SPI, VTT

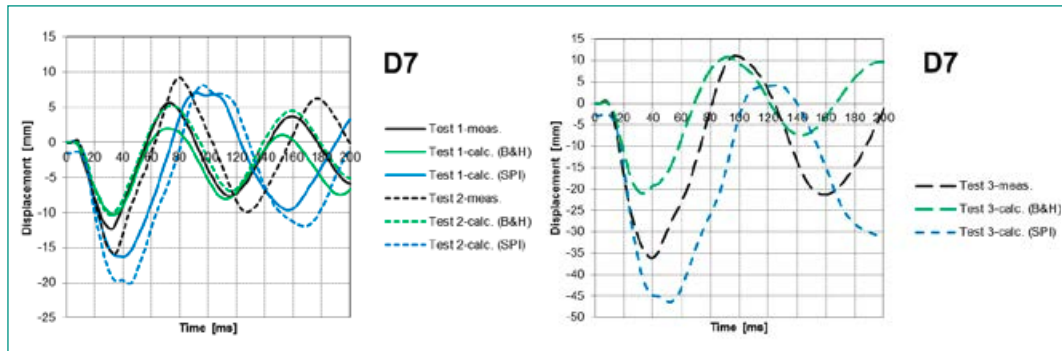


Abbildung 10:
IRIS Phase 3,
Tests 1 bis 3,
Vertikalverschiebungen
am Messpunkt D10',
Quelle: B&H, SPI, VTT

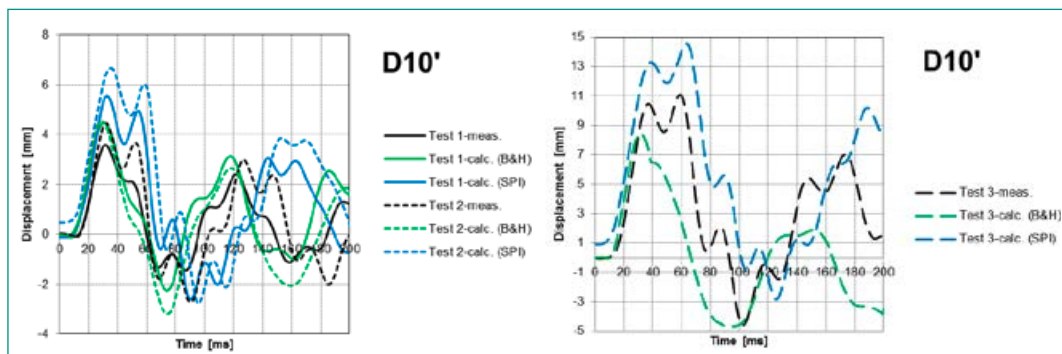
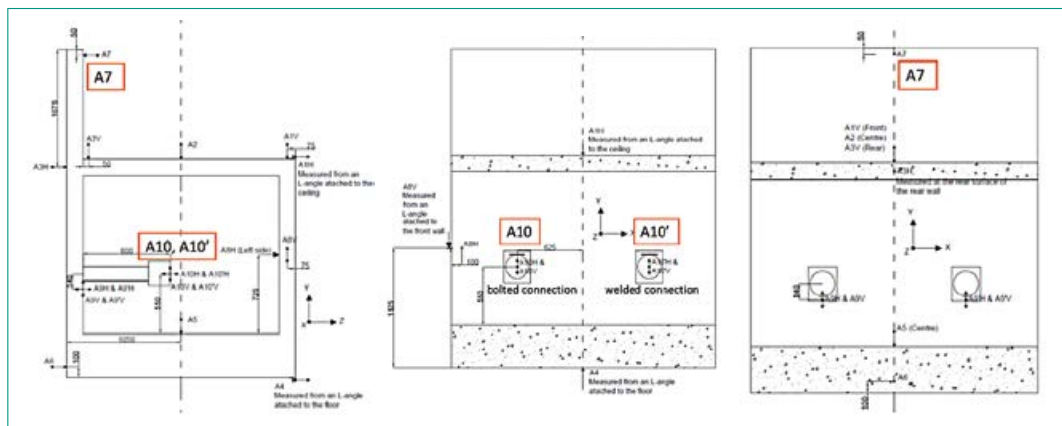


Abbildung 11:
IRIS Phase 3, Aus-
gabeorte der
Beschleunigungen
(Seitenansicht
links, Vorderwand
Mitte, Rückwand
rechts), Quelle: VTT



schiebungen beruhen auf – auch in den Messdaten enthaltenen – numerischen Effekten, z. B. aufgrund von sich plötzlich öffnenden und schliessenden Rissen, und besitzen für die Komponentenauslegung in der Regel keine Relevanz.

In die Diagramme in Abbildung 17 sind neben den Vertikalbeschleunigungen am Messpunkt A10' (Variante mit Schweissanschluss des Trägers) die

Beschleunigungen am Messpunkt A10 (Variante mit Schraubanschluss) aufgenommen worden. Letztere sind vermutlich aufgrund der höheren Strukturdämpfung erheblich geringer als im Fall mit Schweissverbindung. Die Ursache für die Abweichungen der von B&H berechneten vertikalen Beschleunigungsantwortspektrern von den Versuchsergebnissen besteht vermutlich in der Model-

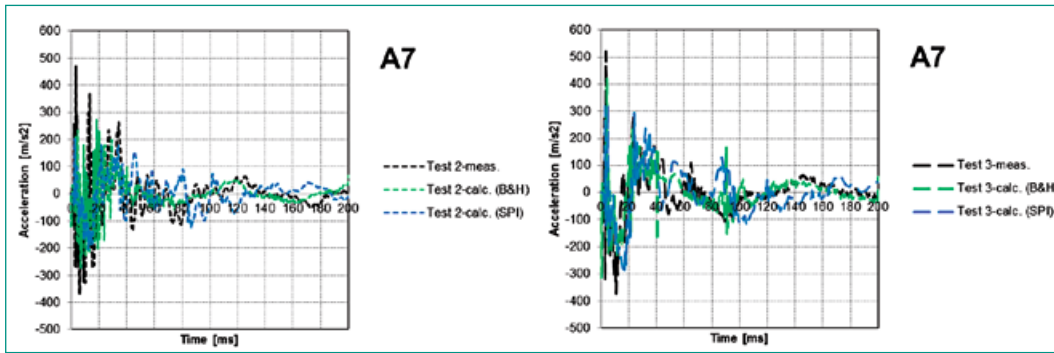


Abbildung 12:
IRIS Phase 3,
Tests 2 und 3,
Horizontal-
beschleunigungen
am Messpunkt A7,
Quelle: B&H, SPI, VTT

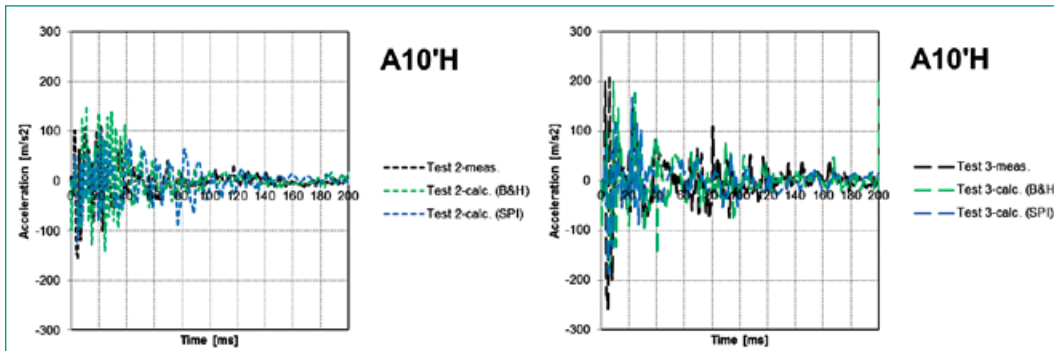


Abbildung 13:
IRIS Phase 3,
Tests 2 und 3,
Horizontal-
beschleunigungen
am Messpunkt A10',
Quelle: B&H, SPI, VTT

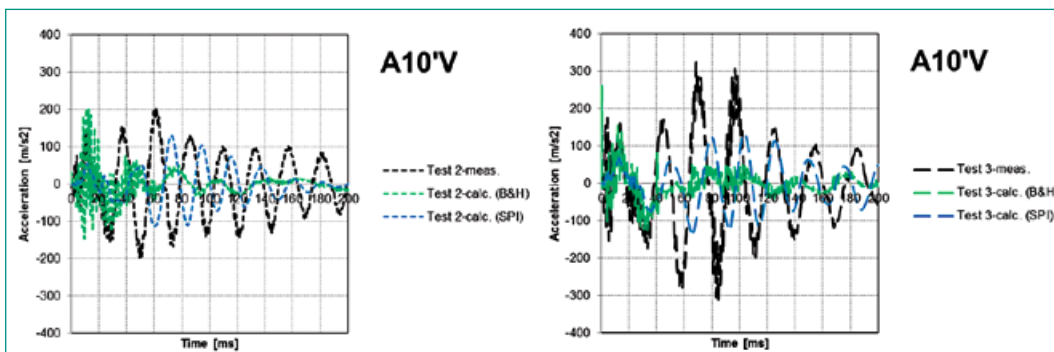


Abbildung 14:
IRIS Phase 3,
Tests 2 und 3,
Vertikalbeschleunigungen
am
Messpunkt A10',
Quelle: B&H, SPI, VTT

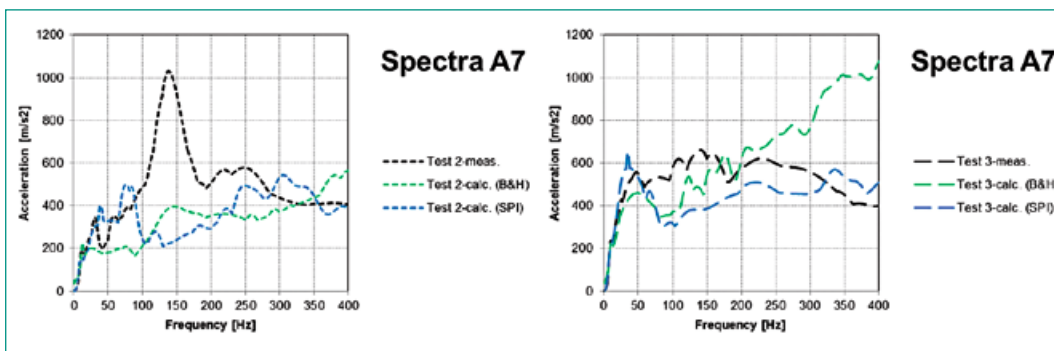


Abbildung 15:
IRIS Phase 3,
Tests 2 und 3,
horizontale
Beschleunigungs-
antwortenspektren
am
Messpunkt A7,
Quelle: B&H, SPI, VTT

lierung des Anschlusses der Auflagerkonstruktionen an den Versuchskörper, die sich in überhöhten Vertikalverschiebungen äussert.

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist die Firma Basler & Hofmann AG (Zürich) an dem Projekt IRIS Phase 3 beteiligt.

Internationale Zusammenarbeit

Am Benchmark-Projekt IRIS Phase 3 nehmen 20 Teams aus 10 Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Indien, Japan, Kanada, Schweden, Spanien, USA, Schweiz) teil

Abbildung 16:
IRIS Phase 3,
Tests 2 und 3,
horizontale
Beschleunigungs-
antwortspektren
an den Messpunkten
A10 und A10',
Quelle: B&H, SPI, VTT

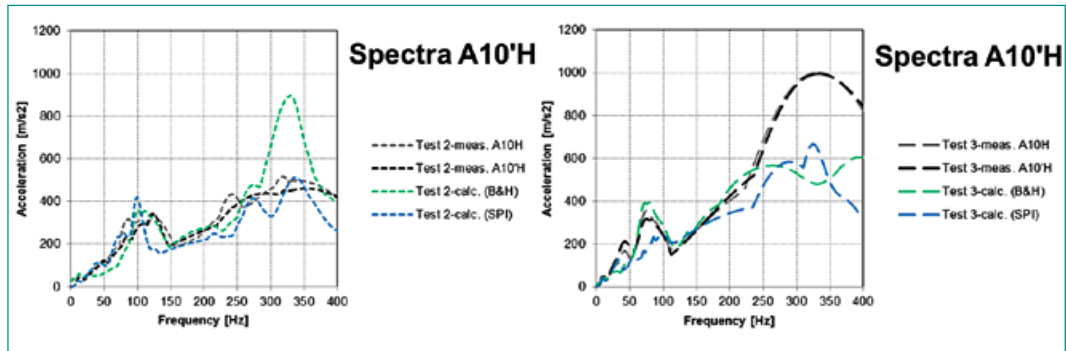
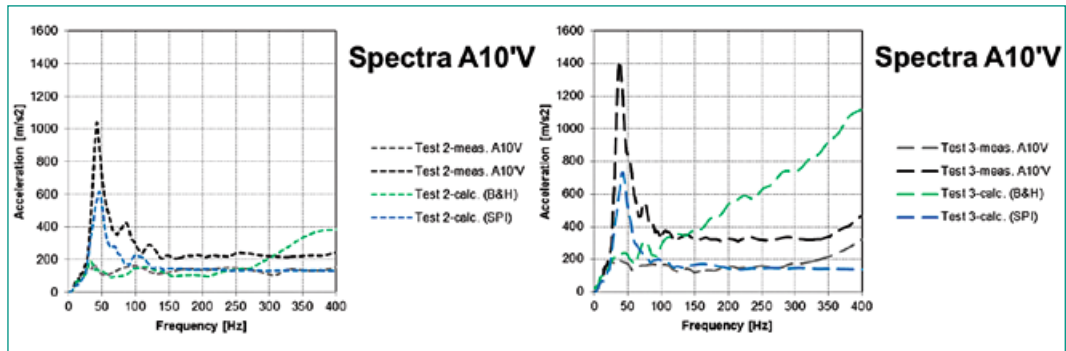


Abbildung 17:
IRIS Phase 3,
Tests 2 und 3,
vertikale
Beschleunigungs-
antwortspektren
an den Messpunkten
A10 und A10',
Quelle: B&H, SPI, VTT



Bewertung 2018 und Ausblick 2019

Die vom ENSI mit seinen Experten im Berichtsjahr erzielten Resultate haben zu weitergehenden Erkenntnissen bei der rechnerischen Simulation der Erschütterungsweiterleitung und der hieraus folgenden Einwirkungen auf Bauteile und Komponenten geführt und dürfen daher auch im Berichtsjahr als sehr zufriedenstellend bewertet werden. Die Auswertung der Berechnungsergebnisse der beiden ENSI-Teams hat ergeben, dass auf Basis der Kalibrierung der Rechenmodelle anhand der Versuchsdaten eine gute Annäherung an die Versuchsergebnisse erzielt worden ist.

Die Abgabe der Berechnungsergebnisse im Rahmen des Benchmark-Projekts bei den Organisatoren soll bis zum Ende des ersten Quartals 2019 erfolgen. Bis dahin soll mit den Berechnungen durch Modifikation von als massgeblich identifizierten Einflussgrößen eine noch bessere Anpassung an die Versuchsergebnisse erreicht werden. Die Phase 3 des Projekts IRIS soll mit einem Workshop im Frühjahr 2020 und der Erstellung eines Abschlussberichtes der Organisatoren zu Phase B abgeschlossen werden.

Publikationen

- M. Borgerhoff, M. Stadler, C. van Exel, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Indu-

ced Vibrations of a Reinforced Concrete Structure Tested in IRIS Phase 3 Project Subjected to Impact by a Deformable Missile, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea, 2017.

- Sara Ghadimi Khasraghy, Amin Karbassi, Christian Schneeberger, Peter Zwicky: Evaluation of Vibration Propagation of Reinforced Concrete Structures Subjected to Impact Loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea, 2017.

Referenzen

- [1] EDF: *Description of IRIS Phase 3 Project*, Date: 2018/12/20 (Rev. E).
- [2] VTT: *IRIS 3 – Soft impact testing of a reinforced concrete structure*, Research Report VTT-R-04829-16
- [3] SOFISTIK AG: *SOFISTIK, Analysis Programs, Version 30.0*, Oberschleissheim, 2014.
- [4] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): *LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R8.0*, 2015.
- [5] SIMULIA: *Abaqus Analysis User's Manual, Version 6.13*, Dassault Systèmes Simulia Corp., Rhode Island, USA, 2013.

SED–Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen

Author und Co-author(s)

D. Fäh, S. Wiemer, S. Bora, W. Imperatori,
A. Rinaldi, L. Urpi, P. Bergamo

Institution

Swiss Seismological Service

Address

Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich

Phone, E-mail, Internet address

+41-44-633 3857, d.feah@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 has focused on the investigation and improvement of ground-motion models and earthquake scaling for Switzerland. Recently, we have focused on the path- and site-specific attenuation properties. Based on Swiss borehole data, we have recognized a clear dependency of the attenuation on the local shallow subsoil conditions. While rather homogeneous hard rock sites are characterized by almost no scattering attenuation, the ground motion tends to be significantly scattered in unconsolidated soft soils. The hard-rock attenuation is dominated mainly by the intrinsic component with only small contribution from scattering. 2D/3D structures such as basins, valleys and ridges play an important role in earthquake hazard in Switzerland. We are presently exploring the role of surface and subsurface topography on ground motion duration. Within subproject 2, we have investi-

gated the effects of small-scale velocity heterogeneities, complex basin geometries and topography on the ground motion, particularly at close distance from the source. The non-linear behavior of shallow soft soils has been a central topic in our research, as we have collected CPT data in Switzerland fundamental to characterize the rheological response of soft materials. We have developed a new numerical code to calculate synthetic broadband seismograms and proposed an inversion scheme for the site-specific calibration of the high-frequency ground motions. Finally, we have started to investigate the physical origin of the local site-attenuation parameter κ . Within subproject 3, we have studied the potential for induced 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 induced seismicity after the closure of the deep geological repository. Realistic insitu condition and repository geometry are being included in our simulations.

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 sub-projects are:

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland;
2. Modelling wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion;
3. Induced seismicity and application for a deep geological disposal.

The focus of subproject 1 lies 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 and for smaller induced earthquakes as well. The work is based on observations in Switzerland and Japan. Studying the near-surface amplification and attenuation constitutes a key point in our research.

The scope of subproject 2 is to improve deterministic predictions of ground motion, especially with respect to near field, to nonlinear behavior in sedimentary rocks and soft soils, and to new trends in modeling 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. 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 geo-mechanical models to a situation of a deep geological disposal (e.g. nuclear waste repositories), develop and validate new modeling 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 is aimed at improving ground-motion prediction in Switzerland. Under the framework of

this subproject, ground-motion prediction equations (GMPEs) and site amplification models were developed (Michel et al., 2014; Cauzzi et al., 2015). Recently, Edwards and Fäh (2017) investigated the prediction of strong ground motion at rock sites in Japan, where a wide range of recording-site types were available for analysis. Two different approaches, based on empirical ground motion prediction equations (GMPEs) and stochastic simulations, were followed. Comparisons of empirical GMPE's predictions with the hard-rock data showed that all investigated empirical models lead to an overestimation of median ground motion levels at hard-rock sites in Japan. On the other hand, simulation-based predictions at rock sites were found comparable to observations because site-specific information was included in the simulation procedure. Edwards et al. (2015a), while studying attenuation properties at hard-rock sites in Switzerland, found that the epistemic uncertainty was significant, with different methods leading to very different results. This problem has severe consequences in Vs-kappa adjustments of GMPEs to common reference rock conditions (Bard et al., 2018).

The relevance of the local site-attenuation parameter kappa (κ_0) in engineering practices is well known. Using surface and down-hole stations of the Swiss seismic networks, Pilz & Fäh (2017) computed the path-corrected attenuation parameter (κ_0) at six locations in Switzerland. The intrinsic properties of the wave field 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. It was observed that, for most of the very hard-rock sites, scattering is negligible and intrinsic attenuation is the main controlling factor while weathered, low velocity soft layers can increase the apparent κ_0 due to the combination of scattering and intrinsic attenuation effects. However, the exact relative contribution of both factors is site dependent, and in general still poorly understood.

The influence of the soil layers is not only limited to kappa, but it also affects amplitude and duration of the ground motions measured at the surface during an earthquake. At the same time, 2D/3D structures as deep valleys, basins, ridges and complex topography are known to alter the characteristics of the ground shaking in a complex manner (e.g. Michel et al., 2014; Imperatori and Mai, 2015). It is therefore of utmost importance to derive

methods to quantitatively characterize such effects on duration, especially if we consider that they tend to dominate over 1D site-response, in particular at higher frequencies.

Early attempts to capture the local effects on duration were based on proxies already employed for the prediction of response spectral ordinates as Vs30 [1]. However it was noticed that the local surface and sub-surface topographical aspect has the biggest impact on the duration response. For instance, sediment-filled valleys can experience much longer ground motions due to the onset of edge-generated surface waves and their entrapment in the sedimentary basin. As a result, local duration response can be used to identify sites

with 2D/3D amplification effects [2]. Due to limited number of borehole stations in Switzerland, we have resorted to the world's largest array of borehole stations, the Japanese Kiban-Kyoshin (KiK-Net) network, to analyse the duration response at different sites and to systematically identify those sites with 2D/3D amplification effects.

Building upon available indirect geomorphological proxies for site response (for which [3] is the seminal work), we have identified a set of parameters able to capture the local terrain configuration. These parameters, derived from the quantitative analysis of digital elevation models (DEM) at different scales of investigation, are the normalized topographical index (TPI_{norm}) and the terrain class (Bur-

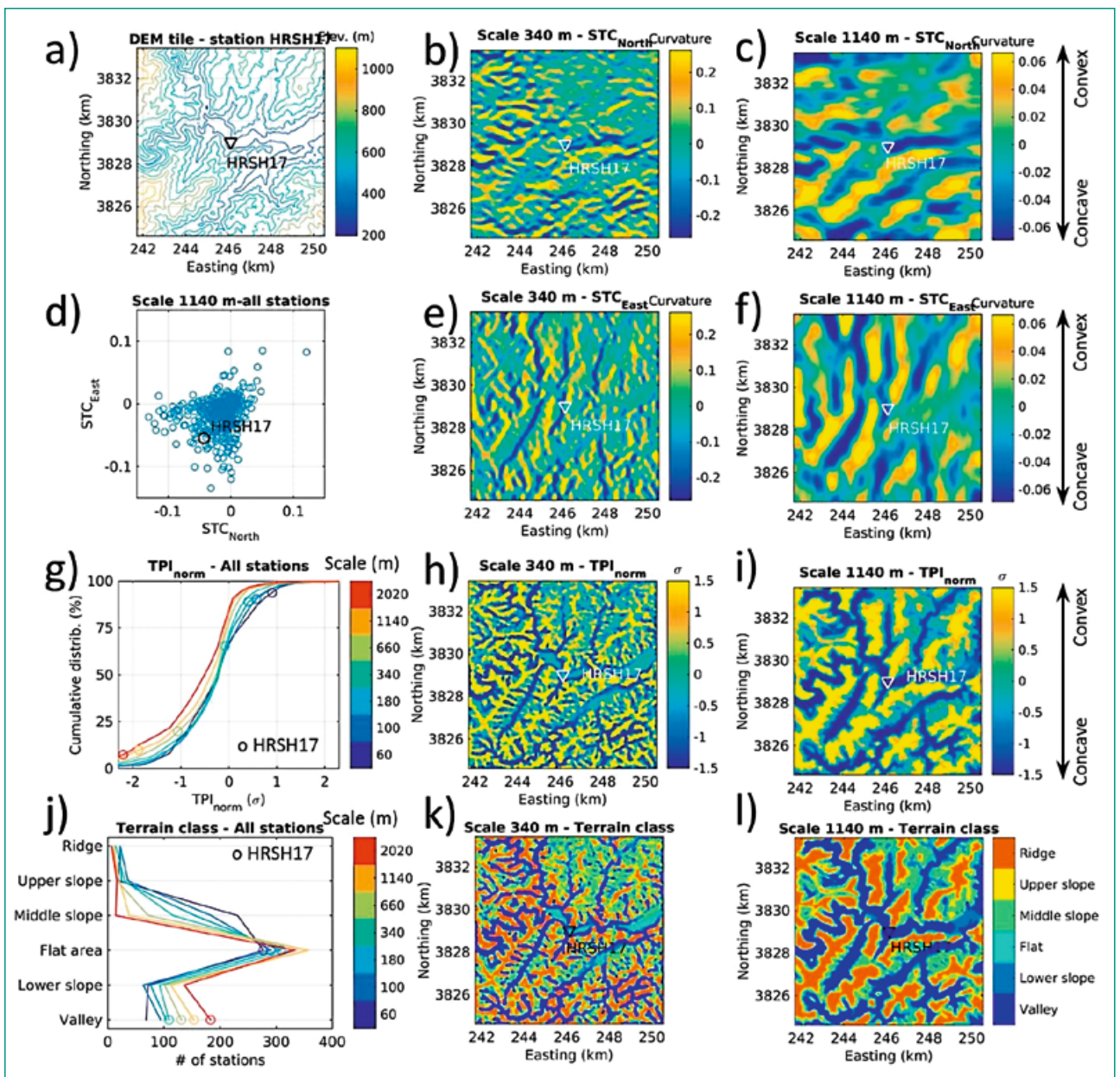


Figure 1: a) DEM tile covering the area surrounding KiK-Net station HRSH17. b, c) directional smoothed topographical curvature (STC) along northing axis at scales 340 (a) and 1140 m (b); e, f) directional STCs along easting axis; d) directional curvatures in north and east direction at all KiK-net stations; the value of HRSH17 is highlighted. g) cumulative distribution of TPI_{norm} values at all stations for all scales; the values for HRSH17 are indicated with circles. h, i) TPI_{norm} at scale 340 (h) and 1140 m (i) around HRSH17. j) distribution of all Kiknet stations among the terrain classes proposed by Burjanek et al. (2014); the affiliation of HRSH17 is indicated with circles. k, l) terrain classification at scales 340 (k) and 1140 m (l) around HRSH17.

janek et al., 2014), the smoothed topographical slope [4] and curvature [5] (total, as in [5], and also directional, the latter being an original development for this project).

To analyze the topographical morphology at each KiK-net station, we have used the «Advanced Space-borne Thermal Emission and Reflection Radiometer Global Digital Elevation Model Version 2», which we resampled for our purposes on a spatially regular grid of 20 m spacing (Figure 1a). As for the scales of analysis, we selected 7 logarithmically spaced lengths, 60, 100, 180, 340, 660, 1140 and 2020 m. Due to restrictions related to the DEM resolution [3], the computation of curvature alone was limited to the scales 180–2020 m.

Figure 1 shows indicative results for a sample station (HRSH17) representing a typical example of targeted site (2D/3D concave topographical structures). HRSH17 sits in the sedimentary bottom of a deeply incised valley, approx. 400 m wide (Figure 1a). The computation of directional smoothed curvatures (Figure 1b, c – along northing axis e, f – along easting axis) is effective in highlighting convex or concave structures (dark yellow or blue patches) with preferential direction of elongation, typical of a mountain environment (i.e. valleys and ridges). Similar results (quantitative identification of convex or concave features, at different scales) are obtained with TPI_{norm} index (Figure 1h, i), although in this case the directional information is lost. We have also found that the terrain classification we have implemented, following Burjanek et al. (2014; Figure 1k, l), adequately summarizes the complex structure of the topographical surface; for example, bottoms of valleys correctly fall in the «valley» terrain class, and they are surrounded by areas belonging to «ridge» class which actually cover the mountaintops (compare Figure 1k, l with 1a). It should be noted that, as the scale of analysis increases (2nd vs 3rd column in Figure 1), smaller extent features are washed out and large-range patterns gain prominence. Significantly, at small scales (60–180 m) station HRSH17 is classified as «flat area», while in the range 340–2020 m moves to the «valley» category since the wider extent of the investigation now includes the site in a larger scale feature. From our analysis of topographical proxies (Figure 1d, g, j), KiK-net stations appear to be preferentially located in concave structures (valleys, basins), as negative values of TPI_{norm} and curvature are prevalent. This trend becomes progressively more evident as the scale of investigation increases; in other words, stations that are situated in locally

flat or elevated areas are embedded in larger-scale concave basins. In terms of terrain classification, we have found that categories ranging from «valley» to «middle slope» are generally well represented at all scales, with only a few sites being assigned to «ridge» or «upper slope» classes. Consistently to what has been observed for TPI_{norm} , the amount of stations belonging to the «higher topography» categories (ridge, upper and middle slope) decreases as the scale of investigation increases. This information, together with other proxies (e.g. geology), will be used to derive duration models for different local conditions.

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

Research in subproject 2 has focused on several aspects of ground motion modeling, including realistic heterogeneous media representations, effects of complex subsurface structures and non-linear behavior of soft soils. We have found that velocity heterogeneities represent the major factor influencing ground motion and its variability, and that typical alpine topography can play a minor, although not negligible, role. In particular, Imperatori & Mai (2015) have shown that the ground motion variability due to such propagation effects could be comparable to the variability induced by complex rupture processes along fault planes. The importance of 3D propagation effects (e.g. basin resonance, channeling 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. We have proposed a new approach to validate 3D velocity models (Imperatori & Galovic, 2017), especially their shallower parts, based on the presence of unrealistic features in rupture models of moderate and large earthquakes. This study has also evidenced the key role played by the shape of even small geological basins in controlling the amplitude of induced surface waves. In the framework of the limits of ground motion, Vyas et al. (2018) have compared the effects of complex fault rupture processes and velocity heterogeneities in the crust on the coherence of high-amplitude, high-frequency Mach waves. They have found that the latter are sensibly affected by both factors, although their relative contribution depends on the distance from the fault. This study has also high-

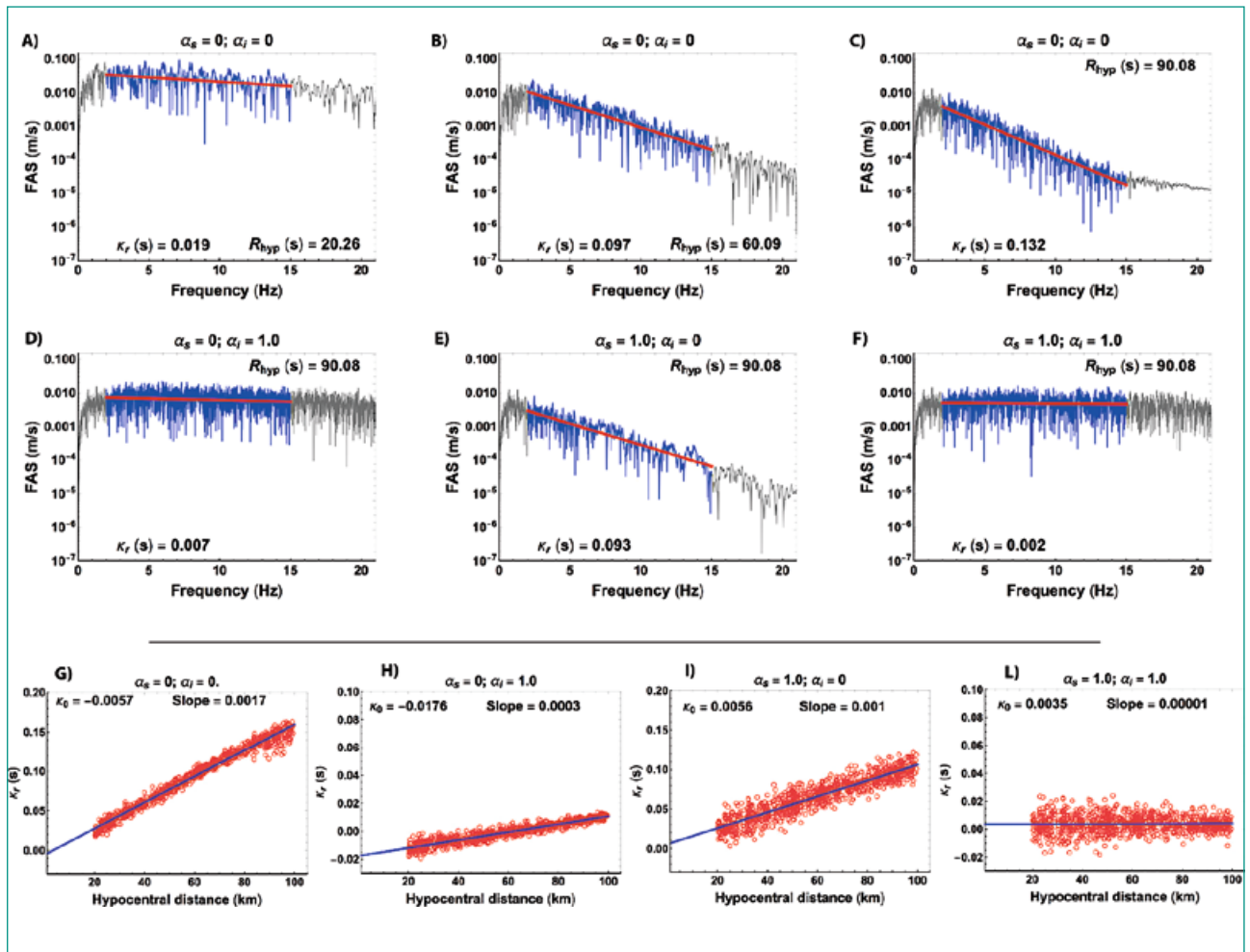


Figure 2 : From A to C: sample spectra and their linear fit (red line) at three different source–receiver distance ranges for the same scattering/attenuation model. The slope of the line is proportional to kappa. From D to F: as above, but referred to the same source–receiver distance and different scattering/attenuation models. From G to L: kappa estimates as function of distance for different scattering/attenuation models. Intercept marks κ_0 . For each model, the amount of scattered/absorbed energy scales with frequency as $f^{1-\alpha}$. When α for both scattering and intrinsic attenuation equals 1, these become frequency-independent and spectra do not decay (see case L).

lighted the possibility that on-fault super-shear rupture speed may occur more often than observed in ground motion recordings.

Numerical simulations of ground motion have great potential in seismic hazard studies, as they could lead to a decrease of the epistemic uncertainty. However, fully deterministic simulations spanning a wide frequency range are still computationally very expensive and are usually limited to few selected cases. We have developed a new numerical code to generate hybrid synthetic seismograms well suitable to explore a large parameter space since it can reproduce the fundamental features of the ground motion over a wide range of frequencies without being excessively demanding from a computational point of view (Imperatori & Fäh, 2017). Recently we have used a preliminary version of the code to produce seismic shaking scenarios in the Po plain sedimentary basin (Northern Italy), a densely populated area struck in 2012 by

two magnitude 6 earthquakes that caused damage for more than 13 billions Euro [6]. In our study (Van Ede et al., 2018) we were able to reproduce at several sites the main features of the recorded ground motion, especially its overall duration. This investigation has further evidenced that, even in the context of hybrid simulations, realistic 3D velocity models are key to accurate ground-motion predictions. Our modeling has benefitted of an inversion procedure developed to calibrate two fundamental parameters at the core of the broadband code, namely the scattering and the intrinsic attenuation parameter. It should be noted that, in this particular application, both parameters are affected by body and surface waves propagation effects, possibly at several distance ranges, and they cannot be directly compared to the results of Pilz & Fäh (2017). The calibration for each individual target site is performed using a large amount of recordings in order to guarantee that the retrieved

quantities reflect the local site conditions as much as possible. We stress out that the inversion procedure can be applied also at Swiss sites where recordings of small earthquakes are available.

Lately, we have established a close collaboration with subproject 1 to determine the physical origin of the local site-attenuation parameter κ . Although some progress has been made recently [7, 8], a thorough investigation on the nature of κ is still missing. In our study we have made use of advanced numerical simulations based on the radiative transfer theory (RTT; [9]) taking into account different scattering regimes (isotropic, forward) in 3D. Our numerical approach relies on the generation of random, uncorrelated time-series at a large number of receivers shaped by energy envelopes representing the joint effect of scattering and intrinsic attenuation expressed in terms of parameters η_s and η_i , respectively. These quantities are proportional to the scattered and absorbed energy and both scale with frequency as $f^{(1-\alpha)}$, where α is usually estimated to lie in the range 0.5 to 1. At this early stage of our investigation, we have considered isotropic sources embedded in a half-space and modeled only S body waves as these represent the largest component of coda waves [9]. At the same time, in order to consider all possible combinations of scattering and intrinsic attenuation, we let α vary between 0 and 1.5. By following the original procedure of [10] we computed κ by fitting the Fourier amplitude spectrum of each time-series. Results, as can be seen in Figure 2, strictly depend on α . We have found that both scattering and intrinsic attenuation control κ , although in a different fashion. In particular, since scattering translates into longer travel-times, the seismic energy can be (all else equal) more attenuated if scattering is strong (compare Figure 2a and Figure 2b, for instance). This also means that a weakly scattering medium with strong intrinsic attenuation and a weakly attenuating medium with strong scattering properties may lead, in principle, to similar κ estimates.

The non-linear behavior of soft soils has been another major topic in our research activities. In particular, we have sensibly increased the CPT database necessary to validate an inexpensive but robust procedure to calibrate the large number of free parameters that typically characterize non-linear rheological models. After the latest field campaigns in Wallis (Fully, Collombey, Visp) and Rheintal (Werdenberg, Saxerriet), our database contains 13 high-quality measurements.

3. Induced seismicity and application for a deep geological repository (DGR)

The overall objective of this subtask was to investigate the possible occurrence of induced (micro-) seismic events due to the High-Level Waste (HLW) repository construction and disposal activities, as well as due to the Low-Level Waste (LLW) repository construction. The questions we have addressed concern two fundamental seismological topics:

- The nucleation of a rupture: if a rupture takes place, at which stress state will this happen?
- The propagation of a rupture: will it be a seismic rupture, and of what magnitude?

Available studies suggest that the potential for creation of new fractures (i.e. bringing intact rock to failure) is non-existent or negligible [11] and possibly occurring only for unlikely rock parameters [12]. Nevertheless, shear failure on pre-existing, 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 constitute an important monitoring tool to assess the behaviour of the disposal system.

Regarding the construction of a DGR, the influence of tunnel excavation on fault stability has been investigated with a numerical model reproducing suboptimal condition for fault reactivation (i.e. large stress difference, extremely stressed fault close to failure and with low shear strength) and different tunnel diameters, in order to mimic the excavation of both the access and the emplacement tunnels (Rinaldi & Urpi, 2018). Results indicate that micro-seismicity (i.e. events with magnitude smaller than 1) can be triggered by the local stress perturbation induced by the excavation. These small events, not only they do not represent an issue for the safety of the repository, but they would be even beneficial, as they may illuminate previously undetected fractures or faults that could be reactivated at a later stage or affected by thermo-hydrromechanical processes after site closure. In a second step, we have explored the possibility of rupture nucleation during the operation of the DGR. The effect of temperature and pore pressure changes due to the HLW repository is investigated with a synthetic test under plane-strain conditions. A scheme of the model is shown in Figure 3a. Our test has suggested that the occurrence of nuclea-

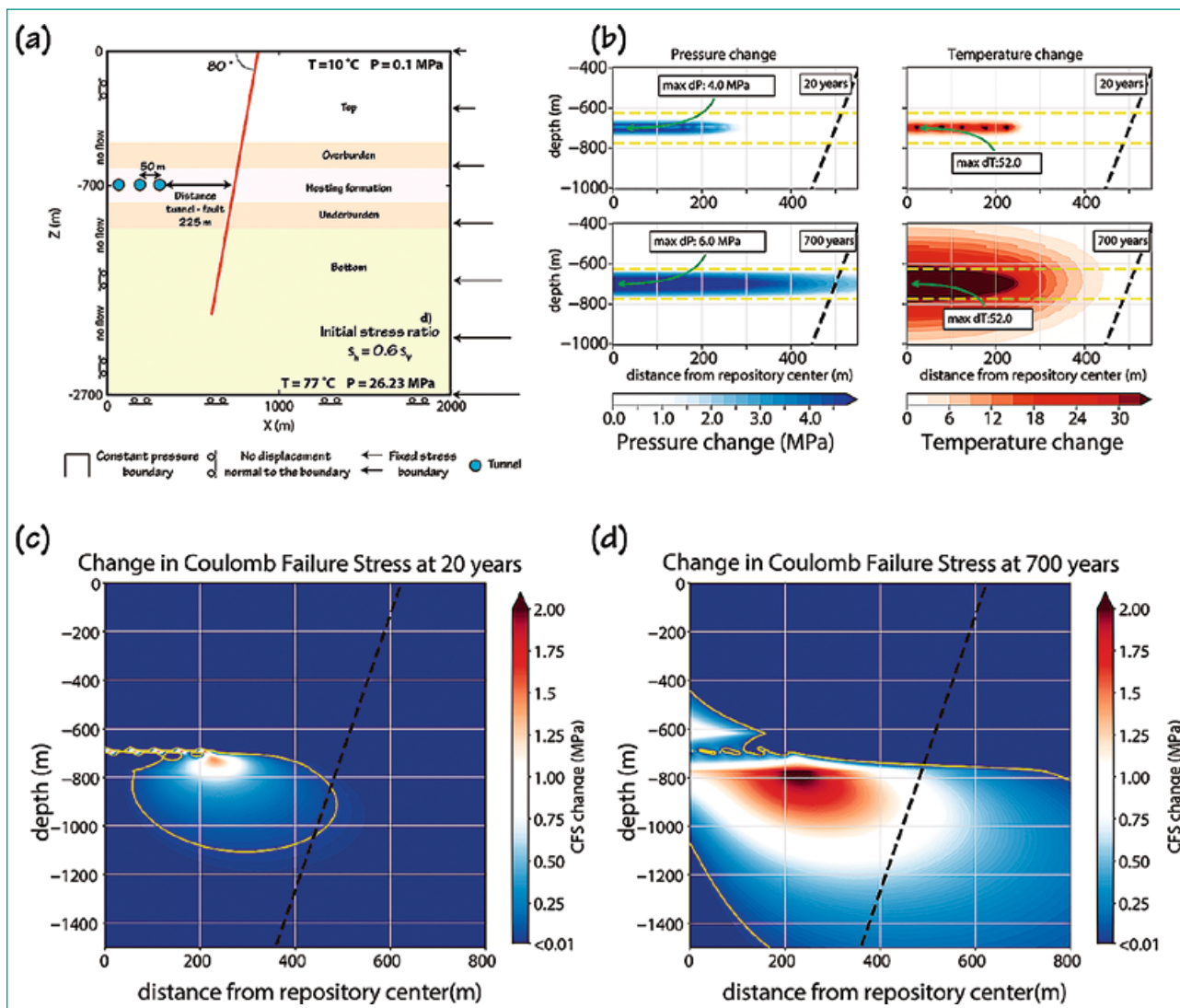


Figure 3: (a) Schematic representation of the model, including tunnel locations (vertical and horizontal axis are not to scale). (b) Pore pressure and temperature changes at different times. Dashed yellow lines indicates the low-permeability disposal formation, dashed black line the hypothetical location of the fault. (c) and (d) Change in Coulomb Failure stress (change in shear stress plus changes in normal stress times the friction coefficient) at different times, for a fault having dip 80 degrees and in a normal stress environment (vertical stress is the largest). Dashed black lines indicate the hypothetical location of a fault at 275m distance from the outermost tunnel.

tion and propagation of a rupture can be affected by two factors: (1) the repository design, such as thermal load produced by the canisters, geometry and size of the repository, and by (2) the properties and conditions of the hosting formation (e.g., in-situ stress condition, elastic properties, frictional behavior, fault size). Moreover, our study has emphasized that the stability of faults close to the HLW repository site should be evaluated for the future repository site using site-specific information. Stress and pore pressure perturbation induced by the HLW thermal load can affect the stability of a fault, depending on the in-situ stress state and on the relative position of the fault. The thermal pressurization, i.e. the increase in pore pressure due to the thermal dilatation of the hosting formation, may destabilize the rock mass via reduction of nor-

mal effective stress and/or by the pro-elastic response (indirect stress changes due to pressurization of the clay hosting the emplacement tunnels) of the farfield rockmass. An example of temperature and pressure evolution for a DGR is visible in Figure 2b, while Figure 2c and 2d represent the change of Coulomb Failure Stress (ΔCFS) at different times, defined as: $\Delta CFS = \Delta\tau + \mu\sigma'_n$ where $\Delta\tau$ is the variation in shear stress, μ is the friction coefficient and σ'_n is the variation in effective normal stress (positive is tensile). A positive value of ΔCFS indicates that the stress state at a certain location approaches the shear strength of a plane of weakness at that location (with defined orientation and slip direction). Concerning the expected size of the rupture, it is reasonable to assume that its maximum in the worst-case scenario is limited by the

fault dimension: our model provides a further, smaller bound, based on quasistatic rupture propagation and evaluating slip profile even if the fault slips in its integrity.

The interaction between the thermo-elastic stresses and pore pressure changes in space and time has been investigated for a single tunnel (Urpi et al., 2017) and it has been extended to include multiple emplacement tunnels (Urpi et al., 2018). A sensitivity analysis on different stress ratios, different cohesion values and different repository-fault distances has been carried out. We found a preliminary limiting value for the stress ratio S_H/S_V of 0.63 in a normal stress environment: if lower than this value, our simulations shows that the shear stress may exceed the shear strength in the first centuries of operation, for a fault at less than 300 m distance from the outermost tunnel.

Currently, our model represents a plane strain vertical section; therefore, the rupture process is limited to take place in the vertical direction. Reactivation of the fault zone occurs, following a Mohr-Coulomb criterion, and sudden slip is simulated by means of a strain-softening friction law. The hosting formation follows an elastic rheology. The fault is assumed as a large structure (>1000 meters length along dip) cutting through the Opalinus Clay. The combined poro- and thermo-elastic stress perturbations affect the fault stability at depth, 200 m below the Clay formation: no direct perturbation of pressure or temperature on the fault plane is necessary to initiate slip movement. The rupture behavior (aseismic or seismic) and its propagation depend on the in-situ rheological properties. Assuming that the fault material allows for seismic slip and that the fault is critically stressed due to the background natural tectonic stress, a fault located at less than 300 m from the repository will induce a microseism with an equivalent moment magnitude between a minimum of 0.55 (if the fault is cohesionless) and of 2.4 (if the cohesion value is 0.4 MPa and drops to 0 during slip).

This result must be considered as an approximate value. Indeed, we have assumed the same properties for the fault as for the Opalinus Clay but, at the simulated depth of reactivation, frictional properties could be different. This may lead to different results, either allowing for larger accumulation of elastic energy or lower release of seismic energy or no shear movement at all. Evaluation of the stress state and of the rheological properties of the formations below the repository formation are key

ingredients to evaluate the possible occurrence of induced seismicity.

National Cooperation

We had active collaborations with the Mont Terri Underground Lab and Swisstopo to model the on-going Fault Slip experiment at Mont Terri. We co-operated with Engineering Geology group at ETHZ to discuss issues related to deep geological disposals, such as the influence of different constitutive models to capture the rheological behaviour of clay at depth and to correctly represent the tunnel excavation in the numerical model.

International Cooperation

We established active collaborations with the University Joseph Fourier in Grenoble and the University of Potsdam, resulting in common research activities for the development of improved GMPEs (in particular duration and Fourier models). We have strengthened our cooperation with the Disaster Prevention Research Institute, University of Kyoto, Japan. Ground-motion simulations were conducted in collaboration with the Charles University of Prague, the King Abdullah University of Science and Technology in Jeddah and the San Diego State University. We have started collaboration with IFSTAR, fostered by a workshop held at the SED, focusing on the nature of kappa based on finite-difference simulations in complex media. Research on induced seismicity during operational phase is currently carried out in collaboration with the Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) in Berkeley. An on-going discussion with the experts at the Canadian Nuclear Safety Commission regarding model parameters and goal continued during the year.

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

We have compiled a dataset of topographic parameters for seismic stations in Japan based on a large amount of borehole sites. In a second step we will study the correlation of site-specific duration with these parameters together with geological parameters. This will allow us to calibrate ground-motion duration models using various

site-proxies. The developed methodology will be then applied to the Swiss network. We emphasize that duration is fundamental to move from models in the Fourier domain to models in the response-spectral domain. A Fourier spectral amplification model will be proposed using a similar approach. It is also important to note that an improved duration model is required to update the Swiss stochastic model of Edwards and Fäh (2013). In the context of ground motion modelling, we have applied a preliminary version of the broadband code to scenario simulations in the Po plain basin. Results will be used to further refine the code. We have developed an inversion procedure to calibrate scattering and intrinsic attenuation parameters for each target location. We have started an investigation on the nature of the local site attenuation parameter kappa supported by advanced numerical models. We will make use of Monte Carlo simulation techniques to extend our study to more realistic three-dimensional media featuring basins and topography. Our ultimate goal is to apply these techniques to Swiss sites in order to produce robust estimates of scattering and intrinsic attenuation at regional and local scale and to establish a link with available measurements of kappa. Such estimates may serve as a basis for accurate hybrid ground motion simulations in Switzerland.

We have developed a forward numerical model to assess the occurrence of seismicity with the post-closure behaviour of the repository. Numerical simulations with different simplified models of the repository design, as well as different in-situ stress regimes, have been initiated and a 3D model will be completed in the following year. This model will account for frictional laws derived from the latest published data and for heterogeneities in the hosting formation properties as derived from 3D geological models.

Publications in the project 2014–2018

- Bard, P.-Y., Bora, S., Hollender, F., Laurendeau, A. and Traversa, P. (2018). Are the standard VS_{30} -Kappa Host-To-Target adjustments the best way to get consistent hard-rock ground motion prediction? Submitted to Pure and Applied Geophysics.
- Burjānek, J., B. Edwards and D. Fäh (2014). Empirical evidence of local seismic effects at sites

with pronounced topography: a systematic approach. *Geophysical Journal International*, doi: 10.1093/gji/ggu014.

- Cauzzi, C., B. Edwards, D. Fäh, J. Clinton, S. Wiemer, P. Kästli, G. Cua and D. Giardini (2014). New predictive equations and site amplification estimates for the next-generation swiss shake-maps, *Geophys. J. Int.*, doi: 10.1093/gji/ggu404
- Edwards, B. and D. Fäh (2013). A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 103(1), 78–98.
- Edwards, B., O.-J. Ktenidou, F. Cotton, N. Abrahamson, C. V. Houtte and D. Fäh (2015a). Epistemic Uncertainty and Limitations of the Kappa0 Model for near-Surface Attenuation at Hard Rock Sites, *Geophysical Journal International*, doi: 10.1093/gji/ggv222.
- Edwards, B., T. Kraft, C. Cauzzi, P. Kästli and S. Wiemer (2015b). Seismic Monitoring and Analysis of Deep Geothermal Projects in St Gallen and Basel, Switzerland, *Geophysical Journal International* 201, 1020–1037, doi: 10.1093/gji/ggv059.
- Edwards, B. and D. Fäh (2017). Prediction of earthquake ground motion at rock sites in Japan: evaluation of empirical and stochastic approaches for the PEGASOS Refinement Project. *Geophys. J. Int.* 211(2), 766–783.
- Ermert, L., Poggi, V., Burjnek, J. and Fäh, D. (2014). Fundamental and higher two-dimensional resonance modes of an Alpine valley. *Geophys. J. Int.*, Vol. 198, Issue 2, 795–811.
- Graupner, B.J., J. Rutqvist, Y. Guglielmi, T.S. Nguyen, J.-W. Park, W.-J. Shiu, L. Urpi, G. Ziefle (2017). Modelling the induced slip of a fault in argillaceous rock. 7th Clay Conference, Davos, Switzerland, 24–27 September, 2017.
- 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., Mai, M. (2015). The role of topography and lateral velocity heterogeneities on near-source scattering and ground motion variability, *Geophys. J. Int.* 202, doi: 10.1093/gji/ggv281
- Imperatori, W. and F. Gallović (2017). Validation of 3D velocity models using earthquakes with shallow slip: case study of the Mw6.0 2014 South Napa, California, event. *Bull. Seism. Soc. Am.*, 107(2), 1019–1026.
- Imperatori, W. and D. Fäh (2017). The new BBToolbox 2.0: a revised tool to compute hybrid

synthetic seismograms, PSHA workshop, 5–7 September 2017, Lenzburg, Switzerland.

- Michel, C., B. Edwards, V. Poggi, J. Burjanek, D. Roten, C. Cauzzi and D. Fäh (2014). Assessment of site effects in alpine regions through systematic site characterization of seismic stations, *B Seismol Soc Am*, 104 (6), doi: 10.1785 / 0120140097.
- Poggi, V., Ermert, L., Burjanek, J., Michel, C. and Fäh, D. (2015). Modal analysis of 2-D sedimentary basin from frequency domain decomposition of ambient vibration array recordings. *Geophys. J. Int.*, Vol. 200, 615–626.
- Pilz, M., Fäh, D. (2017). The contribution of scattering to near-surface attenuation. *J. Seismol.*, 21:837–855.
- Rinaldi, A. P., Nespoli, M. (2017). TOUGH2-SEED: a coupled fluid flow and mechanical stochastic approach to model injection-induced seismicity. *Comp. Geosci.*, 108, 86–97.
- Rinaldi, A. P., Urpi, L.: Seismicity induced by tunnel activity: hints from numerical modelling. 1st CouFrac Conference proceedings, 2018.
- Urpi, L., Rinaldi, A. P., Rutqvist, J., Cappa, F., Spiers, C. J. (2016). Dynamic simulation of CO₂ injection-induced fault rupture with slip-rate dependent friction coefficient. *Geomech. Energy Env.*, 7, 47–65. doi: 10.1016/j.gete.2016.04.003
- Urpi, L., Rinaldi, A. P., Rutqvist, J. Fault reactivation induced by thermal pressurization in a deep geological repository. Submitted, under revision, 2018.
- Urpi, L., Rinaldi, A. P., Rutqvist, J. (2017) Fault reactivation induced by temperature and pressure changes in the life of a deep geological repository, Proceedings of the 51st US Rock Mechanics/Geomechanics Symposium, San Francisco, California, USA.
- Van Ede, M.C, Molinari, I., Imperatori, W., Kissling, E., Baron, J. and Morelli A., Hybrid broad-band seismograms for seismic shaking scenarios: an application to the Po Plain sedimentary basin (Northern Italy), submitted to *Pure and Applied Geophys.*, 2018.
- Vyas, J., Mai, M., Galis, M., Dunham, E., Imperatori, W. (2018). Mach wave properties in the presence of source and medium heterogeneity, *Geophys. J. Int.*, 214, 2035-2052.

References

- [1] Bommer J. J., Stafford, P. J. and Alarcon, J.E. (2006). Empirical equations for the prediction of significant, bracketed and uniform duration on earthquake ground motion. *Bull. Seismol. Soc. Am.* 99, no. 6, 3217–3233.
- [2] Beauval C., Bard, P.-Y., Moczo, P. and Kristek, J. (2003). *Bull. Seismol. Soc. Am.* 93, no. 1, 371–385.
- [3] Wald D. and T. I. Allen (2007). Topographic Slope as a Proxy for Seismic Site Conditions and Amplification. *BSSA*, vol. 97., no. 5 pp. 1379–1395.
- [4] Thompson, E. M., D.J. Wald and C. B. Worden (2014). A Vs30 Map for California with Geologic and Topographic Constraints. *BSSA*, vol. 104, np. 5, pp. 2313–2321.
- [5] Maufroy E., V.M. Cruz-Atienza, Cotton, F. and Gaffet, S. (2015). Frequency-Scaled Curvature as a Proxy for Topographic Site-Effect Amplification and Ground-Motion Variability. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 105(1),
- [6] Munich Re (2018) NatCat service. URL <http://natcatservice.munichre.com/>
- [7] Parolai, S. (2018). κ_0 : origin and usability. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 108(6), 3446–3456.
- [8] Parolai, S., Bindi, D., Pilz, M. (2015). κ_0 : the role of intrinsic and scattering attenuation, *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 105(2A), 1049–1052.
- [9] Sato, H., M. Fehler, and T Maeda (2012). *Seismic Wave Propagation and Scattering in the Heterogeneous Earth*, Second Edition, 494 pp., Springer, New York.
- [10] Anderson, J. G., Hough, S. E. (1984). A model for the shape of the Fourier amplitude spectrum of acceleration at high frequencies. *Bull. Seism. Soc. Am.*, 74(5), 1969–1993.
- [11] NAGRA (2009). Arbeitsbericht NAB 09-25: Numerical Modelling of the Thermo – Hydro – Mechanical Loading in a geological repository for HLW and SF.
- [12] Rutqvist, Jonny, et al.: Modeling of coupled thermo-hydro-mechanical processes with links to geochemistry associated with bentonite-backfilled repository tunnels in clay formations. *Rock Mechanics and Rock Engineering* 47.1 (2014): 167–186, 2014.

CASH Phase 2B – Bemessungsreserven von Stahlbetonschubwänden bei Erdbebeneinwirkung

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff ¹⁾ , P. Brede ¹⁾ , M. Stadler ¹⁾ , Y. Mondet ²⁾ , S. Hak ²⁾ , D. Zimos ²⁾ , T. Szczesiak (ENSI)
Beauftragte Institution	¹⁾ Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland ²⁾ Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
Adresse	¹⁾ Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum ²⁾ Forchstrasse 395, CH-8032 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	¹⁾ +49 (0)234 96 130 30, borgerhoff@stangenberg.de ²⁾ +41 (0)44 387 13 63, yves.mondet@baslerhofman.ch
Dauer des Projekts	2015 bis 2018

ZUSAMMENFASSUNG

Das internationale Benchmark-Projekt *CASH* (Benchmark on the Beyond Design Seismic **C**Acapacity of Reinforced Concrete **S**Hear Walls) wird von der OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) unter Beteiligung von EDF (Electricité de France) und SIXENSE NeCS (als Organisator) durchgeführt. Das Projekt hat das Ziel, die Verlässlichkeit von Berechnungsverfahren und Methoden im Hinblick auf das Tragvermögen von Stahlbetonschubwänden, wie sie für Bauwerke von Kernkraftwerken typisch sind, unter Erdbebeneinwirkungen zu bewerten, die über die der Bemessung zugrunde liegende Beanspruchung hinausgehen. Das Projekt ist in zwei Bearbeitungsphasen unterteilt. In der Phase 1 bestand die Aufgabe für die 11 teilnehmenden internationalen Teams darin, anhand der Nachrechnung von Versuchen an Stahlbetonschubwänden, die 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) [1] durchgeführt worden waren, eine Kalibrierung der hierbei verwendeten nichtlinearen Finite-Elemente (FE)-Berechnungsmodelle vorzunehmen. Da die Benchmark-Ergebnisse der Phase 1 eine grosse Streubreite aufwiesen, wurde von den Organisatoren eine zusätzli-

che Phase 1B eingeführt, in der eine grössere Anzahl von Materialparametern eindeutig vorgegeben wurde. Mit den auf dieser Basis durchgeführten numerischen Simulationen einer gegenüber Phase 1 reduzierten Anzahl von Versuchen wurde eine deutliche Verbesserung der Vergleichbarkeit erreicht.

Die verbesserten Ergebnisse der Phase 1B dienen als Grundlage für die numerischen Analysen in der Phase 2 [2], in der zwei für Kernkraftwerksgebäude repräsentative mehrstöckige Schubwände ohne und mit einer grossen Öffnung zu untersuchen waren. Mit den zu diesem Zweck erstellten FE-Berechnungsmodellen der beiden Wände waren lineare modale Analysen nach dem Antwortspektrenverfahren für ein vorgegebenes Beschleunigungsspektrum, nichtlineare statische Pushover-Analysen und lineare sowie nichtlineare dynamische Berechnungen für einen mit verschiedenen Vergrößerungsfaktoren zu skalierenden Erdbebenzeitverlauf durchzuführen. Hierüber wurde im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017 ausführlich berichtet.

Auch die Ergebnisauswertung zu Phase 2 veranlasste die Organisatoren dazu, eine zusätzliche Projektphase 2B anzuschliessen, in deren Spezifikation [3] verschiedene Klarstellungen vorgenommen, zusätzliche Anweisungen gegeben und geringfügige Änderungen der Auf-

gabenstellung angebracht wurden. Das ENSI hat sich unter Beteiligung der Experten von Basler & Hofmann (B&H) sowie Stangenberg und Partner (SPI) auch an dieser letzten Phase des Benchmark-Projekts *CASH* mit zwei Teams beteiligt. Der Vergleich der Berechnungen beider Teams zeigt, dass die mittels unterschiedlicher FE-Berechnungsmodelle erzielten Ergebnisse plausibel sind und die festgestellten Abweichungen begründet und nachvollzogen werden können. Mit der im Rahmen des Benchmark-Projekts *CASH* erzielten Optimie-

rung der Berechnungsmodelle ist die Zuverlässigkeit der Bewertung der Tragfähigkeit von Stahlbetonschubwänden bei auslegungüberschreitenden Erdbebeneinwirkungen verbessert worden. Vergleiche der eingereichten Resultate seitens der Organisatoren sowie ggf. ein abschliessender Workshop sind noch ausstehend. Weitere Erkenntnisse aus den Berechnungen aller Benchmark-Teilnehmer werden daher aus dem Abschlussbericht der Organisatoren hervorgehen.

Projektziele

Die Ziele dieses Projektes bestehen darin, das dynamische Verhalten von Stahlbetonschubwänden bei auslegungüberschreitenden Erdbebenbeanspruchungen unter Verwendung von Berechnungsprogrammen realistisch und zuverlässig zu modellieren. Dabei sind in der ersten Projektphase die Berechnungsparameter anhand der Messdaten aus pseudodynamischen Versuchen an einfachen Stahlbetonschubwänden kalibriert worden. Dadurch sollte auch die Aussagegenauigkeit komplexerer Modelle verbessert werden, damit mögliche Tragreserven beliebiger Stahlbetonschubwände zuverlässiger abgeschätzt werden können.

Das ENSI hat sich mit zwei Teams gemeinsam mit den Experten für Strukturtechnik und Erdbebeningenieurwesen von *B&H* und *SPI* an dem Benchmark-Projekt *CASH* beteiligt. Hierbei stand auch im Berichtsjahr 2018 die Beurteilung der Leistungsfähigkeit der für die nichtlinearen Analysen verwendeten Rechenprogramme *LS-DYNA* [4] und *SOFISTIK* [5] im Vordergrund. In der im Jahr 2017 bearbeiteten Phase 2 waren mit der beschriebenen Zielsetzung nichtlineare statische und dynamische Berechnungen für zwei mehrstöckige Schubwände ohne und mit einer grossen Öffnung durchgeführt worden. Die Streubreite der Ergebnisse veranlasste die Organisatoren dazu, eine zusätzliche Projektphase 2B anzuschliessen, in der die Berechnungen für die beiden geringfügig modifizierten Schubwandtypen mit genauer definierten Berechnungsparametern wiederholt werden sollten.

Die Ergebnisse dieser Berechnungen wurden von den beiden Teams *B&H* und *SPI* im Oktober 2018 bei den *CASH*-Organisatoren eingereicht. Das Organisationskomitee führt eine Auswertung der Be-

rechnungsergebnisse aller Benchmark-Teilnehmer durch und nimmt die daraus hervorgehenden Schlussfolgerungen in den für die OECD anzufertigenden Abschlussbericht auf.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Die im Jahr 2018 durchgeführten Arbeiten der Projektphase 2B gliedern sich in drei Teilaufgaben (Task 1: Modellierung der betrachteten Wände und lineare Spektralanalyse für ein vorgegebenes Antwortspektrum, Task 2: nichtlineare Push-over-Analysen, Task 3: Dynamische Zeitverlaufsrechnungen mit vorgegebenen Erdbebenbeschleunigungen verschiedener Intensitäten). Die Berechnungen erfolgen an nichtlinearen Berechnungsmodellen, mit denen die zwei untersuchten mehrgeschossigen Stahlbetonschubwände abgebildet werden. Die Eigenschaften und die Geometrie der Strukturen sind dabei in Anlehnung an für Kernkraftwerksgebäude repräsentative Stahlbetonschubwände gewählt worden. Es werden zwei Strukturen mit gleichen Abmessungen untersucht, die als reguläre und irreguläre Struktur bezeichnet werden.

Die reguläre Struktur besteht aus einer vierstöckigen 12 m langen Wand mit 1 m breiten Flanschen an beiden Enden (vgl. Abbildung 1, links), die Stützen bzw. mitwirkende Wandabschnitte repräsentieren. Die Geschosshöhe beträgt 4 m. Die Decken sind als 1 m breite Platten angedeutet. Alle Strukturelemente (Wand, Flansche, Deckenplatten) haben eine Stärke von 0,4 m. Alle Bauteile sind monolithisch miteinander verbunden. Die Gesamtwand wird als unten starr eingespannt angenommen.

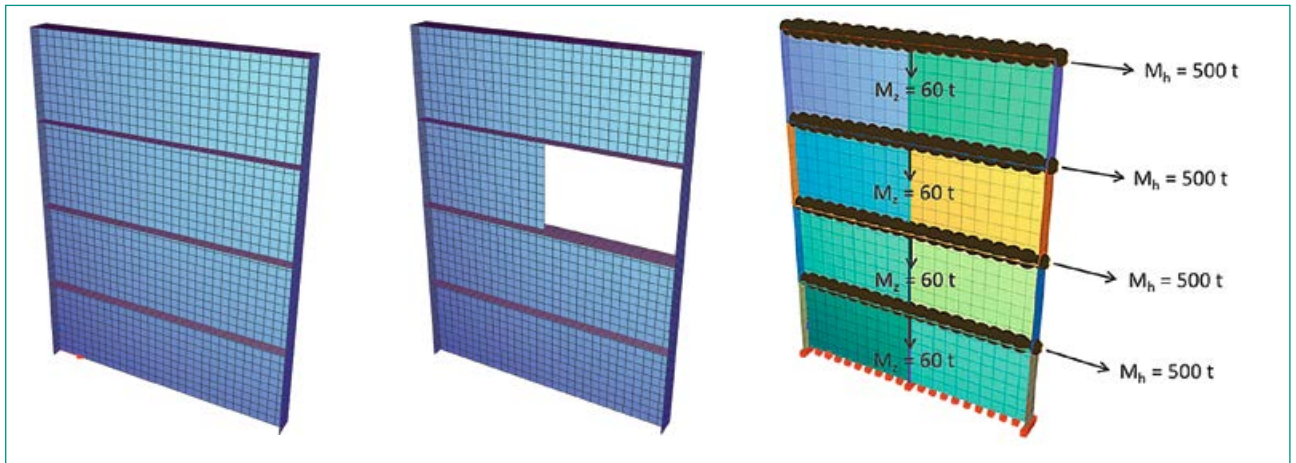


Abbildung 1: SOFiSTiK-Modelle der regulären (links) und irregulären Wand (Mitte) sowie Darstellung der Zusatzmassen je Geschoss an der regulären Struktur (rechts), Quelle: SPI

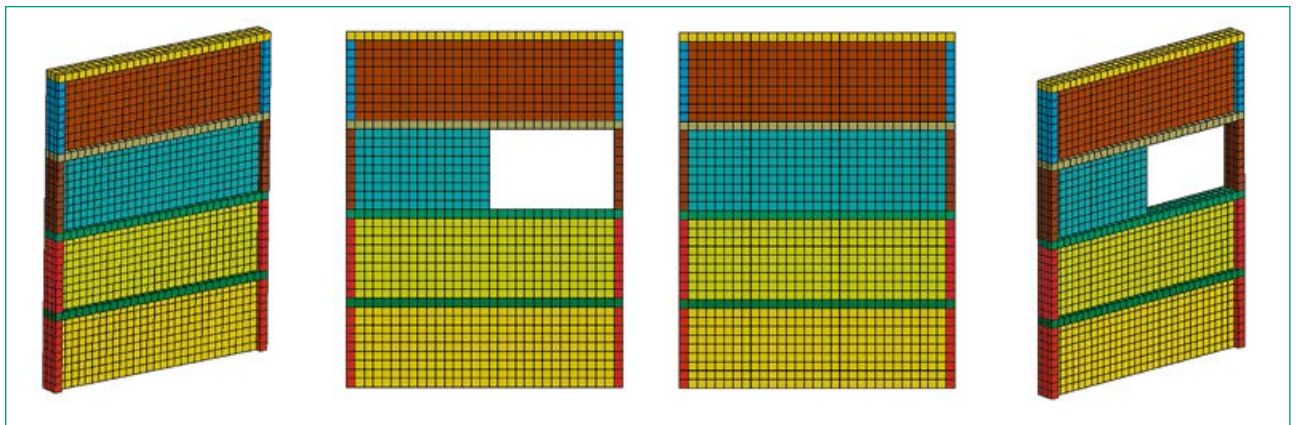


Abbildung 2: LS-DYNA-Modelle der regulären (links) und irregulären Wand (rechts), Quelle: B&H

Abweichend von der regulären Struktur besitzt die irreguläre Struktur über die Höhe des dritten Geschosses eine grosse Öffnung, die sich über die rechte Hälfte des Wandquerschnitts erstreckt (vgl. Abbildung 1, Mitte). Bei einer Höhe der Strukturen von insgesamt 16 m und einer Breite von 12 m beträgt das Seitenverhältnis von Höhe zu Breite 4/3. In Ergänzung des Eigengewichts der beiden Strukturen werden in jeder Deckenebene Zusatzmassen von 500 t als ausschliesslich horizontal wirkende und von 60 t als ausschliesslich vertikal wirkende Massen berücksichtigt (vgl. Abbildung 1, rechts). Die horizontal wirkenden Massen simulieren den Einfluss der angrenzenden Wände und Decken und ermöglichen es, eine für ein nukleares Gebäude realistische Eigenfrequenz des gesamten Systems zu erreichen.

Für die nichtlinearen FE-Berechnungen ist auch in Phase 2B vom Team SPI das Rechenprogramm SOFiSTiK und vom Team B&H das Rechenprogramm LS-DYNA verwendet worden. Das in Abbildung 1 dargestellte SOFiSTiK-Modell besteht aus mehrschichtigen Schalenelementen, mit denen das Zu-

sammenwirken von Beton und Bewehrung abgebildet wird. Das LS-DYNA-Modell besteht hingegen aus Volumenelementen, die den Beton abbilden. Die darin enthaltene Bewehrung wird in dem Modell explizit durch zusätzliche eingebettete Stabelemente repräsentiert. Das reguläre und das irreguläre Modell werden in Abbildung 2 gezeigt.

Die Bearbeitung der drei Teilaufgaben Task 1 bis Task 3 wird nachfolgend anhand eines Vergleichs der von den beiden Teams mit ihren unterschiedlichen Berechnungsmodellen erzielten Ergebnisse beschrieben.

Task 1: Die erste Teilaufgabe der Projektphase 2B bestand aus der Ermittlung der Eigenfrequenzen und der linearen Systemantwort für ein vorgegebenes Beschleunigungsspektrum mit Hilfe des Antwortspektrenverfahrens. Die Berechnungen sind für beide betrachteten Strukturen nach den Vorgaben der Organisatoren mit einem auf die Hälfte reduzierten E-Modul des Betons von $E_c = 15\,000 \text{ MPa}$ durchgeführt worden, um die Steifigkeitsverminderung infolge Rissbildung und das nichtlineare Verhalten näherungsweise zu berücksichtigen.

sichtigen. In Tabelle 1 sind die nahe beieinander liegenden Ergebnisse der Berechnungen beider Teams einander gegenübergestellt.

Tabelle 1:
Erste Eigenfrequenzen der FE-Modelle,
Quelle: SPI und B&H

	Reguläre Struktur	Irreguläre Struktur
<i>SPI/SOFiStiK</i>	4,10 Hz	3,40 Hz
<i>B&H/LS-DYNA</i>	4,25 Hz	3,56 Hz

Im Zuge der Antwortspektren-Berechnungen sind die Auflagerkräfte und die Verschiebungen auf Höhe der einzelnen Deckenebenen ermittelt worden. Die maximale horizontale Verschiebung ergab sich an dem mittleren Kopfpunkt der regulären Struktur zu 6,3 mm (*SOFiStiK*) und 5,7 mm (*LS-DYNA*). Für die irreguläre Struktur sind aufgrund der geringeren Steifigkeit des dritten Geschosses grössere Verschiebungen im Mittelpunkt der oberen Ebene der Struktur von 9,5 mm (*SOFiStiK*) und 7,2 mm (*LS-DYNA*) ermittelt worden. Die Berechnungsergebnisse stimmen somit unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Modellierung gut miteinander überein.

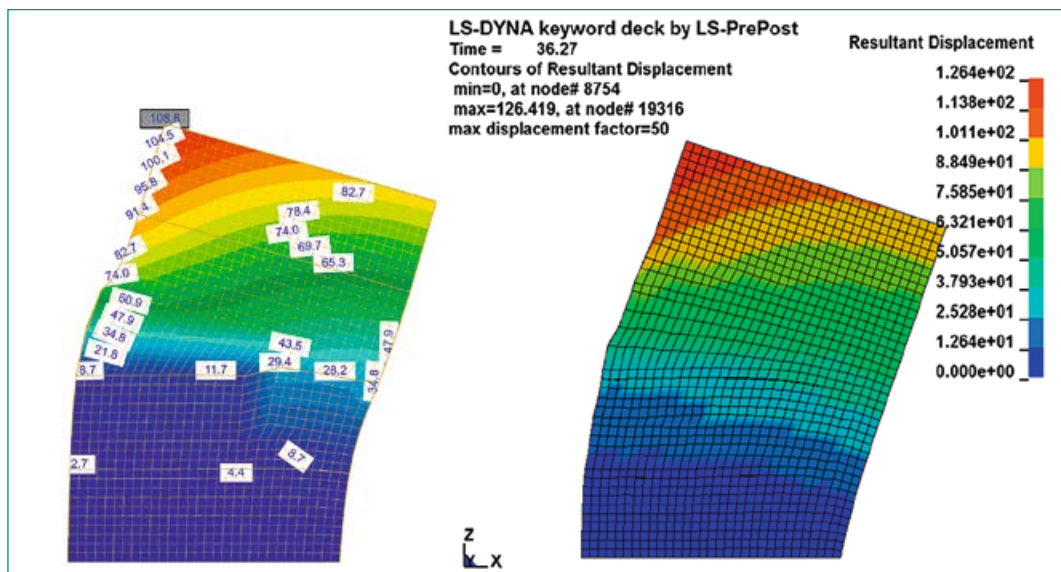
Task 2: Die zweite Teilaufgabe bestand darin, das Verhalten der Strukturen unter einer schrittweise ansteigenden horizontalen Schubkraft mittels nichtlinearer Pushover-Analysen zu ermitteln. Die horizontale Schubkraft wurde dabei proportional zum Produkt der ausschliesslich horizontal wirkenden Knotenmassen in den Deckenebenen (500 t je Geschoss) und der zur ersten Eigenform kompatiblen entsprechenden horizontalen Knotenverschiebungen der Finite-Elemente(FE)-Modelle aufgebracht. Abweichend von Phase 2 war die nichtlineare Pushover-Analyse für die unsymmetrische irreguläre Struktur sowohl in positiver als auch in negativer x-Richtung durchzuführen. Des Weiteren wur-

den die Materialeigenschaften des Betons und des Stahls um die Angabe von Grenzdehnungen erweitert. Die Grenzstauchung des Betons wurde zu $\varepsilon_u = 3.5\%$ festgelegt. Der E-Modul des Betons wird in den Pushover-Analysen in voller Höhe zu $E_c = 30000$ MPa angesetzt. Gleichzeitig wurde für die Grenzdehnung des Betonstahls ε_u ein relativ tiefer Wert von 10% festgelegt. Die Schubkraft je Knoten wird sukzessive so weit gesteigert, bis die Gesamtverformung des Systems mindestens 100 mm beträgt. Als Ergebnisse dieser Berechnungen sind Kraft-Verschiebungs-Diagramme, Ansichten der verformten Schubwände für bestimmte Verschiebungen am Wandkopf (20 mm, 50 mm und 100 mm) sowie die Darstellung der Rissverteilungen für Wandkopfverschiebungen von ca. 50 mm und ca. 100 mm ermittelt worden.

Da die Interpretation der Vorgabe für die Grenzdehnung des Betonstahls nicht eindeutig war, hat sich ENSI entschlossen, zwei Grenzfälle zu betrachten. Während in der *SOFiStiK*-Berechnung (Team *SPI*) bei Überschreitung der Grenzdehnung in der Bewehrung keine Kraftübertragung mehr erfolgt, ist diese in der *LS-DYNA*-Berechnung (Team *B&H*) auch bei darüber hinausgehenden plastischen Dehnungen noch möglich. Dadurch kann bei der Pushover-Analyse untersucht werden, welche Grenzdehnung notwendig wäre, um eine bestimmte Gesamtverformung des Systems (z.B. 50 mm oder 100 mm) ohne Bewehrungsbruch zu erreichen. In den Resultaten der beiden Teams spiegelt sich deutlich wieder, dass die vorgegebene Grenzdehnung bei den Berechnungen unterschiedlich umgesetzt wurde und einen grossen Einfluss auf Versagensarten haben kann.

Abbildung 3 zeigt die resultierende Gesamtverschiebung der regulären Wand für eine Horizontal-

Abbildung 3:
Resultierende Verformungen der regulären Wand für eine horizontale Kopfverschiebung von 100 mm (*SOFiStiK links*, Quelle: SPI, *LS-DYNA rechts*, Quelle: B&H)



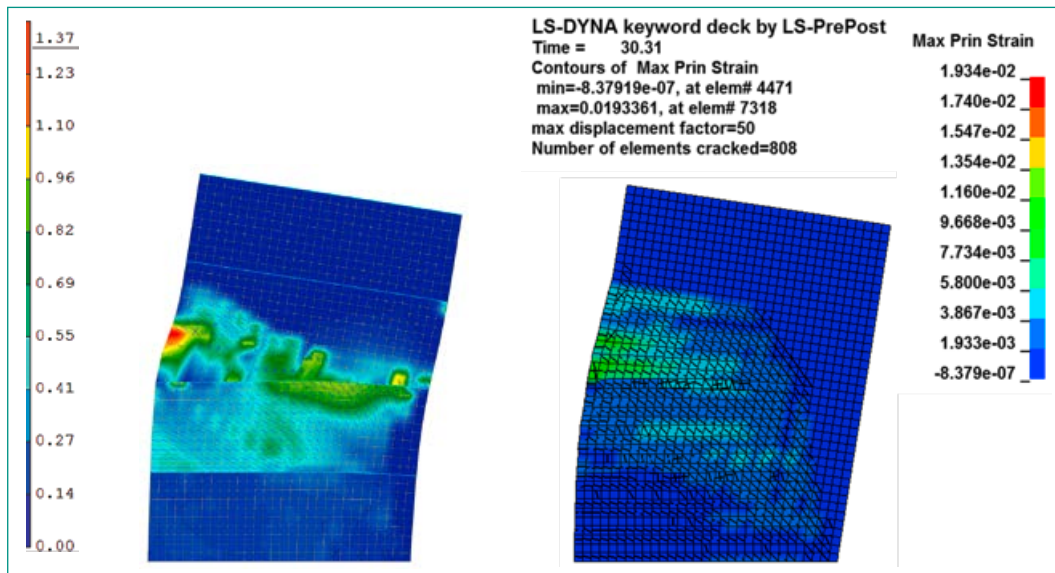


Abbildung 4: Rissverteilungen der regulären Wand am SOFiSTiK-Modell mit Rissbreiten [mm] (links, Quelle: SPI) und am LS-DYNA-Modell (rechts, Quelle: B&H) mit Dehnungen für eine Horizontalverschiebung von 50 mm

verschiebung von ca. 100 mm im Auswertepunkt mittig am Wandkopf. Augenscheinlich stimmen beide Verformungsfiguren gut miteinander überein. In Abbildung 4 sind die Rissverteilungen der regulären Wandstruktur beispielhaft für eine Horizontalverschiebung von 50 mm im Vergleich der SOFiSTiK- und LS-DYNA-Ergebnisse mit Angabe von Rissrichtung und Rissgrösse dargestellt. Es zeigt sich übereinstimmend eine verstärkte Rissbildung oberhalb der ersten Deckenebene, deren Konzentration oberhalb der zweiten Deckenebene besonders ausgeprägt ist. An denselben Stellen ist in Abbildung 4 auch eine grosse Verzerrung der einzelnen Elemente zu beobachten. Die Konzentration der Risse oberhalb der zweiten Deckenebene kann unter anderem auf die Abstufung der Wandbewehrung zurückgeführt werden.

In Phase 2B sind für das irreguläre System Berechnungen für beide Lastrichtungen durchgeführt worden. In Abbildung 5 und Abbildung 6 sind die von den Teams SPI und B&H ermittelten Verformungsfiguren für das irreguläre System bei einer positiven und negativen Horizontalverschiebung von ca. 100 mm dargestellt.

Die beiden Verformungsfiguren in Abbildung 5 für eine positive Horizontalverschiebung weisen grundsätzlich eine gute Übereinstimmung auf, was die Gesamtverformung angeht. Die Verschiebungen der unteren Geschosse und vor allem des Wandabschnitts oberhalb der grossen Öffnung unterscheiden sich aufgrund der früher erwähnten unterschiedlichen Interpretation der Grenzdehnung des Betonstahls $\epsilon_u = 10\%$ jedoch in der Art der Verformungsfigur, insbesondere da links über

der Öffnung eine grosse Spannungskonzentration auftritt.

In Abbildung 6 ist demgegenüber eine gute Übereinstimmung der Verformungsfiguren bei einer negativen Horizontalverschiebung zu erkennen, da die Spannungskonzentrationen und somit Zugkräfte im System weniger ausgeprägt sind.

In gleicher Weise unterscheiden sich auch die in Abbildung 7 und Abbildung 8 beispielhaft für eine Horizontalverschiebung von 50 mm dargestellten, mit den beiden Rechenprogrammen ermittelten Rissverteilungen voneinander. Auch in diesen Abbildungen wird deutlich, dass sich der unterschiedliche Ansatz der Grenzdehnung im voneinander abweichenden Verhalten der beiden Systeme widerspiegelt. Das in der SOFiSTiK-Berechnung bei 10% Dehnung angenommene Versagen der Bewehrung führt zu einer Rissbildung, die insbesondere bei positiver Horizontalverschiebung deutlich stärker örtlich begrenzt ist als mit dem LS-DYNA-Modell berechnet. In der zugehörigen Abbildung 7 sind die grossen Rissbreiten oberhalb der dritten Deckenebene anhand der rot gefärbten Elementbereiche zu erkennen. Bei negativer Horizontalverschiebung sind die Abweichungen der Rissverteilungen aus beiden Berechnungen weniger ausgeprägt, siehe Abbildung 8.

Die im Rahmen des Benchmarks zu vergleichenden Ergebnisse beinhalten für jede Deckenebene auszuwertende Schubkraft-Verschiebungs-Diagramme. Abschätzungen der maximalen Schubtragfähigkeiten des regulären und des irregulären Gesamtsystems der Stahlbetonschubwand ergeben sich aus den in Abbildung 9 dargestellten Dia-

Abbildung 5:
Resultierende
Verformungen der
irregulären Wand für
eine Horizontalver-
schiebung von 100 mm
in positiver x-Richtung
(SOFiStiK links,
Quelle: SPI, LS-DYNA
rechts, Quelle: B&H)

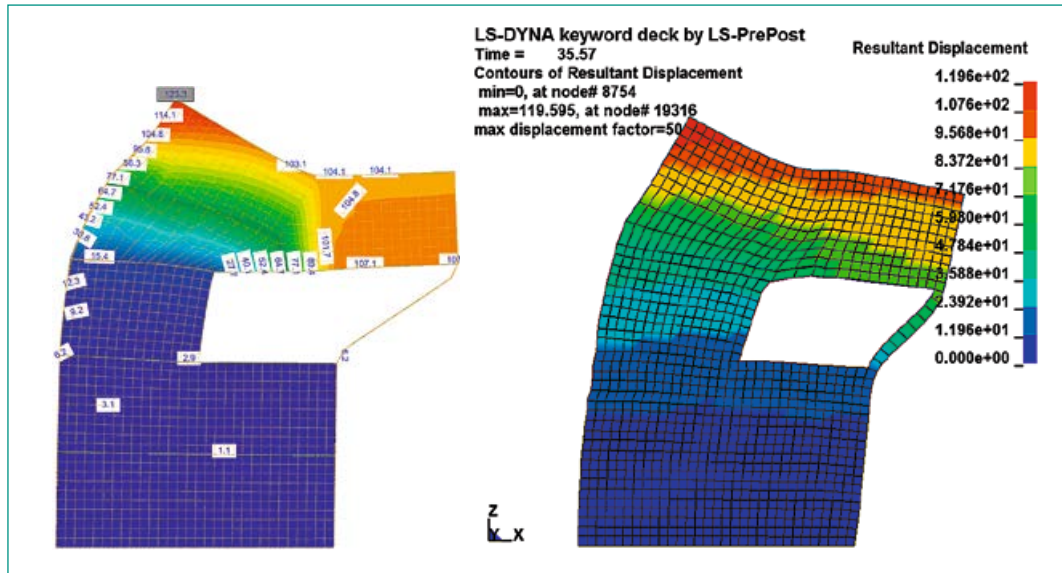
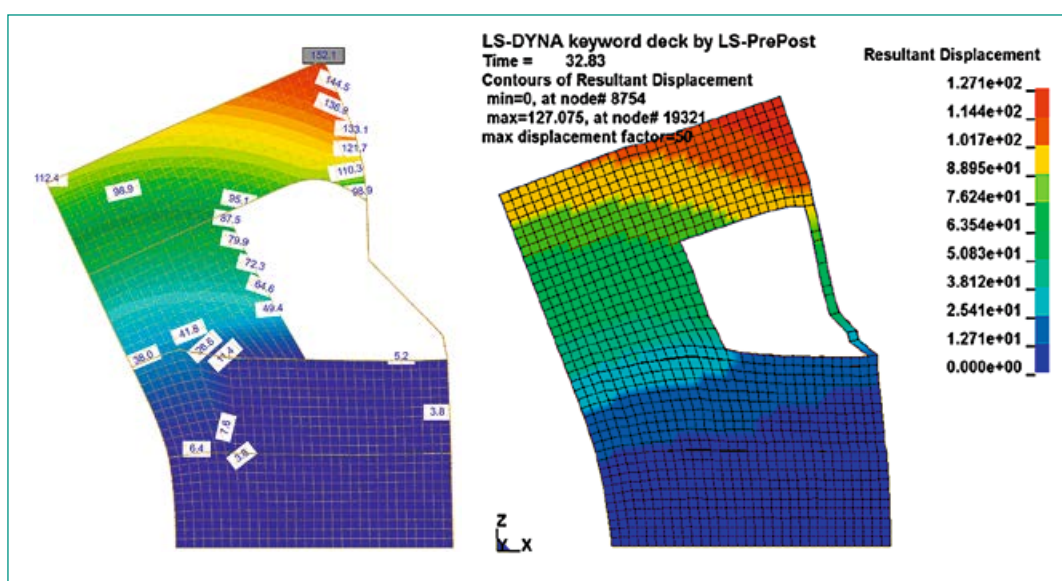


Abbildung 6:
Resultierende
Verformungen der
irregulären Wand für
eine Horizontalver-
schiebung von 100 mm
in negativer x-Richtung
(SOFiStiK links, Quelle:
SPI, LS-DYNA rechts,
Quelle: B&H)



grammen, in denen die Schubkraft auf Höhe der Einspannung («Base Shear») in Abhängigkeit von der horizontalen Verschiebung im Auswertepunkt mittig am Wandkopf für beide Strukturen dargestellt ist.

Es zeigt sich, dass für alle drei untersuchten Fälle – reguläres System, irreguläres System mit positiver Lastrichtung und irreguläres System mit negativer Lastrichtung – eine sehr gute Übereinstimmung des linearen Verhaltens der Systeme ermittelt worden ist. Im nichtlinearen Bereich geht aus dem Diagramm für die reguläre Wand hervor, dass bei einer Verschiebung von ca. 50 mm in der LS-DYNA-Berechnung eine bedeutende Beschädigung der Struktur auftritt (vgl. Bild 9 links), die zu Kraftumlagerungen im System führt und eine weitere Laststeigerung ermöglicht. Im Gegensatz dazu setzt in der SOFiStiK-Berechnung ein Hauptversagen der Struktur durch Versagen der Beweh-

rung schon bei Erreichen von weniger als 20 mm Horizontalverschiebung ein. Die Interpretation der Resultate bei weiter ansteigenden Horizontalverschiebungen erweist sich aufgrund der zu $\epsilon_u = 10\%$ festgelegten Grenzdehnung des Betonstahls bzw. des damit verbundenen Versagens der Bewehrung und daraus resultierender Konvergenzprobleme bei der Berechnung als nicht belastbar (vgl. Abbildung 9 links). Die Diagramme für das irreguläre System (vgl. Abbildung 9 Mitte und rechts) weisen einen analogen Verlauf der horizontalen Schubkraft auf Höhe der Einspannung auf.

Den Resultaten der Pushover-Analysen zufolge weisen beide Wände ein kombiniertes Schub-/Biegetragverhalten auf, wobei die aufgezeigten Verformungen und Rissverteilungen bei der regulären Wand auf ein mögliches Biegeversagen im dritten Geschoss deuten.

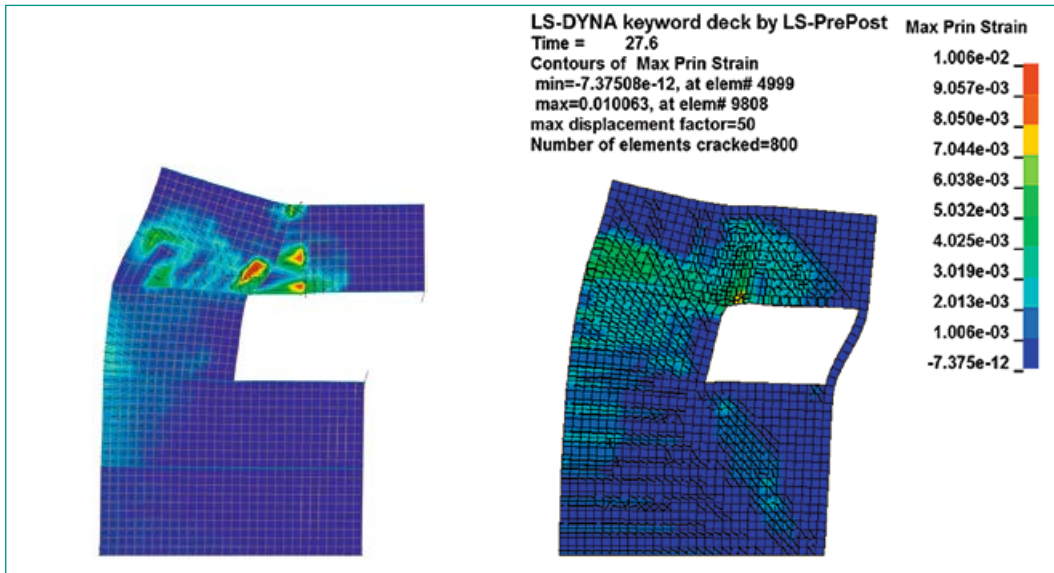


Abbildung 7: Rissverteilungen der irregulären Wand am SOFiSTiK-Modell (links, Quelle: SPI) und am LS-DYNA-Modell (rechts, Quelle: B&H) für eine positive Horizontalverschiebung von 50 mm

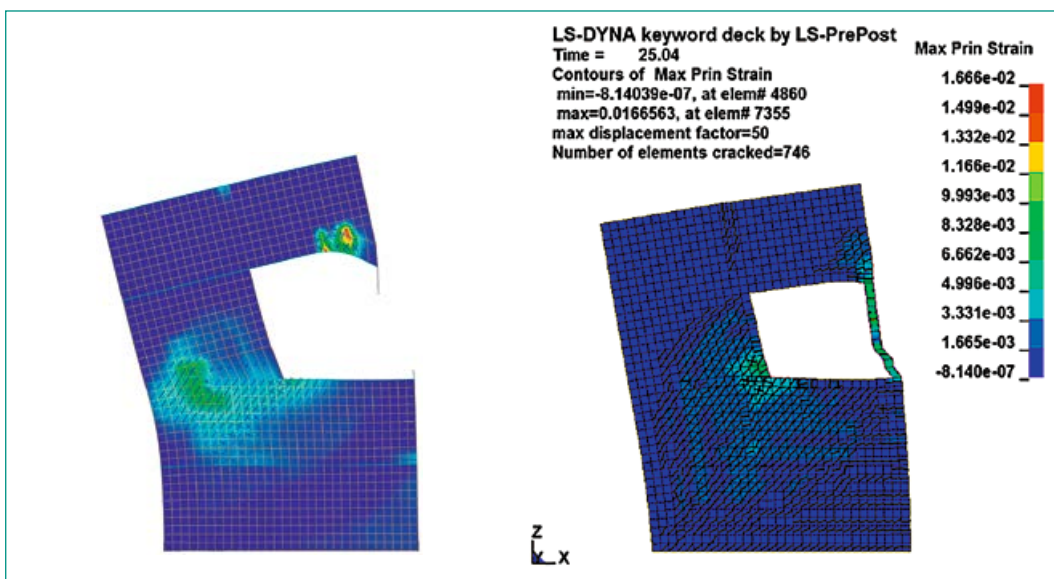


Abbildung 8: Rissverteilungen der irregulären Wand am SOFiSTiK-Modell (links, Quelle: SPI) und am LS-DYNA-Modell (rechts, Quelle: B&H) für eine negative Horizontalverschiebung von 50 mm

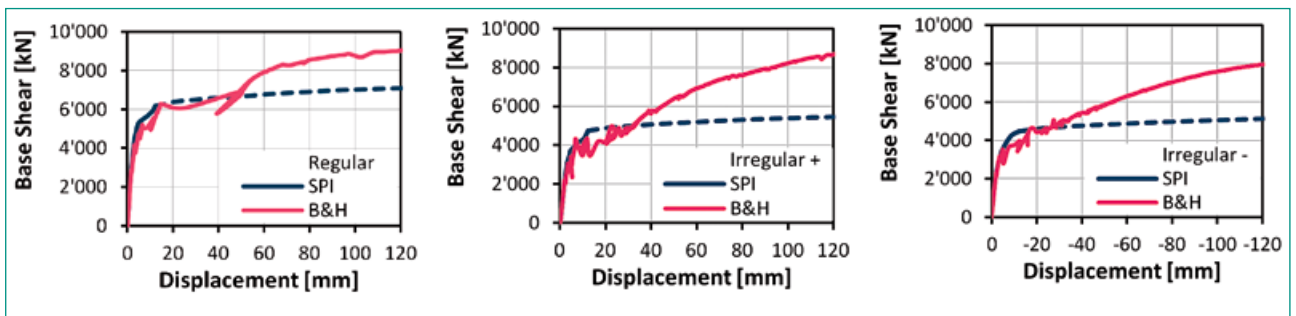
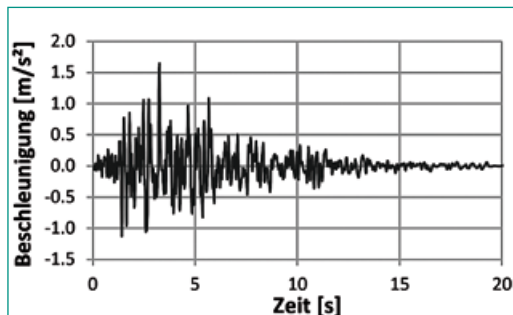


Abbildung 9: Schubkraft auf Höhe der Einspannung (Base Shear) für die reguläre Wand (links) und die irreguläre Wand bei positiver (Mitte) sowie negativer Lastrichtung (rechts), Quelle: SPI und B&H

Task 3: Im Rahmen der dritten Teilaufgabe waren nichtlineare dynamische Analysen der Stahlbetonschubwände unter einer horizontalen seismischen Belastung durchzuführen. Der als Ausgangsbasis für die zu untersuchenden Berechnungsvarianten zu verwendende, ausschliesslich in horizontaler Richtung aufzubringende Beschleunigungs-Zeitverlauf ist in Abbildung 10 dargestellt.

Insgesamt ist Task 3 in fünf Teilaufgaben untergliedert, in denen der vorgegebene Zeitverlauf mit ansteigenden Faktoren zu beaufschlagen war. Zunächst wurde der vorgegebene Zeitverlauf in der Grundvariante mit Faktor $\eta = 1$ verwendet und unter Annahme des auf die Hälfte reduzierten E-Moduls des Betons von $E_c = 15000$ MPa und 7 % Dämpfung die Struktur linear berechnet. An-

Abbildung 10:
Horizontaler
Beschleunigungs-Zeit-
verlauf für Task 3,
Quelle: SIXENSE Necc
[3]



schliessend folgte zum Vergleich ebenfalls mit Faktor $\eta = 1$ eine nichtlineare Berechnung der Struktur mit dem vollen E-Modul und 2 % Dämpfung. Im nächsten Schritt wurde der Faktor zur Skalierung des Beschleunigungs-Zeitverlaufs auf $\eta = 2$ erhöht, um eine signifikante Schädigung an der Struktur hervorzurufen. In der Teilaufgabe 4 war der Faktor η_c so zu bestimmen, dass der «Drift», d. h. die Schiefstellung einer der 8 bzw. 7 Teilwände infolge der relativen Horizontalverschiebungen über eine Geschosshöhe abzüglich der Starrkörperverdrehung 5 ‰ erreicht. In der letzten Teilaufgabe von Task 3 sollte der Vergrößerungsfaktor η_u bis zur Grenztragfähigkeit der Struktur, die durch die in Phase 2B neu angegebenen Grenzdehnungen definiert ist, gesteigert werden. Für alle Teilaufgaben von Task 3 waren die Ergebnisse der Auflagerkräfte und Verschiebungen über der Zeit sowie Ansichten der Wände und Rissverteilungen im Zustand maximaler Verformungen am Wandkopf zu dokumentieren.

Die in den einzelnen Teilaufgaben erreichten maximalen Verschiebungen am Wandkopf sind mit den zugehörigen Zeitschritten in Tabelle 2 zusammengestellt. Der vorgegebene Wert von 5 ‰ «Drift» wurde für das reguläre System in der *LS-DYNA*-Berechnung mit einem Faktor von $\eta_c = 5,0$ und in der *SOFiSTiK*-Berechnung mit $\eta_c = 4,5$ erreicht. Für das irreguläre System wurden die Faktoren mit der

LS-DYNA-Berechnung zu $\eta_c = 2,5$ und mit der *SOFiSTiK*-Berechnung zu $\eta_c = 3$ ermittelt. Die Rissverteilungen bei maximaler Horizontalverschiebung für die zuvor genannten Faktoren sind in Abbildung 11 dargestellt. Aufgrund der unterschiedlichen Umsetzung der vorgegebenen Grenzdehnung des Betonstahls $\epsilon_u = 10 ‰$ basieren die Resultate der beiden Teams auf verschiedenen Annahmen und können bei Beanspruchungen, die ein bedeutendes nichtlineares Verhalten der Struktur verursachen (etwa ab $\eta > 2$) nicht direkt miteinander verglichen werden.

Die unterschiedliche Interpretation der vorgegebenen Grenzdehnung des Betonstahls zeigt sich auch in der Definition des Grenzzustandes der Tragfähigkeit und somit in der Ermittlung des Skalierungsfaktors η . In der *LS-DYNA*-Berechnung hat das Team *B&H* das Kriterium für den Faktor η_u dahingehend so festgelegt, dass die Grenzdehnung ϵ_u von Betonstahl erstmalig lokal erreicht wird. Im Unterschied dazu hat das Team *SPI* in der *SOFiSTiK*-Berechnung die Zeitverlaufsbelastung über diesen Punkt hinaus weiter gesteigert, und zwar in dem Masse, wie diese aufgrund von Spannungsumlagerungen im System abgetragen werden konnte. Hierbei wurde übereinstimmend mit den in Task 2 durchgeführten statischen Pushover-Analysen davon ausgegangen, dass bei Überschreitung der Grenzdehnungen im Beton und in der Bewehrung in dem hiervon betroffenen Wandbereich keine Kraftübertragung mehr erfolgt.

Aus den dargestellten Resultaten geht hervor, dass für die reguläre Wand die stärkste Rissbildung im mittleren Höhenbereich der Wand zu erwarten ist. Schwachstellen, die zum Erreichen der Grenztragfähigkeit beitragen können, treten somit hauptsächlich im zweiten, aber auch im dritten Geschoss auf. Das Verhalten der irregulären Wand wird eindeutig durch den geschwächten Wandquerschnitt gesteuert, so dass Schwachstellen neben und über

Tabelle 2:
Zusammenfassung der
maximalen Verschie-
bungen am Wandkopf

	Faktor		Max. Verschiebung am Wandkopf [mm]		Zeit des Auftretens [s]	
	<i>LS-DYNA</i>	<i>SOFiSTiK</i>	<i>LS-DYNA</i>	<i>SOFiSTiK</i>	<i>LS-DYNA</i>	<i>SOFiSTiK</i>
Reguläre Wand	$\eta = 1,0$		-6,5	-3,3	5,7	4,4
	$\eta = 2,0$		-28,7	-19,9	3,4	3,4
	$\eta_c=5$	$\eta_c=4,5$	-55,3	-40,7	5,9	5,9
	$\eta_u=5,6$	$\eta_u=10$	73,7	-154	5,1	3,9
Irreguläre Wand	$\eta = 1,0$		-12,0	-6,2	2,8	2,8
	$\eta = 2,0$		32,3	-19,5	4,1	3,4
	$\eta_c=2,5$	$\eta_c=3$	-41,8	-28,8	3,4	3,4
	$\eta_u=3$	$\eta_u=8$	-54,6	86,3	3,4	7,6

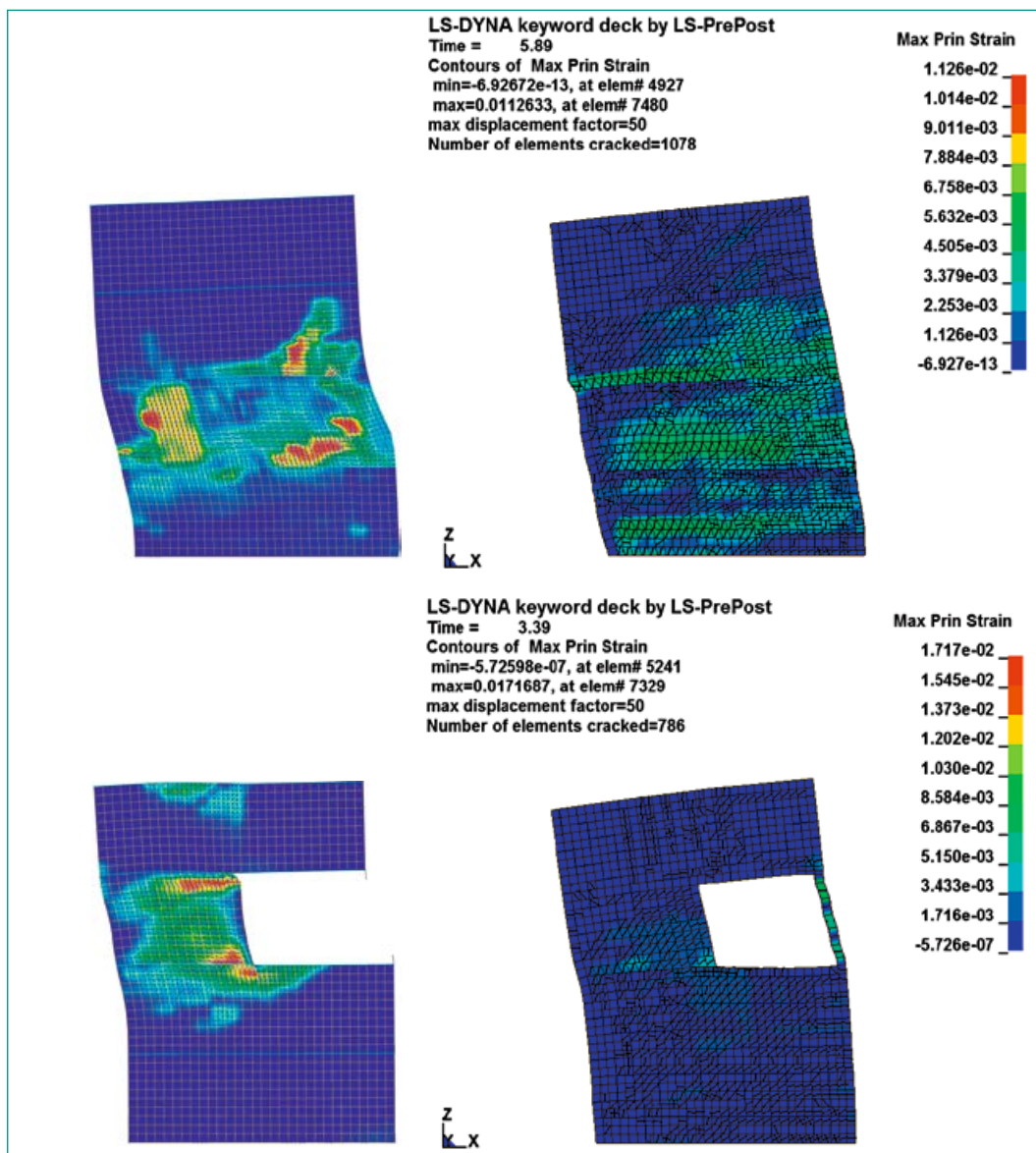


Abbildung 11:
Rissverteilungen bei maximaler Horizontalverschiebung der regulären Wand (oben) und der irregulären Wand (unten) für η_c .
Quelle: SPI (links) B&H (rechts)

der Öffnung, d. h. im dritten und vierten Geschoss zu erwarten sind, und eine kleinere Grenztragfähigkeit erreicht wird bzw. ein vergleichbares Ausmass der Schädigung bei Einwirkungen kleinerer Intensität auftritt.

Nach den Verformungsfiguren aus den in Task 2 durchgeführten statischen Pushover-Analysen weisen beide Wandtypen ein kombiniertes Schub-Biegetragverhalten auf, und die Grenztragfähigkeit wird vorwiegend durch ein strukturelles Biegeversagen bestimmt. Im Vergleich dazu zeigen die Zeitverlaufsberechnungen in Task 3, dass sowohl bei der regulären als auch bei der irregulären Struktur das Schubtragverhalten dominiert, siehe Abbildung 11. Diese Charakteristik bestimmt auch bei Steigerung der seismischen Beanspruchung über 5% Stockwerksschiefstellung hinaus bis zum Erreichen der Grenztragfähigkeit das mechanische Verhalten der Stahlbetonschubwand.

Mit der Zielsetzung, die Ergebnisse der in Task 3 durchgeführten Zeitverlaufsberechnungen mit denen der statischen Pushover-Analysen aus Task 2 zu vergleichen, sind in Abbildung 12 die Verläufe der Schubkräfte auf Höhe der Einspannung («Base Shear») in Abhängigkeit von der horizontalen Verschiebung in der Mitte des Wandkopfs für die reguläre (links) und die irreguläre Wand (rechts) aufgetragen. Die beiden Diagramme beinhalten jeweils die Berechnungsergebnisse der Teams SPI und B&H aus den mit dem Faktor $\eta = 2$ skalierten Zeitverlaufsberechnungen und die beiden Pushover-Kurven.

Es zeigt sich, dass die Pfade der Schnittkräfte der dynamischen Berechnungen insbesondere bei dem regulären System weitgehend von den Pushover-Kurven eingehüllt werden. Im zeitlichen Verlauf des hysteretischen Strukturverhaltens treten jedoch auch Überschreitungen der Pushover-Kurven auf.

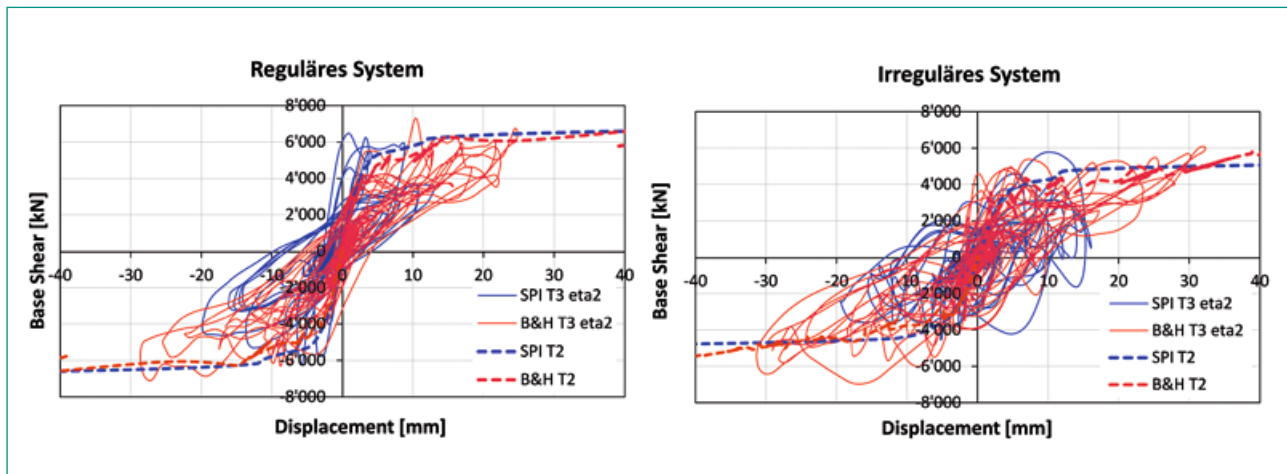


Abbildung 12: Kraft-Verschiebungskurven der regulären Wand (links) und der irregulären Wand (rechts) für $\eta = 2$ im Vergleich zu den Ergebnissen der Pushover-Analysen, Quelle: SPI und B&H

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 2B noch 9 Teams vorwiegend aus dem europäischen Raum, insgesamt aber aus 3 Kontinenten beteiligt sind. Die Ergebnisse der Phase 2B sind von den Organisatoren noch nicht abschliessend ausgewertet worden.

Austausch unter den Teilnehmern in einem weiteren Workshop noch offen. In dem in Bearbeitung befindlichen Abschlussbericht der Organisatoren werden weitergehende Erkenntnisse aus den Berechnungen aller Benchmark-Teilnehmer behandelt und weiterer Untersuchungsbedarf identifiziert werden. Festgehalten werden kann jedoch schon jetzt, dass mit der im Rahmen des Benchmark-Projekts CASH erzielten Optimierung der Berechnungsmodelle die Zuverlässigkeit der Bewertung der Tragfähigkeit von Stahlbetonschubwänden bei auslegungsüberschreitenden Erdbebenwirkungen verbessert worden ist.

Publikationen

Bewertung 2018 und Ausblick 2019

Wie die dargestellten Berechnungsergebnisse der beiden Expertenteams SPI und B&H zeigen, konnten auch in der Projektphase 2B die gewählten Berechnungsprogramme erfolgreich angewandt werden und plausible Abschätzungen des Tragvermögens von Stahlbetonschubwänden erzielt werden. Für die guten Simulationsergebnisse sind auch die Verbesserungen bei der Modellbildung und Rechenprogramm Anwendung aufgrund der in Phase 1B und Phase 2 gewonnenen Erkenntnisse verantwortlich. Die Verlässlichkeit der verwendeten Berechnungsverfahren hat sich damit grundsätzlich bestätigt. Ebenso konnten die Resultate mit vertretbarem zeitlichem Berechnungsaufwand erzielt werden. Aufgrund der seitens der Organisatoren ausstehenden Auswertung der Resultate der teilnehmenden Teams sind die Ergebnisdiskussion sowie der

- S. Hak, Y. Mondet, T. Szczesiak, U. Bumann: Remarks on current methods for the evaluation of the seismic capacity of RC walls in nuclear facilities, TINCE 2018, Paris-Saclay, 2018
- S. Hak, Y. Mondet, T. Szczesiak: CASH – Phase 2: Full Size RC Wall Modelling, CASH-Workshop, Paris, 01./02.06.2017.
- M. Borgerhoff, P. Brede, H. Stangenberg, C. van Exel, C. Schneeberger, T. Szczesiak: Benchmark on the beyond design seismic capacity of reinforced concrete shear walls, CASH-Workshop, Paris, 01./02.06.2017.
- M. Borgerhoff, C. van Exel, H. Stangenberg, T. Szczesiak: Computational Evaluation of Experiments on Seismic Behaviour of Lowrise Reinforced Concrete Shear Walls, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea, 2017.
- M. Billmaier, Y. Mondet, S. Villiger, T. Szczesiak, U. Bumann: Reinforced Concrete Squat Shear

Walls: Beyond Design Seismic Capacity, Lessons Learnt in Benchmark CASH using LS-DYNA, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea, 2017.

Referenzen

- [1] *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.*
- [2] *NECS: Benchmark CASH, Benchmark on the Beyond Design Seismic Capacity of Reinforced Concrete Shear Walls, Presentation of the CASH Benchmark Phase 2, Document Reference: N005_A469_2014_EDF_B.*
- [3] *SIXENSE NecS: Benchmark CASH, Benchmark on the Beyond Design Seismic Capacity of Reinforced Concrete Shear Walls, Presentation of the CASH Benchmark Phase#2B, Document Reference: N006_A469_EDF_A.*
- [4] *Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R8.0, 2015.*
- [5] *SOFiSTiK AG: SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim, 2014.*

Autor und Koautoren	WSL, Norina Andres BAFU, Abteilung 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	4 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 in Bezug auf mögliche Versagensprozesse, Simulationen der Grossraumhydraulik, hydraulischen Detailberechnungen und der Berücksichtigung der Wahrscheinlichkeiten und Unsicherheiten mithilfe von Ereignisbaumanalysen.

In der Phase A des Projektes wurden im Jahr 2016 die methodischen Fragen geklärt und der Ansatz an einer Teststrecke geprüft. Die Phase B startete im Frühjahr 2017 und wird bis 2019 dauern. 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 Teilstrecken der Aare behandelt und deren Auswirkungen auf das Gesamtsystem beurteilt. Anschliessend werden für ausgewählte Punkte in zu beurteilenden Perimetern verschiedene meteorologische und versagentechnische Szenarien berechnet. Zielgrössen sind unter anderem Spitzenabfluss, Abflusshöhe und -dauer, Fließgeschwindigkeit und Abflussvolumen.

Projektziele

Meteorologische Ereignisse, welche extrem selten auftreten (z.B. nur alle 1000 oder 10000 Jahre), können zu ausserordentlichen Hochwasserereignissen und demzufolge zu grossen Schäden führen. Bislang fehlt eine einheitliche Darstellung der Grundlagen für die Gefahren- und Risikobeurteilung von Bauten, Anlagen und Infrastrukturen während solcher Extremereignisse. 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 **Extremhochwasser Aare-Rhein**» 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 Hochwas-

serabflüssen 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 erarbeitet und zusammengetragen. Es wurden u.a. die Grundzüge der Methodologie entwickelt, 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 zwei Phasen unterteilt. In der ersten Phase (A), welche im Frühjahr 2017 abgeschlossen wurde, bereitete das Projektteam unter anderem Niederschlag/Abfluss-Szenarien vor, verfeinerte die Methodik und wendete diese an einer Pilotstrecke an. In der im April 2017 gestarteten zweiten Phase (B) erfolgen die eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen. Die Betrachtung der Rheinstrecke ist nicht Bestandteil der Hauptstudie und wird zu einem späteren Zeitpunkt erfolgen.

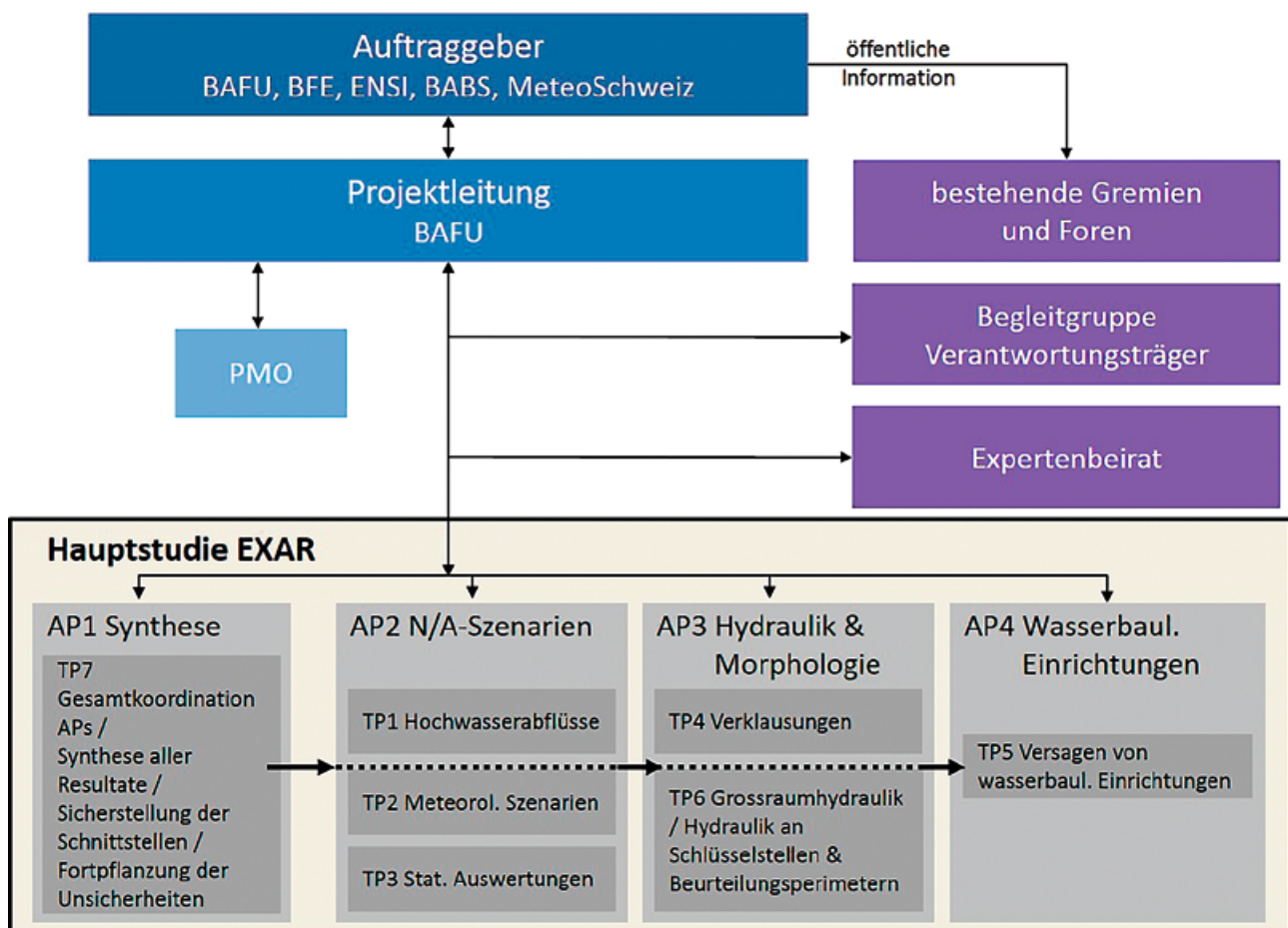


Abbildung 1: Projektorganisation der Hauptstudie des Projektes EXAR, mit beteiligten Gremien, Arbeitspaketen (AP) und Teilprojekten (TP1-7).

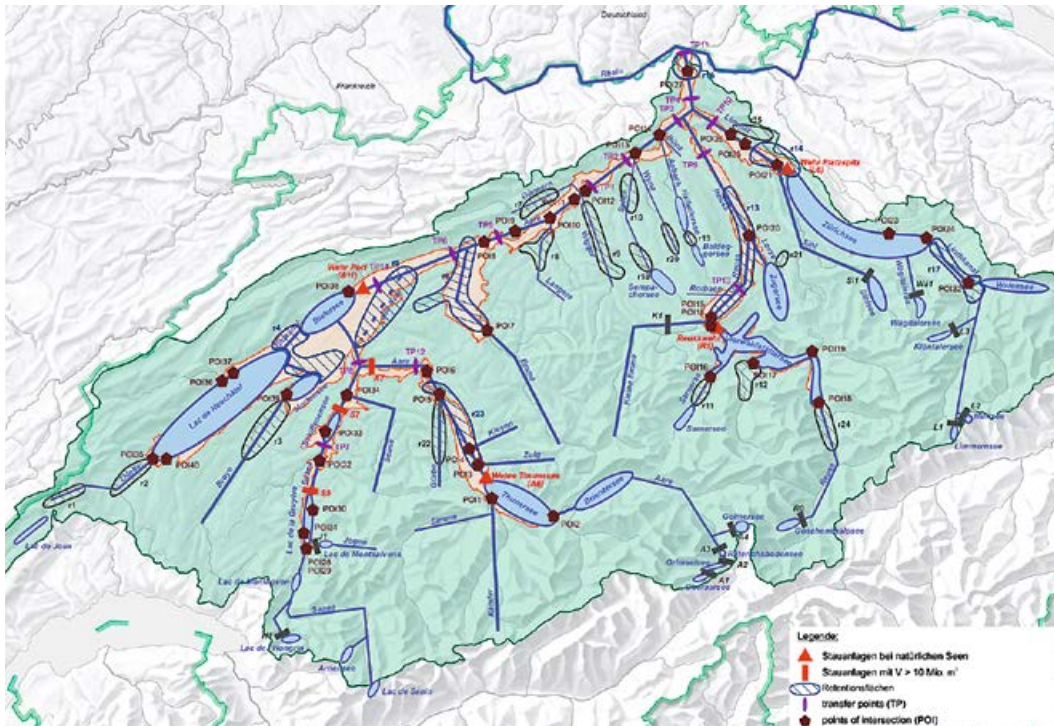


Abbildung 2:
Darstellung des Gesamtsystems der Aare im Projekt EXAR, mit Aufteilung in Subsysteme. Gezeigt werden zudem Stauanlagen, Retentionsflächen, Transferpunkte und Übergabestellen.

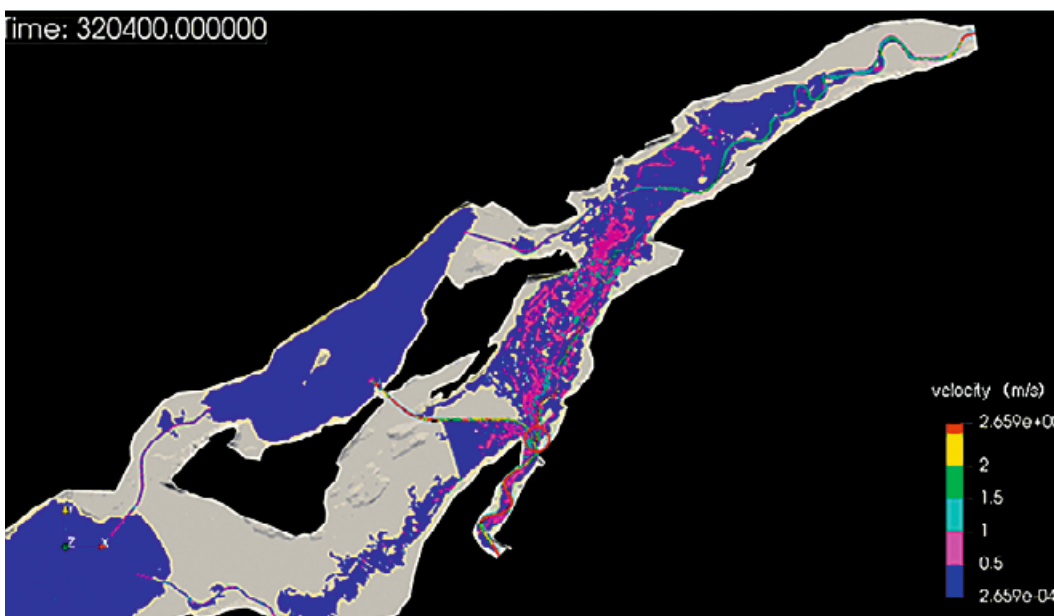


Abbildung 3:
Simulation der Fließgeschwindigkeiten (mit dem hydraulischen 2D-Modell BASEMENT) bei einem fiktiven Dammbrech in Aarberg während eines Hochwassers mit einer Wiederkehrperiode von 10000 Jahren (Quelle: HZP).

Die Arbeiten in EXAR wurden auf die folgenden thematischen Arbeitspakete aufgeteilt (siehe Abbildung 1): Entwicklung der hydrometeorologischen Szenarien (AP2), Untersuchung der wasserbaulichen Einrichtungen auf mögliche Versagensprozesse (AP4), Simulation der Grossraumhydraulik und hydraulische Detailberechnungen (AP3) und Quantifizierung und Fortpflanzung der Wahrscheinlichkeiten mithilfe der Ereignisbaumanalyse (AP1). 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 (AP1).

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Im April 2017 startete die Phase B des Projektes und somit die eigentlichen Untersuchungen der Prozesse, Interaktionen und Auswirkungen. Im Verlaufe des Jahres 2017 waren die Vertreter der Arbeitspakete stark mit der Vorbereitung von Daten und Modellen beschäftigt. Es wurden mit einem Wettergenerator 30 mal 10000-jährige Niederschlags- und Temperaturreihen generiert. Parallel dazu wurden die hydrologischen und hydraulischen Modelle vorbereitet sowie Bauwerke und

Strukturen entlang der Aare und ihrer grössten Zuflüsse inventarisiert und genauer untersucht.

Im Jahr 2018 konnten erste provisorische Resultate präsentiert werden. Die Vertreter des Arbeitspaketes 2 sind verantwortlich für die Bildung der Niederschlag-Abfluss-Szenarien für das Einzugsgebiet der Aare (Abbildung 2). Die 30 mal 10 000-jährigen Niederschlags- und Temperaturdatenreihen wurden in das hydrologische Modell HBV eingespeist und der Abfluss im Gesamtsystem simuliert. In einem einfachen hydraulischen Modell, welches Rückhalteräume und Reglemente berücksichtigen kann, wurden dann die Abflüsse entlang der Aare geroutet. Mit diesen ersten vorläufigen Resultaten wurde eine Extremwertstatistik der Abflussspitzen über die 300 000 Jahre erstellt und erste massgebliche Ganglinien für verschiedene Wiederkehrperioden definiert. Die ganze Modellkette muss jedoch noch überprüft und plausibilisiert werden, was zu zeitlichen Verzögerungen im Projekt führt. In der Zwischenzeit waren die Vertreter des Arbeitspaketes 3 mit der Fertigstellung der Kalibration des an der VAW-ETH entwickelten hydraulischen 2D-Modells BASEMENT beschäftigt (Abbildung 3). Mit diesem Modell können Abflussganglinien entlang der Aare genau berechnet und Versagen von Bauwerken mitberücksichtigt werden. Mithilfe von synthetischen Ganglinien wurden Schlüsselstellen in der Aare definiert. Diese müssen in einem nächsten Schritt mit simulierten Ereignissen aus den 300 000-jährigen Datenreihen überprüft werden. Schlüsselstellen sind Bauwerke, bei deren Versagen wesentliche Veränderungen der Ganglinie im gesamten unterliegenden Aarelauf auftreten können. Es wurden bereits erste BASEMENT-Simulationen von Ereignissen ohne Bauwerksversagen aus den provisorischen 300 000 Jahren Daten durchgeführt und sie zeigten zufriedenstellende Ergebnisse.

Die Vertreter des Arbeitspaketes 4 beschäftigten sich weiter mit der Untersuchung und Inventarisierung der Bauwerke und Strukturen entlang der Aare und ihrer grössten Zuflüsse. Pegel-Abfluss-Beziehungen wurden bei Bauwerken erarbeitet und die strukturellen Verhaltensweisen und Versagensszenarien wurden studiert. Für die Bauwerke wurden Funktionsschemen entwickelt, in welchen mögliche Prozessketten und Szenarien abgebildet werden. Diese Funktionsschemen dienen den Vertretern des Arbeitspaketes 1 als Grundlage für die ersten Arbeiten an einem Ereignisbaum. Mithilfe der Ereignisbaumanalyse können Prozessabfolgen abgebildet und Wahrscheinlichkeiten berechnet sowie fortgepflanzt werden.

Die Vertreter des Arbeitspaketes 1 entwarfen erste sogenannte Ereignisablaufdiagramme, welche als Vorstufe für die Ereignisbäume dienen. Im Rahmen von Arbeitspaket 1, welches auch für die Koordination der Arbeitspakete verantwortlich ist, wurden monatliche Arbeitssitzungen organisiert sowie weitere Sitzungen mit Arbeitgebern und Experten durchgeführt.

Nationale Zusammenarbeit

Die Projektleitung von EXAR liegt beim BAFU. Auftraggeber sind BAFU, BFE, ENSI, BABS und MeteSchweiz (Abbildung 1). Ergebnisse werden mit einer Begleitgruppe von Verantwortungsträgern 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 Erarbeitung der Vorstudie «Methodologie» involviert und begleitet das Projekt bis zu seinem Abschluss. Rund alle sechs Monate findet ein Treffen statt, bei welchem verschiedene methodische Aspekte im Detail besprochen werden. Der Beirat besteht aus Vertretern von verschiedenen Universitäten im In- und Ausland, die als international anerkannte Experten in ihrem Fachgebiet gelten.

Bewertung 2018 und Ausblick 2019

Im Frühjahr 2017 ist die Phase B der Hauptstudie gestartet. Das Projektteam bearbeitet komplexe Themenfelder und lange Zeithorizonte (300 000-jährige Datenreihen mit stündlicher Auflösung). Dies stellt das Projektteam immer wieder vor Herausforderungen. Der Arbeitsaufwand für die einzelnen Arbeitspakete ist phasenweise sehr hoch und eine gute Koordination ist Voraussetzung. In den monatlichen Sitzungen wurde jeweils der Stand der Arbei-

ten der einzelnen Arbeitspakete präsentiert. So konnte die Interaktion der verschiedenen Arbeitspakete gewährleistet und mögliche Verzögerungen frühzeitig festgestellt werden. Aufgrund der Komplexität des Projektes und um die Qualität der Resultate sicherzustellen, wurde das Projekt um ein halbes Jahr bis Sommer 2019 verlängert. Die Publikation der Ergebnisse erfolgt voraussichtlich Ende 2019.

Im Jahr 2019 werden sogenannte Beurteilungsperimeter auf die lokale Gefährdung hin untersucht und dokumentiert. Hierfür werden die bereits erstellten Bauwerksanalysen und die Funktionsschemen für die Teilstücke der Aare, in welchen sich die Beurteilungsperimeter befinden, verfeinert und angepasst. Zudem werden allfällige wasserbauliche Einrichtungen, 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. Von den Auftraggebern wurden bereits fünf Beurteilungsperimeter entlang der Aare ausgesucht (u.a. die Perimeter der Kernkraftwerke), welche bis Ende des Projektes genauer untersucht werden. Weitere Beurteilungsperimeter können dann nach Abschluss der Phase B ebenfalls genauer in Betrachtung gezogen werden.

Die Resultate der Studie für die Beurteilungsperimeter werden zum einen punktuell in Gefährdungskurven dargestellt. Hier wird die Häufigkeit des Eintretens einer gewissen Überflutungsgrösse gegenübergestellt (z.B. Häufigkeit und Fliesstiefe). Zum anderen werden in einem iterativen Vorgehen typische Szenarien bestimmt, welche wichtige Prozesskombinationen in einem Gewässerabschnitt und damit massgebliche Bereiche der Gefährdungskurve charakterisieren. Diese Szenarien werden dann für die Beurteilungsperimeter auch mittels Szenarienkarten lokal flächig dargestellt.

Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES)

Author und Co-author(s)	V.N. Dang, L. Podofilini
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	OHSA/E04, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 2967, vinh.dang@psi.ch, https://www.psi.ch/rhr/
Duration of the Project	2015–2019

ABSTRACT

An appropriate and comprehensive treatment of human performance and its impact on safety provides an essential input to the safety management of nuclear power plants. Project ROES 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 2018 include:

- The database underlying CESA-Q, PSI's method for EOC quantification, has been extended with twelve recent operational events including EOCs, identified in the IAEA International Reporting System and analysed according to the CESA-Q framework. In addition, the fourth plant-specific EOC study started and will be completed in 2019.
- Concerning the collection of plant-specific simulator data, protocols for human performance data collection were investigated to prepare the pilot data collection at a Swiss plant planned for 2019. The performance measure PASU (Process Awareness and Situation Understanding), developed at the

Halden Reactor Project, is identified as the most adequate for pilot testing.

- The project further investigated data analysis by means of a Bayesian hierarchical model, to address the generalization of the collected data (PhD work). The results show that the use of prior information can significantly decrease the substantial amount of data required to develop and parametrize the model. The required quantities of data can be achieved if data is aggregated across multiple plants, but not using solely plant-specific data. To obtain plant-specific estimates in this framework, a solution may be performance metrics to replace binary, success/failure-based metrics.
- An overview of the responses to the international survey of HRA methods and applications for scenarios initiated by external hazards, addressing earthquakes, external floods, and diverse severe weather initiators was compiled. The survey respondents acknowledge the importance of numerous performance factors, but there is large diversity in the models, methods, and level of detail to address them. The generally very limited rationale underlying the quantification models emerged as an important shortcoming. Future work (2019) will address the path forward to disseminate good practices and strengthen the model rationales.

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 2018 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 assessing EOC probabilities [1], [2], [3].

A goal for 2018 was to complete the extension of the CESA-Q database of operational events involving EOCs (most of the events in the database refer to the 1990s). More specifically, the 2018 goal was the detailed characterization via the CESA-Q factor framework of the events identified in previous years as well as the possible identification and detailed analysis of additional events. The primary source of information is the International Reporting System for Operating Experience (IRS), 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>).

Other goals for 2018 were to progress on the Swiss plant-specific EOC studies, both on the fourth of the series (Pilot Study IV), as well as on the scoping analyses addressing EOCs for area and external events.

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. This work ultimately aims at an HRA data collection effort in Switzerland, to allow direct incorporation of plant-specific human performance data into the plant PSA. One goal for 2018 was to define the measures and protocols for the simulator data study planned for a Swiss plant for 2019. For operating crew tasks of interest in PSA, failure probability estimates directly based on failure counts are frequently subject to very large uncertainties (multiple orders of magnitude), given the very low number of failures typically observed and the large variety of the types of tasks. Addressing performance more broadly than by a binary classification of success and failure as well as by considering multiple dimensions of performance could support the derivation of quantitative HRA insights from sparse simulator data.

Another element of this subproject is a PhD work aimed at the development of the mathematical model to process the collected data. The model should formally combine data available and expert judgment for use in HRA, with emphasis on traceability and repeatability. From earlier work, the investigation of the conceptual model showed heavy data requirements for quantification solely based on data. To decrease these requirements, the work in 2018 aimed at investigating the effect of incorporating prior information in the model (e.g. from generic data or expert judgment). The model so far addresses failure count data; a future activity will address evidence from performance measures.

Seismic and highly demanding conditions

This subproject is centered on a survey questionnaire prepared in the frame of a task of the Nuclear Energy Agency's Committee on the Safety of Nuclear Installations (NEA CSNI). The objectives of the task are to identify and examine the key assumptions of the analyses and applied methods in external events PSAs. In 2018, the goal for this work was to develop an overview of the state of practice based on the survey responses and to identify the key assumptions of the analyses and applied methods in external event PSAs, as a basis for a discus-

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.

sion of the technical basis and experience base associated with these.

Work carried out and results obtained

Errors of Commission

Plant-specific EOC Pilot study IV

The work in 2018 addressed the identification of the set of EOC event candidates. This is a set of operator actions that would contribute to the failure of PSA-important systems, if performed within an inappropriate context. Six events were identified related to systems such as the 48V DC emergency electrical system, the sump recirculation, the letdown line of the charging system. The scenarios in which these events have been identified include small loss of coolant accidents, steam generator tube ruptures and different loss of support system events. Work in early 2019 will proceed with the qualitative and quantitative analysis of these events.

Extension of CESA-Q database of operational events

The work in 2018 focused on the analysis of twelve operational events during which an EOC occurred (nine events identified in earlier work and an additional three identified in 2018). These events occurred in the time span 2000–2016 and expand the current database, with 26 events mainly from the 1990s [3]. It is important to note that the number of events selected for the two periods does not correlate with the actual number of EOC occur-

rences from operational experience; indeed, a criterion for inclusion of EOC events in the database was the comprehensiveness of the available information from the IRS. A statistical analysis of the frequency of such events was out of the scope.

Table 1 presents the twelve events analyzed. The analysis first characterizes the CESA-Q situational factor (Table 1); this describes at a high level the motivation for the inappropriate operator decision in the specific situation. Then, the analysis proceeds with the detailed characterization of the decision context via the set of the so-called adjustment factors, each factor addressing diverse aspects characterizing the likelihood of the decision (e.g. presence of hints pointing to the correct or incorrect decision, time pressure, complexity of the decision). Table 2 gives an example concerning the analysis of the operational event at the HB Robinson plant in the U.S. on March 28th, 2010. The EOC refers to the inappropriate operator decision to restore normal shutdown electrical lineup in spite of the presence of faults due to a previous fire, which had not been eliminated or isolated.

Besides the extension of the database, an important result from the analysis is the confirmation of the validity of the CESA-Q factor framework to represent adequately the diverse situations influencing inappropriate decisions in real operational events. The analysis report is foreseen to be completed in 2019.

A preliminary attempt to quantify the likelihood of the events was also made. Given the lack of reference data, the approach has been to obtain a likelihood score, from 0 (the inappropriate decision was very unlikely in the specific context) to 1 (the deci-

Plant state	EOC description	CESA-Q situational factor
Start-up	Spurious safety injection following inappropriate handling of interlock	Misleading indication or instruction (MII)
	Spurious safety injection due to faulty test	MII
	Defeat of safety injection signal	Risky incentive
Shutdown	Drop of spent fuel assembly	MII
	Containment flood in Unit 2 due to faulty operation in Unit 1	Adverse Exception
	Small LOCA during surveillance test due to use of inappropriate procedure	Adverse Exception
	Small LOCA during instrumentation line venting due to use of inappropriate procedure	Adverse Distraction
	Unauthorized discharge of tritium	Risky incentive
At power	Complicated reactor trip and loss of reactor coolant pump seal cooling due to fire	Adverse Exception
	Inappropriate restoration of normal shutdown electrical lineup in spite of the presence of faults from a previous fire.	Adverse Exception
	Override of high pressure injection prior to scram	Risky incentive
Low power	Temporary degradation of neutron monitoring system during low power test	Adverse Exception

Table 1: Extension of the CESA-Q database: the twelve operational events involving EOCs

sion was basically certain). The score was obtained via pairwise comparison of the likelihood of the events, a ranking technique often used in decision theory. Work in 2019 will address the calibration of

the score to probability values and the integration of the novel set of events with the original ones (the probability values for the new set of events need to be consistent with the original ones).

Table 2. Analysis of the operational event at the HB Robinson plant in U.S. on March 28th, 2010, according to the CESA-Q adjustment factors (excerpt). EOC: inappropriate restoration of normal shutdown electrical lineup in spite of the presence of faults from a previous fire.

Adjustment factor	Rating (label from [2])	Description from CESA-Q [2]	Comment
Verification hint	0.8 (slightly error-forcing)	viable but slightly degraded hint to verify; e.g. alarm with some ambiguity potential	Basis for presence of viable hints: A main control room annunciator was available informing of the persistent electrical fault; transfer to «Post Trip Stabilization» procedure is appropriate in case no failure or abnormal condition exists; the need to review activated annunciators is stated in the plant quality assurance standards and requirements Basis for the slight degradation: the «Post Trip Stabilization» procedure did not contain steps (or cautions) to ensure conditions are clear prior to a reset
Verification means	1 (success-forcing)	Main indication available and clearly visible	A main control room annunciator was providing indication of the fault in the auxiliary unit transformer (but this indicator was not noticed by the operators)
Verification difficulty	0.5 (moderately error-forcing)	Complex (knowledge-based) reasoning required, e.g. conflicting information, missing priority rules, or masking	The event report highlights the complexity of the situation due to the simultaneous occurrence of multiple faults (however, still being manageable by the crew).

HRA data from simulator

Specifically, the work in 2018 evaluated performance measures from the human factors literature in terms of their adequacy to identify and quantify potential crew performance issues, even if actual failures are not observed. Quality of performance has multiple dimensions; some common ones include:

- Time to completion
- Satisfaction of performance criteria
- Situation awareness
- Teamwork/communication
- Physiological measures (e.g. stress indicators)

In evaluating and accepting human-machine interfaces (HMIs) in complex domains, integrated system validation (ISV) refers to the validation of HMIs based on a performance measurement score that is compared to an acceptability threshold. This contrasts with benchmarking methods where performance on a new HMI is compared with performance on an existing design. Research on performance metrics appropriate for ISV is on-going; these metrics share some of the same requirements identified for HRA data collection. A review of metrics for human performance in simulators was performed and has identified the Process Awareness and Situation Understanding (PASU) method [4, 5] developed in the OECD Halden Reactor Project as one of the most suitable candidates for the 2019 pilot test.

Concerning the development of the mathematical model at the basis of the PhD work, the challenge is that simulator data is collected on a limited set of specific scenarios and crews; the question arises of the representativeness for the collected data for the larger variety of PSA tasks and for generic operating crews. To this aim, a hierarchical model is investigated: the value of the HEP is associated with a probability distribution to represent its inherent variability; in turn, the parameters of this distribution (e.g. the mean, variance, percentiles depending on the cases) are associated additional distributions to reflect the uncertainty on their value. A Bayesian model is then developed to inform the parameters of these distributions from the collected data. Note that this approach is different from the typical Bayesian update used in PSA in which the parameter of interest is directly associated an uncertainty distribution without the intermediate variability distribution (which is meant to represent the inherent variability across tasks and crews). Earlier work has shown that, for HRA applications, the uncertainty in the failure probability can be significantly underrepresented if this variability is not considered.

The work in 2019 addressed the effect of the availability of prior information on the failure probability distribution. An important need is to decrease the amount of data required to inform the HEP values, which for many HRA applications can be

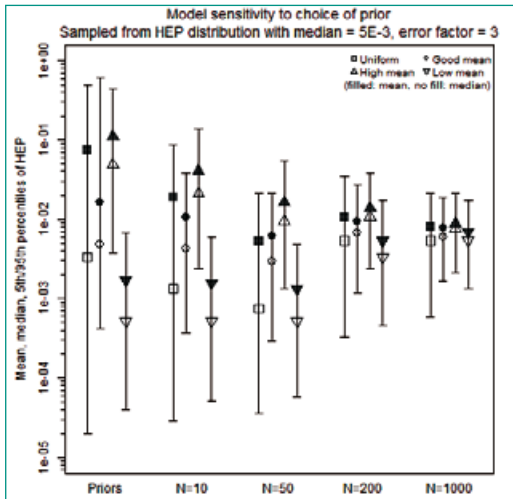


Figure 1: Effect of prior on posterior HEP estimate as number of simulator runs increases. Hypothetical HEP lognormally distributed, median $5E-3$, Error factor 3. «Uniform»: uniform distributions for the parameters of the lognormal, mean and median, «Good mean»: prior distribution informed around hypothetical HEP value, «Low mean» and «high mean»: prior distribution with mean off by one order of magnitude below and above hypothetical mean, respectively.

come impractical. In particular, Figure 1 shows the effect of different choices of priors for an hypothetical task characterized by HEP distribution (lognormal) with median $5e-3$ and error factor 3. This is to be interpreted as the real, intrinsic distribution of the HEP, to be estimated based on data from simulator runs. The prior distributions are shown on the left of the plot. The priors represent both lack of information (uniform distributions of the parameters of the lognormal distribution of the HEP, mean and standard deviation) as well as the case where some information on the mean and standard deviation can be provided (the cases of biased mean are also considered, see «low mean» and «high mean» cases in Figure 1). The figure shows how the posterior HEP estimates change with the increase of data available (in terms of the number of simulated tasks).

The case of 200 runs is interesting for application purposes. The number is achievable for some types of tasks, for instance, if data from different plants and countries is shared. Although the uncertainty on the HEP is still rather large, reflecting the lack of information (error factor of about 10), it becomes strongly reduced in case of prior information (indeed this result is dependent on the true HEP distribution). The source for information on the prior can indeed come from HRA methods applied to the task of interest.

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 reached agreement with the plant to support this work through the provision of the PSA, plant procedures, and access to plant operators and training personnel.

The HRA data collection subproject is aimed at data collection in Switzerland. The methodology proposed in this work needs to be reviewed in terms of its practicability in the Swiss NPPs. The process for collecting this feedback will take place in this year.

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». In a joint task of the CSNI's Working Groups on Risk Assessment and on Human and Organizational Factors, the survey responses have been analyzed in terms of the observed differences in methods and assumptions. In some cases, these can be attributed to the specificity of the indicator; in others, similar performance issues are treated differently across external hazards or across analyses. These survey findings are being compiled into a report, intended to be used as input to discussion of the evidence basis for methodological aspects or analysis assumptions.

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

Errors of Commission

The extension of the CESA-Q database enhances the method's empirical basis and usability. In particular, concerning the latter aspect, the database provides a larger set of example analyses of CESA-Q applications. Work in 2019 will assess the probability of the events and their integration with the existing database.

Concerning the Swiss plants-specific EOC studies, the major goal for 2018 is to conclude the activity initiated in previous years on both the pilot study

for the fourth plant (Pilot Study IV), as well as on the analysis of EOCs for area and external events.

HRA data from simulators

Concerning the PhD activity, the work in 2018 has investigated the effect of prior information on the developed variability model. The prior information may be available from literature HRA models and expert judgment, then updated based on simulator data. The results show that the use of prior information can significantly decrease the data requirements. Furthermore, plant-specific information can be combined with aggregate data from multiple plants, whereby the applicability and transferability of such data must be addressed. Future work will adapt the model to treat evidence on performance measures collected from simulator runs, to align with the methodology planned for the Swiss simulator study.

With regard to HRA data collection in Swiss plants, the goals for 2019 are to complete the methodology for data collection, in a three-step process. These are 1) an overall methodology for the data collection and analysis, 2) incorporation of feedback from the utilities, and 3) a pilot test of the methodology

Seismic and highly demanding conditions

The findings and recommendations of the survey task on HRA in External Events PSA will be documented in a report. This report will be presented to the CSNI's Working Group for Risk Assessment (WGRisk), whose feedback will be used to evaluate the next steps related to the development of an overall consensus. In parallel, the findings will be used in the national context.

Publications

- *M. Roewekamp, K.-I. Ahn, Y. Akl, A. Bareith, V. Dang, J.-M. Lanore, M. Porthin, G. Schoen, S. M. Shin: OECD WGRISK – Recently Ongoing and Potential Future International Riskrelated Activities. In: Proc. Fourteenth Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 14), Sept. 16–21, Los Angeles, CA, USA, 2018.*

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] *P.O. Braarud: Assessment of situation awareness in the control room. The development and initial evaluation of the process awareness and situation understanding (PASU) measure. HWR-1210, Halden Reactor Project, Halden, Norway, 2017*
- [5] *P.O. Braarud: Evaluating Situation Awareness in the Control Room. The Development and Initial Assessment of the Process Awareness and Situation Understanding (PASU) Measure. In: Proc. Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies (NPIC&HMIT 2017), June, San Francisco, CA, 2017*

Author und Co-author(s)	Hakim Ferroukhi, I. Clifford, A. Vasiliev, C. Cozzo and Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	CH-5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch, https://www.psi.ch/stars
Duration of the Project	1.1.2016 – 31.12.2019

ABSTRACT

During 2018, the research collaboration with ENSI in the framework of the STARS program was continued with emphasis on the development and validation of multi-physics computational schemes for best-estimate plus uncertainty analyses of the Swiss LWRs.

On the side of plant behaviour and multi-scale safety thermal-hydraulics, validation of TRACE against PKL was continued, including analyses of a blind benchmark for medium break LOCAs. Regarding subchannel analyses, COBRA-TF (CTF) investigations were enlarged to evaluate the effects of azimuthal power in relation to BWR boiling crisis. Moreover, another important development was the introduction of machine learning (ML) techniques to strengthen the CTF validation capabilities. As first step, a wide range of ML algorithms were deployed and validated against specific types of rod bundle experiments. Concerning CFD for safety analyses, emphasis was given to assess if experimental mixing tests used for validation would, with regards to geometry and boundary condition, be scalable to Swiss PWR plants. Finally, the Bayesian calibration framework to derive uncertainties in the TRACE physical models was enlarged to additional FEBA reflood tests.

For core physics, significant progress was achieved regarding 3-D core simulation capabilities based on different levels of neutron

transport- and homogenisation approaches. To start with, a first reference SIMULATE-5 methodology for Swiss PWR core analyses was established, showing an overall improvement of the accuracy especially for the reactivity predictions. Secondly, in the framework of a PhD thesis that was completed during the year, a milestone was achieved with the development of the new in-house TORTIN pincell homogenised solver. For the verification cases conducted so far, TORTIN was shown to provide higher pin power accuracies compared to modern state-of-the-art nodal solvers. Finally, for 3-D full core higher order transport without homogenization, a proof-of-principle of the nTRACER applicability for 3-D kinetics was achieved through participation to an on-going OECD/NEA/WPRS benchmark.

Concerning fuel modelling, a new FALCON 2-D slice model was developed to account for azimuthal clad anomalies on the coupled fuel thermo-mechanical behaviour. Concerning fuel safety criteria, the Hydrogen (H) uptake correlation proposed by the US NRC in the framework of revised LOCA ECR criteria was implemented and assessed against Hydrogen measurements from Swiss operated rods. On this basis, its applicability to this Swiss high burnup cores was studied. Finally, a first version of Falcon V1 with the GRSW-A model was released in 2018 and was therefore also adopted for the participation to the last phase

of the on-going OECD/NEA/WGFS RIA uncertainty analysis benchmark and focused on real experimental tests.

Regarding multi-physics, the in-house OpenFOAM based OFFBEAT solver was upgraded to study the effects of azimuthal power on the fuel and clad temperature distributions as function of heat transfer regimes. Moreover and in collaboration with EPFL, the development of the 3-D fuel rod thermo-mechanical

capabilities of OFFBEAT was continued, including first promising verifications against experimental data. Finally, initial steps towards integrating water chemistry phenomena in coupled core simulations were undertaken. More specifically, Monte-Carlo sub-pin resolved depletion simulations of modern BWR assembly designs were performed to study the radial and azimuthal pin power responses to non-uniform chemical deposits on the clad surfaces.

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. For 2018, the anticipated objectives of the STARS/ENSI research project were as shown in Table 1.

Multi-scale thermal-hydraulics and plant system analyses

Within the area of plant system analysis, validation of the TRACE system code was continued this year within the context of the OECD/NEA PKL 4 and ATLAS 2 programs. TRACE analysis for three medium break LOCA tests at the Primärkreislauf-Versuchsanlage (primary coolant loop, PKL) test facility were run in 2018, including a submission to the test i2.2 run3 blind benchmark. In general, good agreement with the major system parameters were obtained for all tests (see Figure 1). There were, however, difficulties in capturing the expected peak cladding temperature (PCT) behaviour in all cases, something that therefore remains to be further assessed.

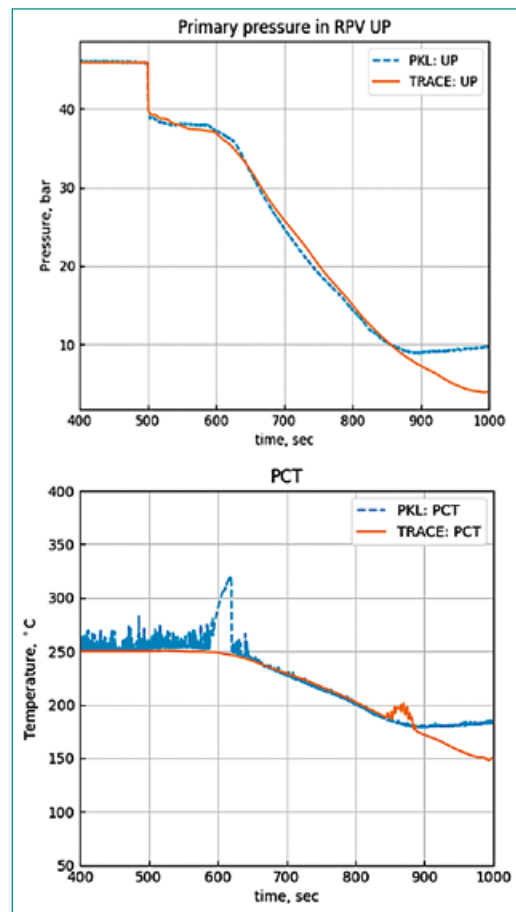


Figure 1: Comparison of experimental and simulated values of primary pressure (top) and PCT (bottom) for PKL test 2.2 run 2.

Table 1: Perspectives 2018

Plant System and Thermal-Hydraulics	TRACE Modelling and Validation of PKL-4 and ATLAS Tests
	Continue Application of GSA to TRACE Validation against SETs
	Participation with CTF to Dryout Blind Benchmark
	Development and Integration of Liquid Film Model for SMART solver
	Continue Development of Scaled Coolant Mixing Matrices for PWR MSLS Analyses based on STAR-CCM+ ROCOM Validation
Core Behaviour and Reactor Physics	Validation of SIMULATE-5 for Swiss PWR Core Analyses with Trend Analyses
	Assessment of Local Channel Stability Phenomena with 53K
	Participation to OECD/NEA C5G7-TD Phase 2 with nTRACER code
	Refinements of SHARX methodology for Propagation of Uncertainties in Delayed Neutron Data and Kinetic Parameters
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Continue development and validation of FALCON Clad Oxidation and Hydrogen Uptake Models
	Development of advanced FALCON models for LOCA and RIA
	Development and Application of FALCON UQ Methodology for WGFS RIA Benchmark Phase 3
Multi-Physics	Multi-physics evaluation of RIA transients with account of fission gas trapping models for selected Swiss BWR core and rods
	Pilot Studies towards development of full coupled neutronics/thermal-hydraulic 3-D solver

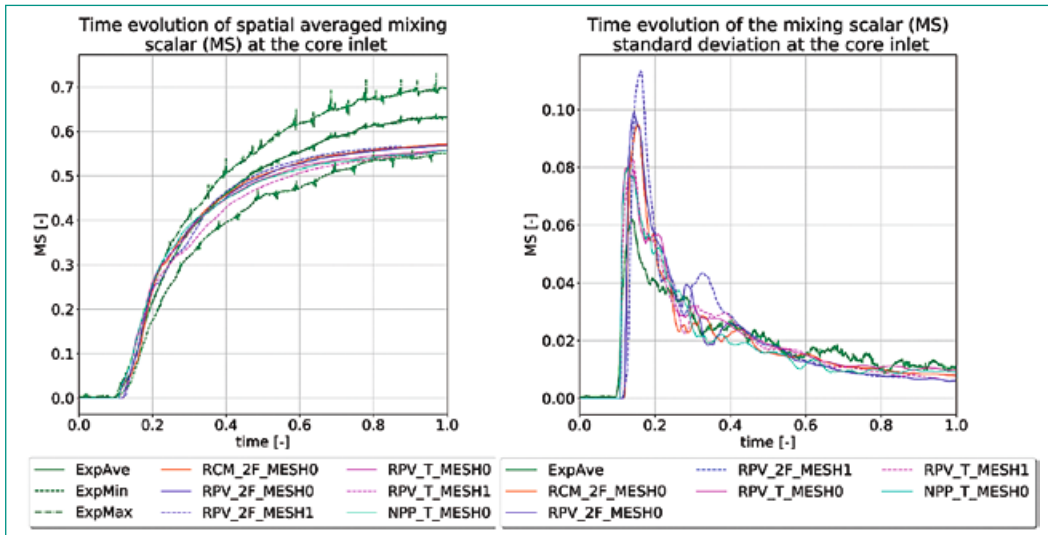


Figure 2: Comparison of mixing scalar statistics at the core inlet for multiple RPV scalings compared to experimental results for ROCOM test 1.1.

Towards understanding the potential effects in certain PWR design basis accidents where downcomer mixing is important (e.g. main steam line break), numerical assessments of the influence of geometrical design and scaling on the single-phase mixing in the downcomer continued this year using the computational fluid dynamics (CFD) solver STAR-CCM+. Validated CFD simulations results for the Rossendorf Coolant Mixing Model (ROCOM) test facility were compared with CFD results for geometry and boundary conditions scaled up to the original nuclear power plant (NPP). While the behaviour of the mixing in the downcomer is affected by the upscaling, the effect on the core inlet region is rather small because of the presence of the perforated drum and the relatively high Reynolds number (Figure 2). Future work will focus on evaluating design effects towards the ultimate goal of developing a technique for scaling downcomer mixing experimental results and applying these to NPP safety analysis.

Furthermore, in an effort to more effectively compare, understand and utilize and the vast amount of experimental data points available from past experiments, new research on the analysis of experimental data using data science techniques was initiated this year. This work, using the critical heat flux (CHF) test data for the Heat Transfer Research Facility (HTRF), focuses on aligning the available test data and filling in missing data points towards obtaining a better understanding of the influence of geometrical changes and test conditions. Several machine-learning (ML) models were trained using the CHF data and evaluated using cross-validation. The resulting models were then compared to the conventional linear piece-

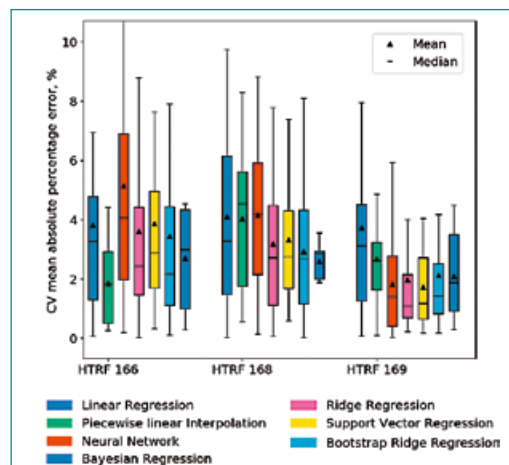


Figure 3: Comparison of the cross validation scoring parameter for machine learning models applied to selected HTRF tests.

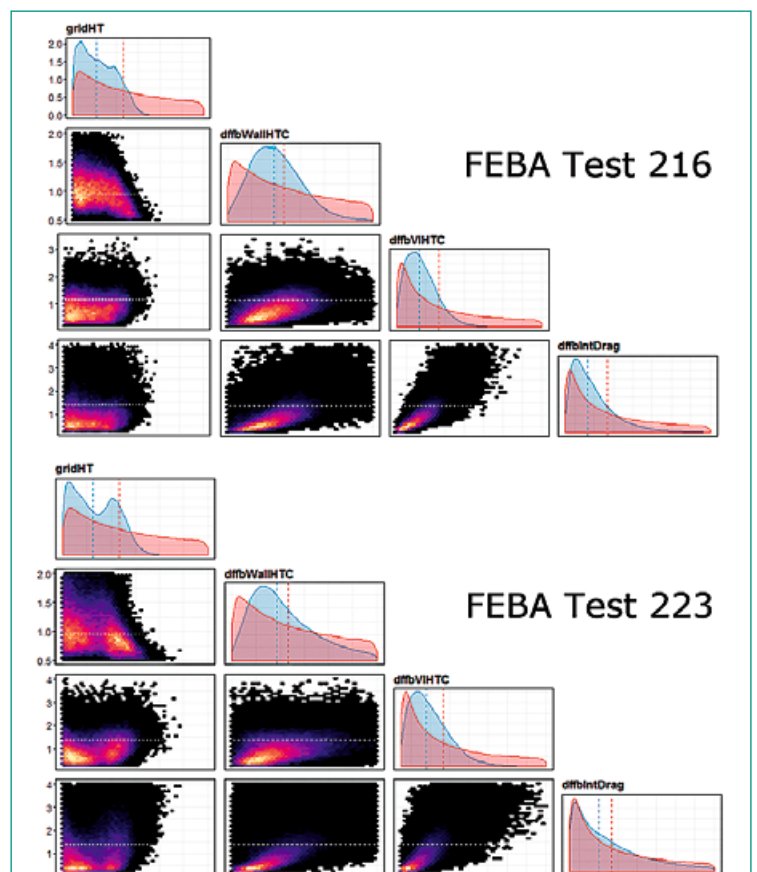


Figure 4: Corner plots of posterior pdfs obtained for FEBA tests 216 and 223

wise regression that is often used to interpolate CHF in literature. The results (see Figure 3) indicate that ML models are significantly more accurate than conventional Piecewise linear regression. Moreover, for the investigated test cases, simpler ML models like linear regression, ridge regression and support vector regression were found to perform slightly better than e. g. more complex neural networks. This is in line with the intuition that for a small dataset, the variance term will dominate the prediction error, which is why less complex models with fewer parameters show better performance.

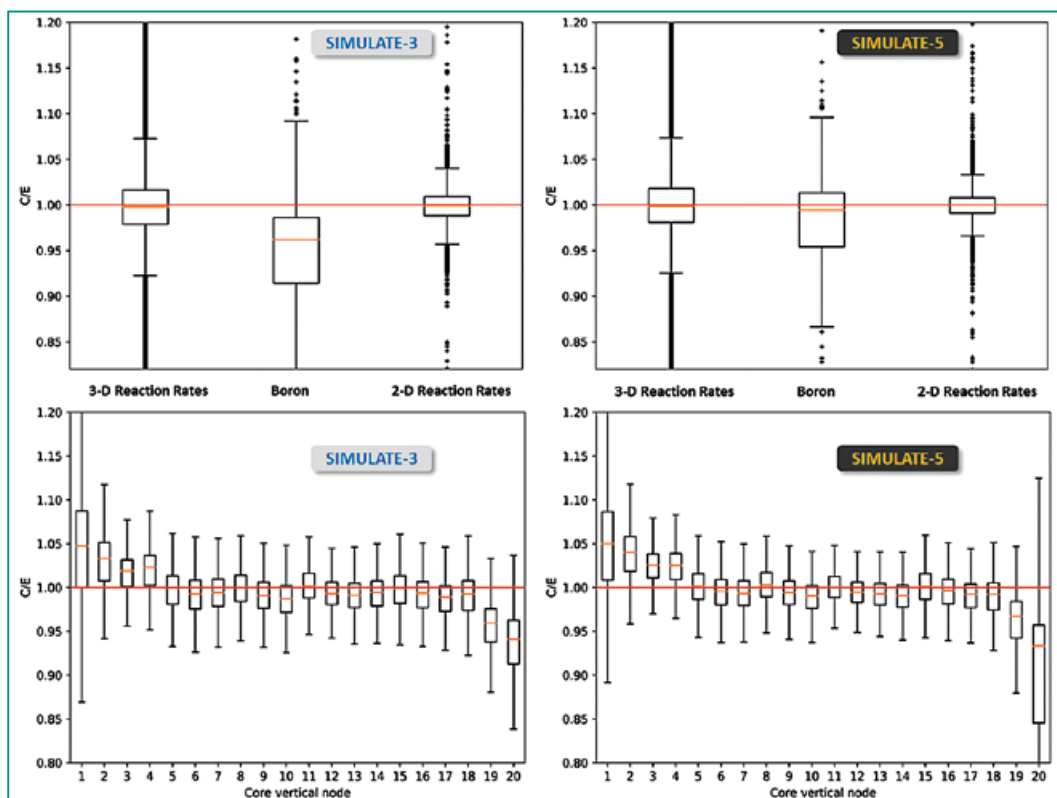
Concerning uncertainty quantification and sensitivity analysis for thermal-hydraulics, focus in recent years was to develop a set of statistical tools to calibrate the parameters of the physical models used by TRACE code with regards to reflood. This Bayesian calibration framework was used to improve knowledge and understanding of the uncertainty of the parameters involved in reflood simulations by considering data provided by experiments, in particular the FEBA separate effect tests. The results confirmed that the primary parameters of interest do not change significantly from one test to another and that the posterior joint probability distribution functions (pdfs) obtained from the calibration process are reasonably consistent from one test to another as shown in Figure 4. The next steps in this direction will consider sequential calibration for multiple tests.

Reactor physics and core behaviour

During 2018, the development of a methodology based on SIMULATE-5 (S5) for Swiss PWR core analyses was undertaken. To this aim and starting with the KKB1/KKB2 plants, a S5 scheme was implemented such as to be as consistent as feasible with the current reference SIMULATE-3 (S3) approach, both in terms of neutronic and thermal-hydraulic models. On this basis, a validation using advanced trend analyses techniques was performed against measured data (boron concentration and 2-D/3-D reaction rates). Selected key core operational- and safety quantities were also compared between both solvers. Overall, the results obtained so far show that the new S5 approach goes in the direction of improved accuracy although this applies mainly for the critical boron concentration (Figure 5, Top). Indeed, for the 3-D reaction rates, no major differences were found apart from a slight amelioration of the accuracy in the high power mid-core regions and consequently, a slight deterioration in the low power regions close to the axial reflectors (Figure 5, Bottom).

Concerning the development of complementary deterministic 3-D full core pin-by-pin solvers based on higher-order transport, two milestones were achieved during 2018. First, the PhD project on pincell homogenised methods was completed during the year. As part of this work, a systematic study was undertaken in order to assess the merits and limitations of transport theory based ap-

Figure 5:
Performance of SIMULATE5 vs. SIMULATE-3 for KKB1 core analysis.
Top: global C/E results;
Bottom: trends in reaction rate C/Es as function of axial elevation



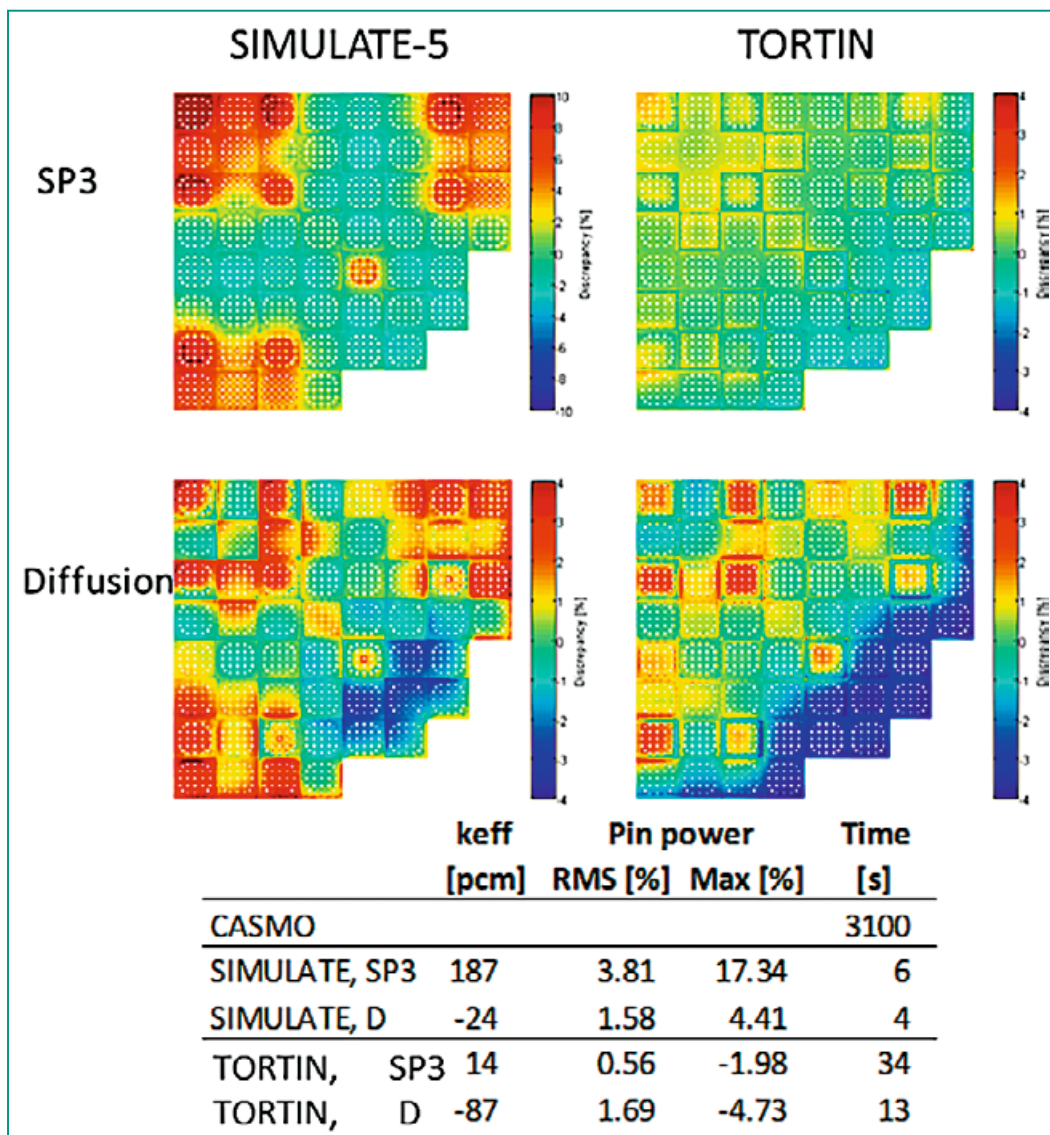


Figure 6: Comparisons of pin power predictions for a 2-D quarter PWR core (Reference Solution: CASMO-5)

proaches for PWR pin core calculations. Different methods, including various transport approximations as well as spatial discretization schemes, were compared for analyses based on nodal and pin homogenization. Several numerical tests, ranging from high neutron leakage- to MOX/ UO_2 cases, showed that with solvers based on diffusion and/or simplified transport (SP3), the quality of the results would depend critically on the choice of the diffusion coefficient. In that context, it was for instance concluded that compared to the outscatter approximation; the inscatter approach would in general yield more reliable predictions of the pin power distributions. Regarding the transport solvers, the discrete ordinate (SN) code DORT showed a very good performance at MOX/ UO_2 interfaces but major deviations occurred for cases with large power gradients. On the other hand, while the MOC based integral transport core solver nTRACER showed on average small deviations from the ref-

erence solution, up to 2–3 % local errors were obtained close to assembly interfaces.

Finally and perhaps most importantly, due to the various limitations encountered with both diffusion/SP3 as well as SN solvers, a new SP3 pincell homogenised solver with associated SPH methodology was developed along with a coupling to a microscopic pin depletion module. Combined with optimised spatial discretization schemes that were established as part of this research to overcome finite-difference limitations at assembly- and core/reflector interfaces, this new in-house solver, referred to as TORTIN, was shown to be able to overcome one long-standing issue of pin-homogenised solvers, namely reduced pin power accuracies close to assembly interfaces. And in the same context, it was also found that for the investigated 2-D tests cases, TORTIN would provide a noticeable improvement of the overall pin power predictions even when compared to SIMULATE-5 (see

Figure 6), underlining that for both solvers, CASMO-5 was consistently used as reference solution as well as to provide the homogenised nuclear data.

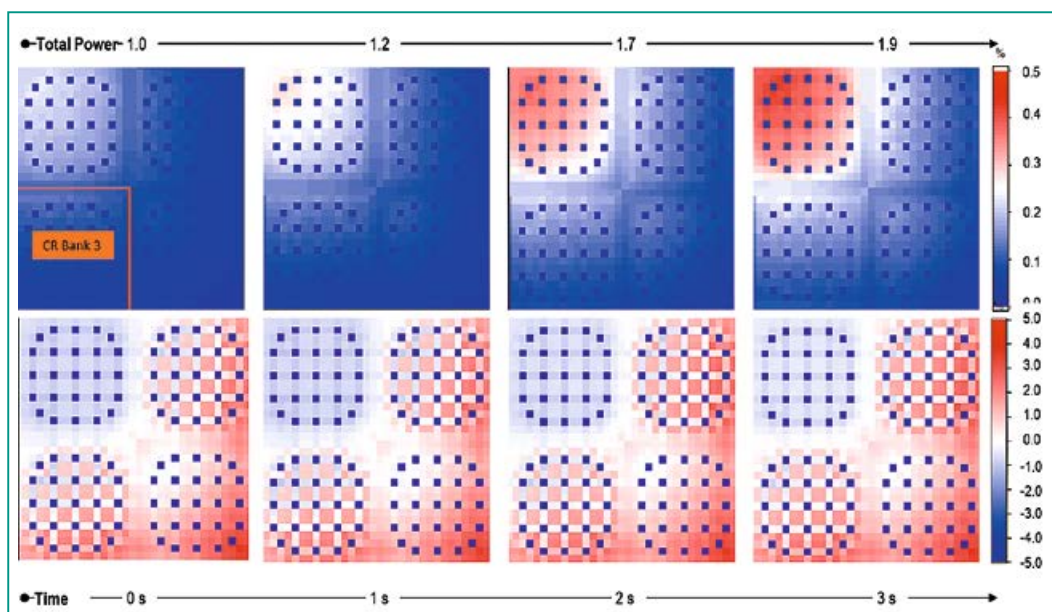
Secondly, participation to the on-going OECD/NEA/WPRS C5G7-TD benchmark was continued. The primary objective of the benchmark is to advance core simulation methods based on high-order transport without spatial cross section homogenization and for time-dependant kinetics applications. Within this framework, STARS is participating with the nTRACER 3-D sub-pin resolved direct core solver and contributed during 2018 to all benchmark cases. Emphasis was however given to the ones with positive reactivity insertion since these constitute the most safety relevant. By present, cross-verification between nTRACER and SUHAM-TD, which is the code under development by the C5G7-TD benchmark organisers at the Kurchatov Institute, was performed for selected cases. Overall, very consistent solutions were obtained between both solvers with regards to time-dependant integral reactor quantities such as reactivity as well as for the local pin power distributions. For the latter, the differences were found to be within $\pm 5\%$ with a tendency for nTRACER to under-predict, when compared to SUHAM-TD, the pin power in the assembly mostly affected by the positive reactivity insertion induced by the neighbouring control rod movement (see Figure 7). Given that these differences remain moderate, the most important outcome is that these analyses constitute a first proof-of-principle of the nTRACER applicability for transient core simulations based on sub-pin resolved integral transport without homogenisation. In other words, this underlines the

potential to achieve a beyond state-of-the-art capability that could provide reference numerical solutions to audit safety analyses and/or to better assess the numerical biases in the latter due to cross-section homogenisation. Further studies based on this C5G7-TD benchmark have now been launched to assess in more details, the nTRACER temporal discretization scheme and associated time step requirements, the objectives being to confirm temporal convergence also for very fast transients as well as to allow for adaptive time-steps in the perspective of reducing the computational costs for long running transients.

Fuel modelling and safety criteria

During 2018, the development of a new methodology for FALCON fuel performance analyses was launched with as key component, a special finite-element model referred to as SLICE-DO (Figure 8). The objective with the latter is to allow for simulations of the mechanical and thermal impact of azimuthally non-uniform pre-oxidized areas of the cladding due to reduction of its mechanical-load bearing thickness and additional thermal resistance at the outer cladding surface. Apart from the direct effect on thermal expansion of the pellets due to the increase in fuel temperature, the preliminary studies conducted so far have pointed out an aggravation of the mechanical cladding state caused by the effects of temperature on mechanical properties of the cladding such as the creep rate and yield strength. Moreover, these first studies have indicated that localized non-axisymmetric distribution of the affected cladding area could amplify local cladding strain and Cumulative Damage Index (CDI) resulting from e.g. Pellet-Clad-

Figure 7:
Analysis of C5G7-TD benchmark – Top: nTRACER pin wise fission rate distributions (relative to total power at $t=0s$) – Bottom: Relative difference nTRACER versus SUHAM-TD



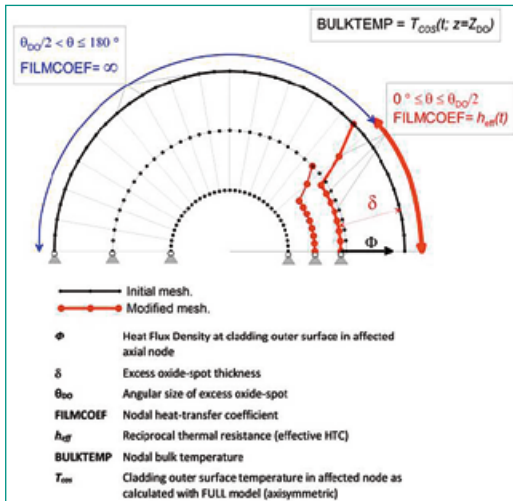


Figure 8: Finite-element mesh of outer cladding layer for simulation of locally pre-oxidized fuel rod slice behaviour. Note: The ‘unaffected’ mesh shown with black nodes; nodes with modified co-ordinates shown in red.

ding Mechanical Interaction (PCMI) during power ramps due to thermal-mechanical concentration viz.: fast localized cladding creep or plastic deformation along with stress relaxation on the overheated side of the cladding, against reduced strain on the unaffected side due to higher resistance to permanent deformations (creep and plasticity) at a lower temperature. Accounting for the aforementioned effects, the SLICE-DO model could thus provide a strengthened capability to better understand and assess the risk for cladding failures in rods affected by local clad anomalies such as unexpected pre-oxidation levels or CRUD deposits. Regarding fuel safety criteria, Hydrogen (H) uptake is a major concern as hydride precipitation could cause an increased embrittlement of the cladding. For LOCAs, the introduction of new acceptance criteria with limits on the equivalent clad reacted oxidation (ECR) as function of hydrogen content is therefore under consideration by the US NRC. To complement this, a new correlation of the H content upon burnup has also been suggested for BWRs. Because of the relatively lower burnups in US reactors, an assessment of this model for high burnup Swiss Cores was launched. On the one hand, the suggested correlation was implemented to evaluate the H content in peak burnup rods of Swiss cores, showing that H content up to 800 ppm locally could easily be reached and that very small burnup uncertainties would in the range beyond 70 GWD/MT lead to unrealistically high H contents (Figure 9, Top). To further appraise this correlation, it was implemented with FALCON for the analysis of real operated Swiss BWR rods. The

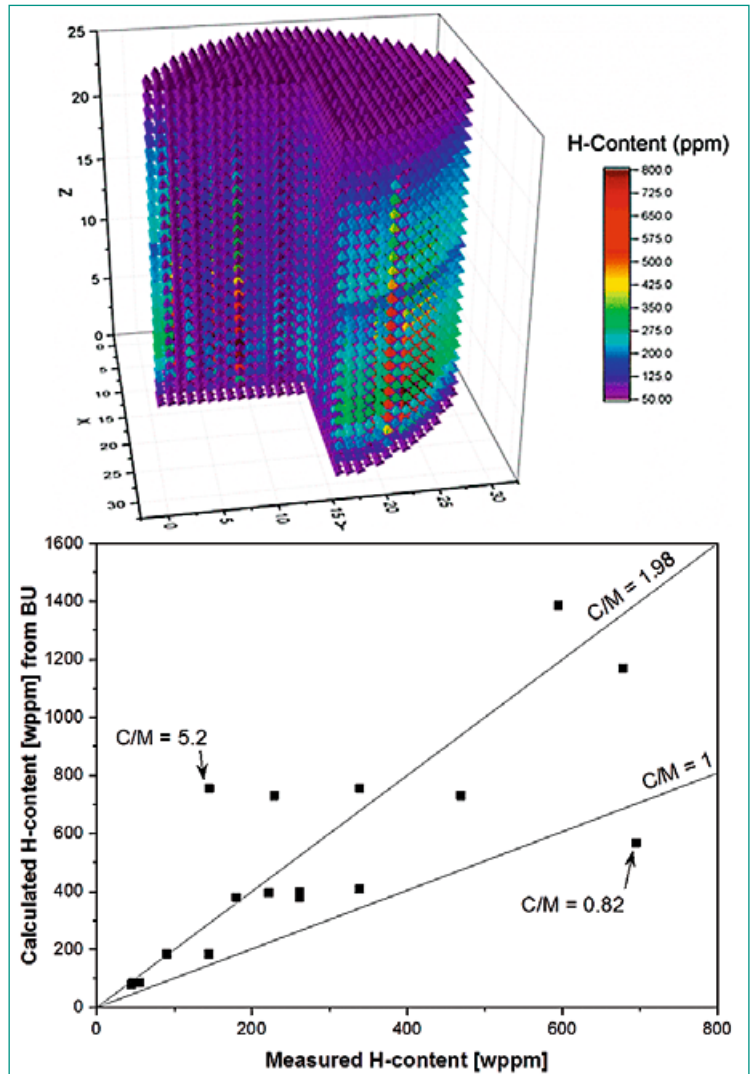


Figure 9: Top: Estimated H content with NRC model for Swiss BWR core (Top) – Bottom: Ratio of calculated/measured hydrogen concentration for Swiss operated BWR rods

predicted H-content was compared to measured data, confirming an overall strong conservatism with an average calculation-to-measurement (C/M) ratio close to 2.0 (Figure 9, Bottom). Specially for high burnup rods, the H-content was found to be over predicted by up to 5 times, something clearly putting into question, the applicability of this correlation beyond 70 GWd/MT and prompting thus the need for further research in order to adapt the correlation for very high burnups.

Concerning code development and in collaboration with EPRI, STARS conducted during the last years, an integration of its model for gas release and swelling (GRSW-A) into the redesigned Falcon V1 code. And in 2018, an important milestone was achieved with the official release by EPRI of the first Falcon V1 version with GRSW-A, hereinafter simply referred to as Falcon V1. In relation to this, a transition to this latest code version was under-

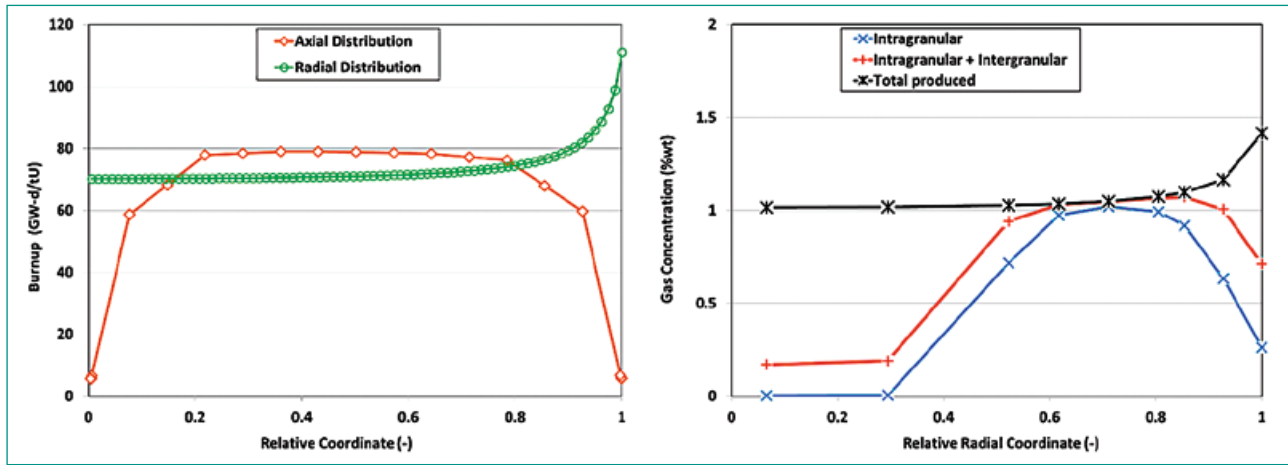


Figure 10: Falcon V1 results after base irradiation of CIP-01 mother rod – Left: Axial and radial (around elevation of the refabricated rod used for transient) distributions of burnup; Right: Gas content distribution

taken for the participation to the on-going OECD/NEA/WGFS reactivity initiated accident (RIA) fuel code benchmark with uncertainty quantification (UQ) and sensitivity analysis (SA). In a first step, the 2nd benchmark phase on simplified theoretical cases was repeated in order to verify the results obtained with Falcon V1 when compared to the previously obtained solutions. On this basis, a consolidated coupling to the URANIE UQ/SA platform was implemented for both the base irradiation- and the RIA transient phases. By comparisons to other participants, it could be confirmed that the Falcon V1 results were well in-line and consistent with the solutions from other codes, both in terms of estimated uncertainties as well as sensitivities i. e. rankings of the most influential parameters. In a second step, participation to the 3rd phase of the benchmark and focusing on a real RIA experimental case referred to as CIP-01 was initiated. One complexity of this study resides in the fact that the transient simulation and associated UQ/SA analysis will highly depend on the accuracy and reliability of the predicted fuel rod characteristics after irradiation in the reactor. Therefore, one advantage that was put in evidence by this real experimental case is that among all participants and codes, Falcon V1 is among the few ones that provides the capability for an integral analysis from base irradiation to RIA transient simulations. This prevents the introduction of additional modelling biases and uncertainties when coupling two different codes in order to handle each of these two phases of the analysis. And in this context, the Falcon V1 results at two axial elevations of the CIP-01 rodlet used in the RIA test were found to reproduce well the measured intra-pellet radial Xenon

(Xe) distribution (Figure 10, noting that measurement data are not publically available yet), something providing thus confidence in the predicted rod characteristics that will serve as initial conditions for the transient and UQ/SA analyses.

Multi-physics simulations

Towards understanding local three-dimensional multi-physics effects in BWR fuel pins under dryout conditions, studies on local power peaking and heat transfer were initiated last year. To this aim, the development of the OpenFOAM based multi-physics solver was launched and during 2018, the studies were enlarged to evaluate neutronics feedback effects following dryout. More specifically, using radial/azimuthal pin power distributions in affected rods obtained from the in-house SIMULATE/MCNP cycle check-up methodology, the detailed intra-pin temperature distributions before and after dryout were studied. So far, the results have indicated that there would be no mitigating neutronics effect under dryout conditions. Furthermore, a basic evaluation of the cladding oxidation under dryout conditions has suggested that days to weeks of continuous dryout would be required to obtain oxide layers thicknesses that could affect the mechanical integrity of the cladding (Figure 11, Top).

This research on local three-dimensional effects in fuel pins has since been extended into doctoral research at EPFL on the general topic of three-dimensional fuel performance analysis using finite-volume techniques. Based on the OpenFOAM multi-physics framework originally developed at PSI/STARS for the above mentioned dryout studies, OFFBEAT (OpenFoam Fuel BEhAviour Tool) is a

three-dimensional thermo-mechanical solver targeted towards LWR fuel that is currently under collaborative development with École Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL). The initial verification and validation tests for the solver were completed in 2018 (Figure 10, Bottom) and work has now begun on incorporating more advanced fuel behaviour models including non-linear stress-strain relationships and creep.

Finally, in relation to multi-physics, first steps towards integrating water chemistry aspects on coupled neutronics/thermal-hydraulics core simulations were undertaken during 2018. As first step, the influence of CRUD deposits on the intra-assembly pin powers, which constitute the heat source to coupled fuel rod/coolant heat transfer simulations, were investigated. More specifically, high resolution depletion simulations using the SERPENT Monte Carlo code were performed for a 1/4th fuel assembly model. The target next-to-corner fuel pin was modelled using 10 radial layers and 8 azimuthal sectors, noting that each zone was burned independently. The CRUD deposit was modelled as an additional layer of Fe material for a 90° sector of the clad surface facing the assembly corner. The CRUD density along with associated thickness was assumed to be in the range of 1 g/cc and 200 microns respectively. As expected, these verification studies showed that for the affected sector, the assumed CRUD deposit would neither aggravate nor mitigate the local azimuthal power in any noticeable manner, noting indeed that the effects on the local power values remained within the Monte Carlo statistical uncertainties. Further

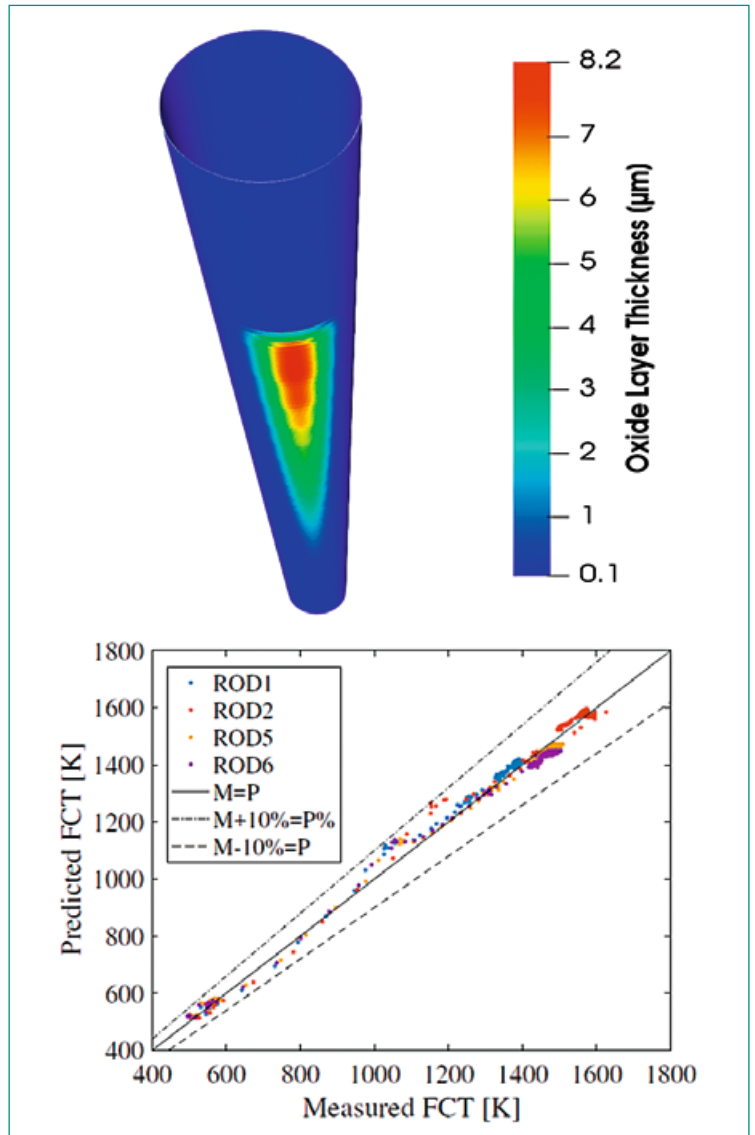


Figure 11: Top - OFFBEAT analyses of Oxide layer thickness predicted with the Nagase low-temperature cubic oxidation model after 24 h of continuous dryout for assumed dryout conditions; Bottom - Initial validation of OFFBEAT 3D fuel behaviour module based on Halden IFA-432 rods

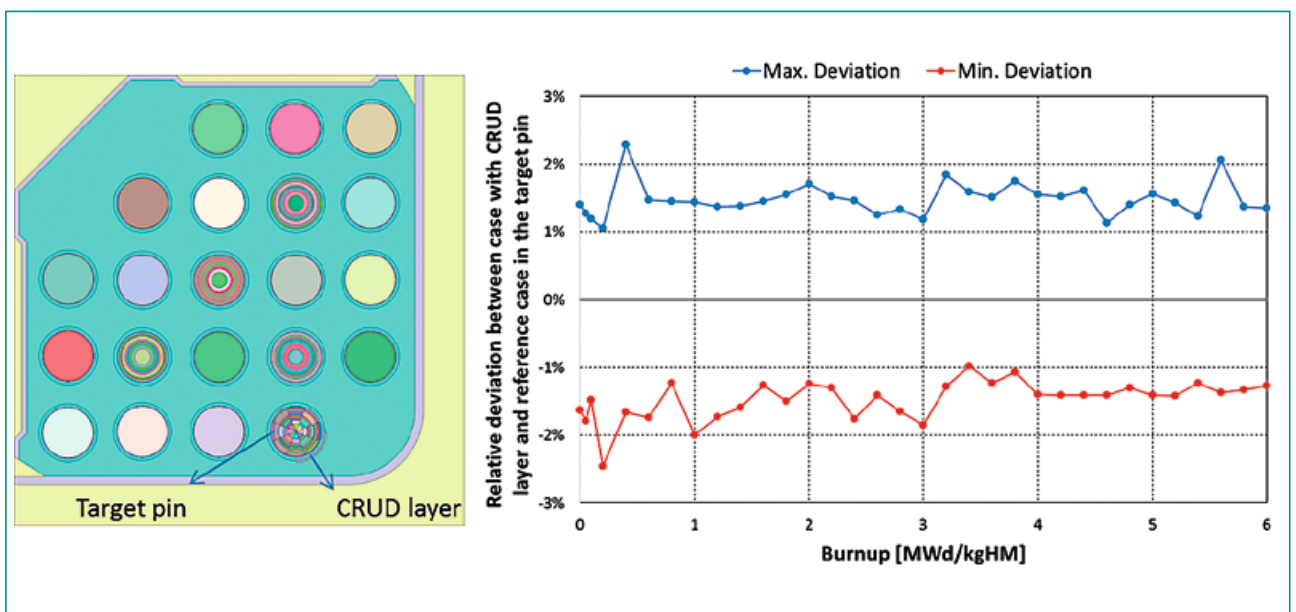


Figure 12: Left: SERPENT fuel assembly model with CRUD - Right: Maximum and minimum differences in local radial/azimuthal rod power compared to reference case

verifications are planned to confirm this for other CRUD materials, including e.g. Zn-oxide or spinel structures.

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 a wide range of safety related working/expert groups as well as with other research units through international projects such as the H2020/CORTEX project on reactor noise analyses and modelling. Also, STARS collaborates on safety research with the Finnish regulatory body STUK as well as other technical safety organisations of the ETSO network. Concerning thermal-hydraulic code development and validation, STARS primarily collaborates with the US NRC (TRACE) and North Carolina State University (COBRA-TF). For core analyses and higher-order pin-by-pin transport, STARS collaborates with Studsvik (CASMO/SIMULATE/SIMULATE-3K), Seoul University (nTRACER) and HZDR (DYN-3D). On the fuel modelling side, the collaboration with EPRI on Falcon V1 code de-

velopment was continued and the development of a new 3-D solver based on OpenFOAM was launched in collaboration with EPFL. Finally, during 2018, STARS continued its collaboration with Preussen Elektra, primarily with regards to burnup calculations and COBRA-TF sub-channel analyses for PWR safety relevant applications.

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

During 2018, satisfactory progress was achieved with regards to the overall project research goals even if not all of the specific activities that were planned could be undertaken since studies related to clad anomalies in BWRs remained of higher priority. In this context, it is worth underling that the two modelling papers on this topic that were presented at the 2018 international conference for reactor physics (PHYSOR) were both selected for publication in a special edition of Annals of Nuclear Energy, something reflecting the relevance of the ENSI/STARS activities in this area for the international research community. For 2019, the foreseen goals are shown in Table 2. These will thus remain aligned to the main project directions and associated work packages although focus on BWR clad anomalies will continue to be assigned high priority and in accordance to the latest progress and knowledge on the topic.

Publications

- [1] G. Khvostov, Models for numerical simulation of burst FGR in fuel rods under the conditions of RIA, Nucl. Eng. Design 328, pp. 36–57 (2018)
- [2] R. Mukin, I. Clifford, O. Zerkak, H. Ferroukhi, Modelling and Analysis of Selected OECD

Table 2:
Perspectives 2019

Plant System and Thermal-Hydraulics	Continue modelling and validation of TRACE for integral DBA tests (PKL, ATLAS)
	Validation of CTF for core thermal-hydraulics against bundle flow experiments
	Assessment of design scaling effects in validation of CFD plenum mixing for KKG plant applications
	Application of GSA to new separate-effect-tests (e.g. CHF)
Core Behaviour and Reactor Physics	Completion of development and qualification of reference core methodologies based on SIMULATE-5 for all Swiss reactors
	Development of reactivity compensation model for S3K transient analyses with strongly heterogeneous feedback distributions
	Further development of TORTIN pin-cell full core solver and verifications towards Swiss reactor analyses
	Participation to UAM-Phase III for nuclear data uncertainty quantification in coupled core/plant system BWR transients
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Verification and application of SLICE-DO model for fuel reliability assessments with effects from azimuthal clad anomalies
	Further development and assessment of H-uptake models for high burnup fuel
	Completion of Falcon/URANIE uncertainty and sensitivity analysis for WGFS/RIA fuel code benchmark Phase-3
Multi-Physics	Development of coupled nTRACER/CTF methodology for PWR full core sub-channel resolved simulations
	Further development and verification for IFBE rods of OFFBEAT multi-physics and 3-D fuel solver

- PKL3 Station-Blackout Experiments using TRACE, Nuclear Engineering and Technology, NET 473, 2017.
- [3] *I. Clifford, M. Pecchia, R. Puragliesi, A. Vasiliev, H. Ferroukhi*, On the Characteristics of the Flow and Heat Transfer in the Core Bypass Region of a PWR, Nuclear Engineering and Design 330 pp. 117–128, 2018.
- [4] *A. Vasiliev, D. Rochman, M. Pecchia, H. Ferroukhi, A. Pautz.*, On the options for incorporating the nuclear data related uncertainties in routine criticality safety assessments for LWR fuel, Annals of Nuclear Energy, Vol. 116, pp. 57–68 (2018)
- [5] *F. Michel-Sendis et. al*, SFCOMPO-2.0: An OECD NEA database of spent nuclear fuel isotopic assays, reactor design specifications, and operating data, Annals of Nuclear Energy 110, pp. 779–788 (2017)
- [6] *S. Pelloni and D. Rochman*, Cross section adjustment in the fast energy range on the basis of an Asymptotic Progressing nuclear data Incremental Adjustment (APIA) methodology, Annals of Nuclear Energy 115 (2018) 323.
- [7] *D.A. Brown et al.*, ENDF/B-VIII.0: The 8th Major Release of the Nuclear Reaction Data Library with CIELO-project Cross Sections, New Standards and Thermal Scattering, Data Nuclear Data Sheets, Volume 148, February 2018
- [8] *B. Jung*, On the modelling options for PWR structures activation characterization using the MCNP code, ETHZ/EPFL Master of Nuclear Engineering Semester Project Report.
- [9] *A. Bousbia Salah, S.C. Ceuca, R. Puragliesi, R. Mukin, A. Grahm, S. Kliem, J. Vlassenbroeck, P. J. Schoeffel, H. Austregesilo, T. Hollands*, Unsteady single phase natural circulation flow mixing prediction using 3D thermal-hydraulic system and CFD codes, Nuclear Technology, Volume 203 Issue 3, (2018)
- [10] *A. Dokhane, G. Grandi, A. Vasiliev, D. Rochman and H. Ferroukhi*, Validation of PSI Best Estimate Plus Uncertainty Methodology against SPERT-III Experiments, Annals of Nuclear Energy 118 (2018) 178.
- [11] *D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi and M. Pecchia*, Consistent criticality and radiation studies of Swiss spent nuclear fuel: the CS2M approach, Journal of Hazardous Materials 357 (2018) 384–392.
- [12] *D. Rochman, E. Bauge, A. Vasiliev, H. Ferroukhi and G. Perret*, Nuclear data correlation between different isotopes via integral information, EPJ Nuclear Sci. Technol. 4, 7 (2018)
- [13] *D. Rochman, A. Vasiliev, A. Dokhane and H. Ferroukhi*, Uncertainties for Swiss LWR spent nuclear fuels due to nuclear data, EPJ Nuclear Sci. Technol. 4, 6 (2018)
- [14] *G. Khvostov*, Technical note: On modeling central void formation in LWR fuel pellets due to high temperature restructuring, Nuclear Engineering and Technology, Vol. 585, (2018)
- [15] *G. Perret, S. Rahman, D. Wicaksono*, Deterministic Sampling and Gaussian Process Metamodel Approach Applied to a Station Black Out Accident Model, ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018), Real Collegio, Lucca, Italy, May 13–19, 2018.
- [16] *G. Perret, D. Wicaksono*, Global Sensitivity Analysis and Registration Strategy for Temperature Profiles of Reflood Experiment Simulations, ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018), Real Collegio, Lucca, Italy, May 13–19, 2018.
- [17] *D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, D. Janin and M. Seidl*. BEST ESTIMATE PLUS UNCERTAINTY ANALYSIS FOR THE 244CM. PREDICTION IN SPENT FUEL CHARACTERIZATION, ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018), Real Collegio, Lucca, Italy, May 13–19, 2018
- [18] *M. Hursin, D. Siefman, G. Perret, D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi.*, Determination of Sobol Indices for correlated inputs with SHARK-X. PHYSOR 2018: Reactors Physics paving the way towards more efficient systems, Cancun, Mexico, April 22–26, 2018.
- [19] *M. Hursin*, The Importance of Experimental Uncertainty in the Bepu, ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018), Real Collegio, Lucca, Italy, May 13–19, 2018
- [20] *R. Ngayam-Happy, C. Cozzo, G. Khvostov, M. Krack, H. Ferroukhi*, Fuel Thermo-Mechanical Simulations with Uncertainty Quantification and Sensitivity Analysis of the OECD/NEA RIA code Benchmark using FALCON and URANIE, ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018), Real Collegio, Lucca, Italy, May 13–19, 2018
- [21] *M. Pecchia, H. Ferroukhi, A. Vasiliev, P. Grimm*, Studies of Intra-Pin Power Distributions in Operated BWR Fuel Assemblies using MCNP with

a Cycle Check-up Methodology, Proc. PHYSOR 2018: Reactors Physics paving the way towards more efficient systems, Cancun, Mexico, April 22–26, 2018.

- [22] A. Dokhane, D. Chionis, H. Ferroukhi, Towards systematic and continuous tracking of neutron and process noise signatures during LWR operation, Proc. PHYSOR 2018: Reactors Physics paving the way towards more efficient systems, Cancun, Mexico, April 22–26, 2018.
- [23] I. Clifford, M. Pecchia, R. Mukin, H. Ferroukhi, A. Gorzel, Studies on the Effects of Local Power Peaking on Heat Transfer under Dryout Conditions in BWRs, PHYSOR 2018: Reactors Physics paving the way towards more efficient systems, Cancun, Mexico, April 22–26, 2018
- [24] R. Mukin, D. Rochman, I. Clifford, A. Vasiliev and H. Ferroukhi, Effect of Nuclear Data on the DNBR Prediction with Subchannel Code COBRA-TF, ANS Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2018), Real Collegio, Lucca, Italy, May 13–19, 2018
- [25] M. Westlund, Monte Carlo simulations of Bowing effects using realistic fuel data in nuclear fuel assemblies, Master Thesis Report, Uppsala University Sweden, May 2018
- [26] H. Ferroukhi, Appraisal of the NRC Proposed BWR Zr-2 H-Uptake Model for Applications to High-Burnup Swiss Cores», PSI Technical Note, July 2018
- [27] C. Cozzo, Evaluation of the N.R.C. LWR H-Uptake Model for Swiss NPPs, PSI Technical Report TM-41–18-08 V.0, July 2018
- [28] G. Noguere, J. Tommasi, E. Privas, K.-H. Schmidt, D. Rochman, Systematics of Nd cumulative fission yields for neutron-induced fission of ^{235}U , ^{238}U , ^{238}Pu , ^{239}Pu , ^{240}Pu and ^{241}Pu , Eur. Phys. J. Plus (2018) 133: 99
- [29] R. Puragliesi, R. Mukin, I. Clifford, H. Ferroukhi, Computational Fluid Dynamics as a Tool For Deriving Subchannel Model Parameters – The PSBT Case Study, Proceedings of the 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, July 22–26, 2018.
- [30] R. Mukin, I. Clifford, H. Ferroukhi, M. Seidl, Sensitivity of CTF Solution to Subchannel Window Size, Proceedings of the 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, July 22–26, 2018.
- [31] R. Mukin, I. Clifford, M. Niffenegger, H. Ferroukhi, Pressurized Thermal Shock (PTS) transient scenarios screening analysis with TRACE, Proceedings of the 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, July 22–26, 2018.
- [32] A. Dokhane, G. Grandi, A. Vasiliev, D. Rochman, H. Ferroukhi, Analyses of four SPERT-III RIA Experiments with Nuclear Data Uncertainty Quantification using Three Different Covariance Matrix Libraries, Proc. Int. Conf. PHYTRA2018, Marrakech, Morocco, Sep. 17–19, 2018.
- [33] J.Ch. Sublet, A. Koning and D. Rochman, TENDL-2017: The making of multi-faceted technological nuclear data library, ANS RPSD 2018–20th Topical Meeting of the Radiation Protection and Shielding Division of ANS, Santa Fe, NM, August 26–31, 2018.
- [34] A. Scolaro, I. Clifford, C. Fiorina, A. Pautz, First steps towards the development of a 3D nuclear fuel performance solver with OpenFOAM, Proceedings of the 26th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE26), London, England, July 22–26, 2018.
- [35] L.A. Torres, D. Chionis, C. Montalvo, A. Dokhane, A. Garcia-Berrocal, Neutron Noise Analysis of Simulated Mechanical and Thermal-hydraulic Perturbations in a PWR Core, Annals of Nuclear Energy, Vol. 26, April 2019, pages 236–244.
- [36] F. Ribeiro, D. Chionis, A. Dokhane, A. Mylonakis, C. Demaziere, G. Leontidis, S. Kollias, Towards a Deep Unified Framework for Nuclear Reactor Perturbation Analysis, Proceedings, for 2018 IEEE Symposium Series on Computational Intelligence (SSCI), Bengaluru, India, Nov. 18–21, 2018.
- [37] T. Tambouratzis, D. Chionis, A. Dokhane, General regression neural networks for the concurrent, timely and reliable identification of detector malfunctions and nuclear power plant deviations from steady-state operation, Proceedings, for 2018 IEEE Symposium Series on Computational Intelligence (SSCI), Bengaluru, India, Nov. 18–21, 2018.

BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses

Author und Co-author(s)	Stefan Wenzel, Michael Kund, Jürgen Hartung, Vera Koppers
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 analyses of nuclear power plants are typically based on combinations of conservative or best-estimate calculations with conservative or realistic initial and boundary conditions. Predominantly, conservative analyses were performed in the past to cover uncertainties in used model assumptions. A comprehensive assessment of their results revealed that boundary conditions assumed as conservative 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 project is the identification and determination of possible differences in safety margins between conservative thermohydraulic analyses and 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 events prone to PTS using a model of a generic pressurized water reactor (PWR) with the system code *ATHLET*.

The main topics addressed and the results obtained in 2018 are:

- the identification of most adverse values of uncertainty parameters using the knowledge obtained by the preliminary BEPU analysis results [1] in order to perform conservative thermohydraulic PTS simulations,
- the performance of a conservative PTS simulation for the selected accident configuration for the comparison to the results of the accomplished BEPU analysis
- the evaluation of the selection of uncertainty parameters and their corresponding uncertainty ranges based on preliminary BEPU analysis results [1]
- the performance of LOCA-BEPU and sensitivity analysis for a generic PWR model with a leak size of 70 cm² and comparison to the results of the conservative simulation

A set of conservative parameters for thermohydraulic PTS investigations were identified and verified by comparing them to BEPU analysis results as well as one dimensional structure mechanics calculations. The conducted sensitivity analysis revealed that i. a. heat transfer modelling, material properties and the emergency core cooling system behaviour have major impact on the derived assessment criteria for the RPV-stressing. Specific results of the uncertainty and sensitivity and their influence on the RPV are presented in this paper.

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 subject to certain limitations. In particular, it remains unclear how to prove that the conservatism which are verified on down scaled experiments are also valid at full scale reactor size. In general, the additivity of several conservative measures cannot be completely verified due to nonlinearity of physical relations [2]. Comprehensive assessments of conservative simulation results additionally revealed that boundary conditions which were considered conservative so far 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 respective uncertainties and sensitivities.

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 a probability density 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, nonlinear relations which eventually shift the result away from the licensing limit cannot be identified and the probability for the compliance with the acceptance limit 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 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 downcomer (DC), temperature distributions and the pressure level in the primary circuit show a significant influence on the subsequent integrity analyses of the RPV. So far, the input parameters of the thermohydraulic 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 conservativity 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 was revised in order to meet the specific requirements of detailed 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 was implemented, which allows the extraction of information about radial and azimuthal distributions of the temperature in

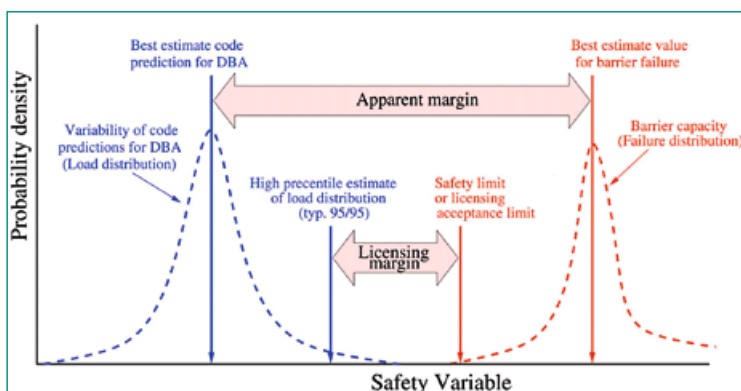


Figure 1: Probability density functions for load and barrier capacity [3].

the DC. Additionally, comprehensive simplifications on the less important secondary side and the control systems were performed to reduce the calculation time for the uncertainty analysis. A description of the revised system configuration can be found in [4]. The result of the modifications of the input deck was proven to give plausible results for loss of coolant accidents and thus was subjected to quality assurance. Various LOCA simulations were performed in order to identify the critical events concerning PTS for the utilized system configuration. In this phase assessment criteria for the evaluation of the RPV-stressing were derived from thermohydraulic simulations and complementary one-dimensional structure mechanic calculations. The definition and implementation of variable input parameters and their associated probability distributions and respective dependencies have been also part of the first phase of the project. In this work package the GRS-developed uncertainty analysis tool SUSA was used [5,6]. Beside important initial conditions, such as fluid temperatures, emergency core cooling system (ECCS) injection rates and pressure levels, constrained parameters of physical and mathematical models are integrated in this procedure as well. The selected parameters are continuously evaluated and complemented, if required.

Phase 2: Performance and Evaluation of LOCA Simulations with Integrated Uncertainty and Sensitivity Analyses

The findings of a preliminary BEPU analyses [1] were used to reassess the input parameter distributions and to rerun the simulations focusing on the most sensitive key values. An amount of 186 *ATHLET* calculations were performed in order to fulfill the statistical requirements for reaching a 95/95 confidence level as described in the *GRS*-method [7] as well as the requirements on a reliable sensitivity analysis. As one result, the analysis provides a variation range for every output variable over time and their associated probability density functions. Additionally, the statistical analysis allows the identification of the input parameter sensitivity.

A LOCA simulation with a leak size of 70 cm² was performed utilizing the system code *ATHLET* with conservative initial and boundary conditions resting upon expert judgement and the results of preliminary BEPU analyses [1]. The result of this conservative simulation was compared to the result of the revised uncertainty analysis to quantify differ-

ences in safety margins and their development in time for each run. The analysis procedure is to be repeated for all adverse leak sizes identified in project phase 1 to achieve a final evaluation of the load situations.

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

1. Conservative thermohydraulic PTS simulation

Based on the results of the accident assessment regarding PTS in project phase 1 [1,4] a LOCA-simulation with a selection of uncertain parameter values in the most pessimistic direction for a leak size of 70 cm² was performed. The leak is positioned at the bottom of one hot leg to achieve a maximal energy output from the thermohydraulic system. No single failure criterion was set on the ECCS since a maximal injection rate leads to the most unfavorable conditions regarding PTS. The tripping of the reactor is triggered by the reactor protection system with full effect by the pressure loss criterion. Also, the loss of offsite power is assumed which leads to an immediate coast down of the main coolant pumps and thus to a quick stagnation of the flow in the primary circuit. On the secondary site a load reduction with 100 K/h is carried out while the feeding of steam generators is taken over by the emergency feedwater supply due to the loss of offsite power.

1.1. Identification of the initial and boundary conditions for the conservative PTS-simulation

The evaluation of the first sensitivity analyses in the previous project steps revealed uncertain parameters with major impact on the assessment criterion and the direction of their effects. Beside the experience that could be gained from these results, all uncertain parameters were subjected to a rating

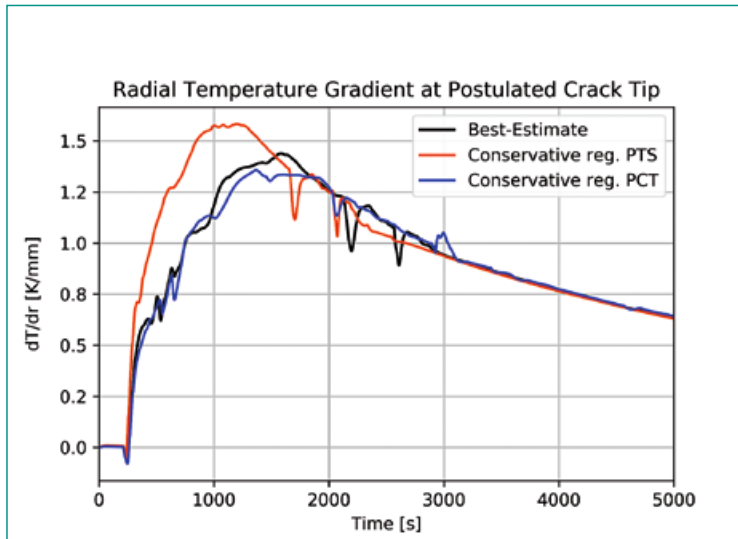


Figure 2: Comparison of the conservative simulations regarding pressurized thermal shock (PTS) and peak cladding temperature (PCT) with the best-estimate simulation for the assessment criterion «temperature gradient».

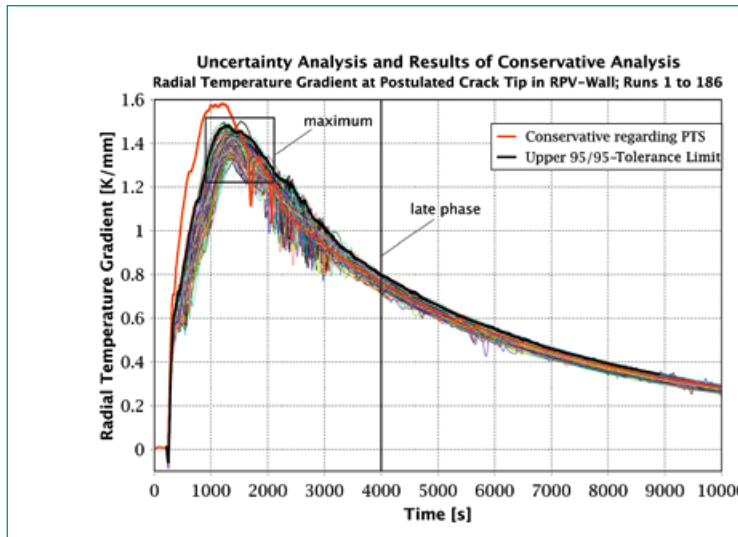


Figure 3: Temperature gradients of all 186 performed simulations and the resulting 95/95 tolerance limit compared to the conservative simulation.

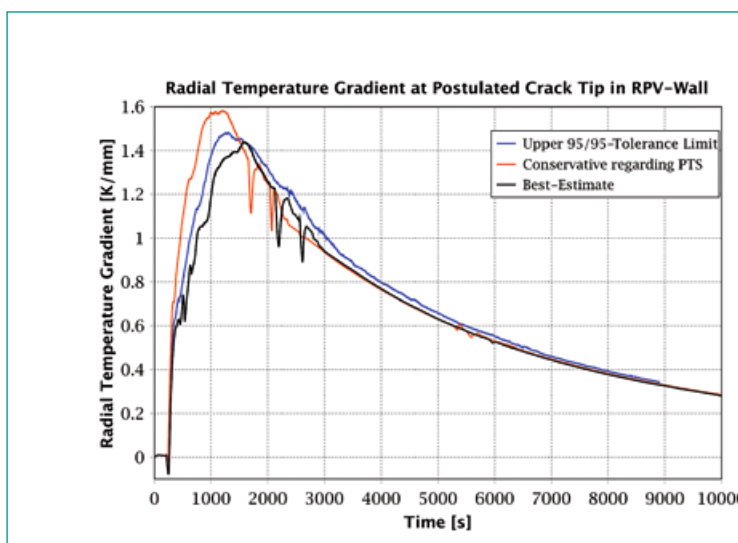


Figure 4: Comparison of the results of the conservative and best-estimate simulation as well as the upper tolerance limit of the BEPU approach.

based on expert judgement. The following list of parameters and their related values was identified and set for the conservative simulation. The given percentages refer to the best-estimate values of these parameters:

- decay heat: 90 %
- heat conductivity of base material: 95 %
- heat capacity of base material: 105 %
- water temperature in ECCS: 5 °C
- accumulator fill level: 97 % (minimal tolerance value)
- pressure in accumulator: 105 % (maximal tolerance value)
- friction loss coefficients of ECCS: – 20 %
- friction loss coefficients of cross connections in downcomer: + 100 %
- ECCS HP and LP-pump mass flow: + 10 %
- turbulence factor of critical leak flow: 0.1
- correction factor of heat transfer in downcomer: + 20 %

In addition, further 15 model parameters for two phase flow conditions and heat transfer correlations as well as uncertainties of fluid and material properties were set in the most pessimistic direction.

1.2. Comparison of the conservative calculation results

Beside the conservative simulation with the most pessimistic parameter values regarding PTS conditions, a best-estimate simulation was performed with realistic parameter values. In addition, a conservative simulation was performed applying challenging uncertainty parameter values as they are selected for a common LOCA-analysis with the peak cladding temperature (PCT) as the figure of merit and basis of accident evaluation. The list and selected values of these conservative parameters regarding PCT can be found in [8].

The presented assessment of the load situation on the RPV is based on the radial temperature gradient (RTG) at a postulated crack tip, as described in [1], which is positioned at the height of the first weld in proximity to the reactor core. Another derived assessment criterion is the temperature deviation in the RPV-wall which shows the same qualitative behavior as the local temperature gradient and is therefore not presented in the results below. Following the notes of KTA 3206 [9] for verification analysis for rupture preclusion for pressure retaining components in nuclear power plants, a semi-elliptic surface crack is postulated with an aspect

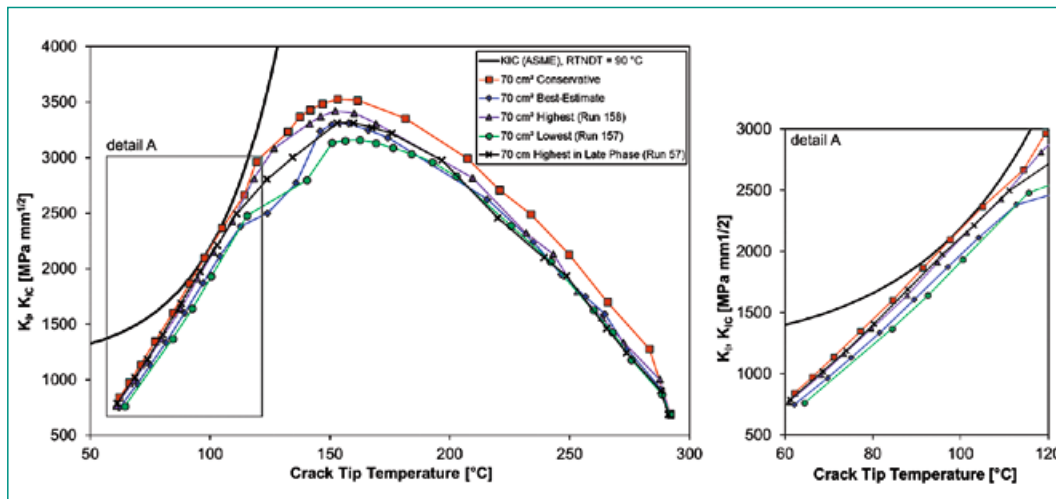


Figure 5: Stress intensity factors K_I of prominent simulation runs in comparison (detail A corresponds to the late phase of the transient).

ratio of 6 with an axial depth of 0.1 times the RPV wall thickness including the cladding, which is equal to 25 mm for the given plant configuration. The result of the comparison of the three performed thermohydraulic simulations can be found in Figure 2. It can be seen that the parameter selection of the conservative simulation regarding PTS leads to the highest value of the local gradient as well as to its steepest temporal rise, while the conservative simulation regarding PCT achieves the lowest maximum. The reason for this is given by the fact that a maximum cladding temperature is achieved by storing a maximal amount of energy within the thermohydraulic system before the accident is triggered and keeping this energy within the system as long as possible. Regarding PTS on the other hand the situation is getting worse as quicker the energy can be released from the system since a faster cooldown leads to higher thermal stresses in the RPV material. Consequently, the direction of pessimism is changing depending on the figure of merit that is determining the accident assessment.

2. Uncertainty Analysis

The conducted uncertainty analysis was performed using the *GRS-Method* [7] for BEPU and sensitivity analysis. The procedure is based on the non-parametrical approach of Wilks [10] for determining the one-sided upper tolerance limit of a calculation result afflicted with uncertainties. To reach a probability level of 95 % with a confidence of 95 % (a.k.a. 95/95 tolerance limit) at least $n = 59$ Monte-Carlo simulation runs are needed [11]. Uncertain parameters according to [7] were applied and

adopted for PTS sequences, which resulted in 62 uncertainty parameters to be varied. Since it is of large interest for the project to quantify the impact of uncertainties in the input parameters on the result uncertainty, a sensitivity analysis is also part of the assessment procedure. To achieve reliable results on sensitivity, the number of calculations must be much higher than the number of uncertain parameters considered. Following the recommendations of [12] it was decided to perform a total of three times the number of uncertainty parameters which results in 186 thermohydraulic LOCA simulations. In consequence, the determined tolerance limit according to Wilks approach is of fifth order [7].

Figure 3 shows the simulation results of the RTG at the postulated crack tip for all 186 simulation runs and the derived fifth order 95/95 upper tolerance limit as well as the result of the conservative simulation. It can be seen, that also for this analysis the conservative simulation regarding PTS leads to the highest value of the local gradient and to its steepest temporal rise. The variability of the maxima within the 186 simulation runs is 0.16 K/mm, while in the late phase ($t > 4000$ s) the variability of the results is only about 0.05 K/mm. The difference between the maximum of the conservative simulation and the upper 95/95 tolerance limit is 0.1 K/mm.

In Figure 4 the derived tolerance limit is compared to the best-estimate and conservative simulation. It is striking that the curve of the conservative simulation is intersecting with the 95/95 tolerance limit and the best-estimate simulation result at approximately $t = 1500$ s. This could indicate that the load on the RPV in the conservative case falls below the others during the course of the accident

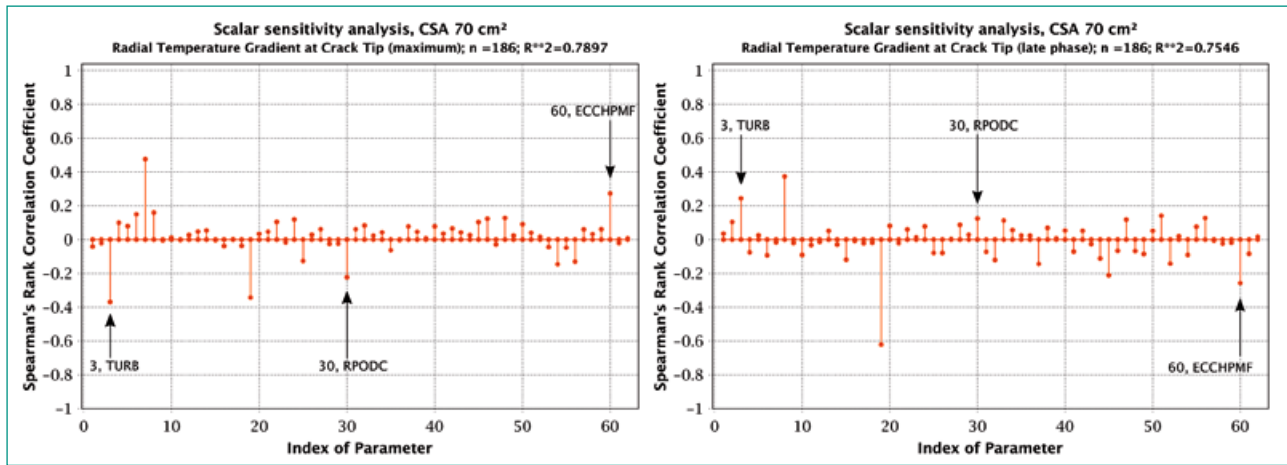


Figure 6: Spearman rank correlation coefficient for the radial temperature gradient at the postulated crack tip at its maximum (left) and at late phase ($t = 4000$ s, right).

which would not be conservative by definition. To ensure that this is not the case the result has been proven to be conservative even after the observed intersection of result curves by performing one-dimensional structure mechanic calculations utilizing the probabilistic structure analysis code PROST [13]. The result of the comparison of the calculated stress intensity factors K_I for prominent simulation runs are depicted in Figure 5, where «highest» and «lowest» are referring to the value of the RTG. The study revealed that higher maximal temperature gradients correspond to higher K_I and therefore to higher loads on the RPV material during the whole course of the accident. The reason for this behavior of the assessment criterion in the late phase of the accident can be revealed by performing a sensitivity analysis. The results of this analysis are presented in section 3.

3. Sensitivity Analysis

To quantify the influence of uncertainties in the input parameters on the result the spearman rank correlation coefficient (SRCC) was used. It allows to derive the strength of the impact of an uncertainty parameter as well as its direction. A positive value of the SRCC corresponds to an enhancement of the considered result value for increasing values of the uncertainty parameter while a negative value corresponds to enhancement of the considered result value for decreasing values of the parameter. The threshold of significance for the correlation coefficient (CC) is a function of the number of parameters considered and the number of sim-

ulation runs performed and can be calculated performing a *student t-test*. The result of this test gives a significance threshold of 0.165 for the given analysis setup. Parameters with a higher value for the SRCC than this threshold are contributing significantly to the result uncertainty.

Figure 6 presents the SRCC for all uncertainty parameters with regards to the maximal radial temperature gradient at the postulated crack tip (left) and with regards to this gradient in the late phase of the accident at $t = 4000$ s (right). There are six uncertainty parameters that exceed the significance threshold for the maximal gradient which can be found in Table 1. It becomes obvious that uncertainties of the heat transfer models but also material properties and the ECCS behavior have major impact on height of the assessment criterion. The comparison of the SRCC for the maximum of the RTG and the late phase in Figure 6 and Table 2 reveals that the algebraic sign is changing for some of the important uncertainty parameters. This behavior provides the justification for the observed intersection of the assessment criterion curves in Figure 4. The reason for this is that conditions that lead to fast removal of energy from the base material of the RPV are reducing the amount of stored energy in the material during the late phase of the accident which in consequence reduces local temperature gradients. Nevertheless, the one-dimensional structure mechanic analyses have shown, that the primary factor for the height of stress intensity is the maximal achieved local temperature gradient, as can be derived from Figure 5.

No.	Name	Description	Correlation Coef. (CC)
7	OHWFC	single phase forced convective heat transfer (water)	0.48
3	TURB	turbulence factor of critical leak flow	-0.37
19	FAKWLF	heat conductivity of base material	-0.34
60	ECCHPMF	ECCS HP-pump mass flow	0.27
30	RPODC	decay heat uncertainty factor	-0.22
8	OHWNC	single phase natural convective heat transfer (water)	0.16

Table 1: Spearman's rank correlation coefficients of the most influencing parameters on the maximal temperature gradient at the crack tip

No.	Name	Description	CC late phase	CC at T _{max.}
19	FAKWLF	heat conductivity of base material	-0.62	-0.34
8	OHWNC	single phase natural convective heat transfer (water)	0.37	0.16
60	ECCHPMF	ECCS HP-pump mass flow	-0.26	0.27
3	TURB	turbulence factor of critical leak flow	0.24	-0.37
30	RPODC	decay heat uncertainty factor	0.12	-0.22

Table 2: Spearman's rank correlation coefficients of the most influencing parameters temperature gradient at the crack tip incl. Late phase

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

The project is on schedule and the intended tasks have been worked out as planned. The adaption of the generic PWR analysis tool with simplified secondary side and reactor control system as well as a more detailed nodalisation of the downcomer is completed. Intensive efforts have been made to identify adverse PTS sequences as well as leak sizes for the given system configuration by performing a broad variety of accident simulations and one-dimensional structure mechanic analyses. Uncertainty analyses for a 70 cm² leak size LOCA have been performed gaining information about sensitivities on PTS influencing parameters. Conservative simulations for this accident configuration have also been performed using knowledge raised from previous project steps for comparison. In the course of the subsequent investigations sets of *ATHLET* simulations are to be accomplished for the identified adverse 30 cm² and 100 cm² leak sizes and followed by investigations on sensitivities to evaluate differences in stress determining variables.

References

- [1] Wenzel, S., Kund, M., Hartung, J., Koppers, V.: BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses, ENSI Research Report, ENSI-AN-10294, 2017.
- [2] 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.
- [3] 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.
- [4] Wenzel, S., Hartung, J., Koppers, V., Kund, M.: BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses, ENSI Research Report, ENSI-AN-9961, 2016.
- [5] Kloos, M.: SUSA Version 4.0, Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses, GRS, User's Guide and Tutorial, GRS-P-5, Rev. 2, 2016.
- [6] 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.
- [7] Glaeser, H.; Krzykacz-Hausmann, B.; Luther, W.; Schwarz, S.; Skorek, T.: Development of methods and exemplary application for evaluating the prediction capability of computer code calculations, GRS, Technical Report, GRS-A-3443, 2008.
- [8] Pointner W., Berner N., Kloos M., Wenzel S.: Statistische LOCA-Analysen, GRS, Technical Report, GRS-519, 2018.
- [9] KTA 3206, Nachweise zum Bruchausschluss für druckführende Komponenten in Kernkraftwerken, Technical Regulation, 2014.
- [10] Wilks S. S.: Determination of sample sizes for setting tolerance limits, Annals of Mathematical Statistics, 12, 1941.
- [11] Wilks S. S.: Statistical prediction with special reference to the problem of tolerance limits, Annals of Mathematical Statistics, 13, 1942.

- [12] *De Crecy, A., et al.*: BEMUSE Phase III Report Uncertainty and Sensitivity Analysis of the LOFT L2–5 Test, NEA/CSNI/R, Technical Report, 4, 2007.
- [13] *Heckmann, K., Bläsius, C., Ma, K., Sievers, J.*: PROST 4.6 – Theory Manual, GRS, Technical Report, GRS-P-7 / Vol. 2, 2016.

Author and Co-author(s)	Bernd S. Jäckel, Leticia Fernandez-Moguel, Terttaliisa Lind
Institution	Paul-Scherrer-Institut
Address	5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2658, bernd.jaeckel@psi.ch, www.psi.ch/sacre
Duration of the Project	2017–2021

ABSTRACT

Full scale experiments conducted in 2011 and 2012 at the Sandia National Laboratories in the Sandia Fuel Project, three QUENCH bundle tests at KIT as well as many separate effect tests in various labs have shown that nitrogen plays an active role in the degradation process of the Zr-based fuel cladding materials. Cladding oxidation in the presence of nitrogen may lead to accelerated loss of the only barrier for the fission product release in case of a spent fuel storage accident. To account for the effect of nitrogen in the cladding degradation, PSI together with KIT has conducted an experimental programme during the years 2014 and 2015.

More than 70 separate effect tests were conducted by a PhD student of PSI at KIT. The results of the tests provide a data base sufficient enough for the development of a nitriding and re-oxidation model to describe the accelerated degradation of Zr-based cladding materials under air ingress conditions in the temperature range 900–1200 °C. The samples were analyzed not only for the mass gain during exposure to subsequently oxygen, nitrogen, and again oxygen, but also for the composition af-

ter the tests using a combined metallographic and image analysis. The conceptual model for nitriding includes formation of ZrO_2 and oxygen stabilized α -Zirconium (α -Zr(O)) during pre-oxidation in oxygen, fast nitriding and slow nitriding during the exposure to nitrogen, the effect of breakaway oxidation, and the fast re-oxidation of ZrN and remaining metal.

A standalone computer code to describe the nitriding reactions was developed based on the separate effect tests conducted at KIT. In the present report, the model concept and the first calculations are presented for all phases of pre-oxidation, nitriding and re-oxidation. The model includes the nitriding process under starvation of oxygen and steam and the strongly accelerated process of re-oxidation when oxygen or steam is recovered as observed in several separate effect tests as well as integral experiments. The model distinguishes between two regimes, the breakaway regime at temperatures below 1050 °C and the non-breakaway regime above 1050 °C. In the high temperature regime the acceleration of the oxidation is based on the morphology change due to the nitriding reaction (porous structure of ZrO_2 formed by re-oxidation of ZrN).

Project goals

The presence of nitrogen during the cladding oxidation can lead not only to an acceleration of the cladding degradation by oxygen or steam, but also to enhanced cladding degradation under starvation conditions by the production of ZrN. This will lead to a strong reaction excursion at oxidant recovery because of high reaction rates for zirconium nitride oxidation. Due to the exothermic nature of the ZrN production additional chemical heat is produced and this leads to a temperature increase in the oxygen starved regions. The consumption of the nitrogen also reduces the convective heat loss by a buoyancy driven air flow in the fuel bundle as observed in the Sandia fuel project [1]. Consequently, adiabatic heat up is a reasonable description of this process.

The *QUENCH-16* experiment [2] showed an unexpectedly high temperature excursion and hydrogen production during the quench phase with water following air ingress with an oxygen starvation phase. The temperature excursion was later explained with the strong re-oxidation reaction of Zr-nitrides produced during the oxygen starvation. The strong effect of nitrogen on the oxidation kinetics of Zircalloy was confirmed in separate effect tests (SETs) especially at *IRSN*, France [3–6] and *KIT*, Germany [7–11]. With an additional experimental program of SETs conducted at *KIT*, with special focus on the discrete stages of pre-oxidation in oxygen, nitriding in nitrogen, and re-oxidation in oxygen, a data base for the development of a nitriding and re-oxidation model was produced. At different temperatures (900 °C, 1000 °C, 1100 °C and 1200 °C) the single stages were investigated with cladding samples of original diameter and material with a length of 10 mm each. Two different thermo-balances were used in more than 70 separate

effect tests. The mass gain during the different phases was measured and the samples were also investigated by optical microscopy and with a scanning electron microscope (SEM) after the experiments. All experiments were analysed and the relevant phases for the model development were identified.

The goals for this reporting period were:

- 1) to write a *FORTTRAN* subroutine for the calculation of the different processes of nitriding and re-oxidation
- 2) to develop a standalone computer program with respect to the different gas compositions and changing gas concentrations during uptake and release of oxygen, steam, nitrogen and hydrogen
- 3) to start the first validation phase with the calculation of SETs and integral experiments
- 4) to identify areas for further investigation and model improvement

As base of the new nitriding model, the PSI air oxidation model implemented in the *SCDAP/RELAP5* code was used [12]. The new model calculation starts under starvation conditions of oxidants and in the presence of nitrogen. The program logic for the breakaway model is not modified.

Work carried out and results obtained

The new nitriding model describes the different phases of cladding degradation which can occur during a severe accident in a reactor or in a spent fuel pool. Different atmospheric conditions activate different parts of the oxidation and nitriding model. The identification of these phases was important for the understanding of the physical and chemical processes observed during the SETs.

Pre-oxidation

The oxidation of Zircalloy cladding in the pre-oxidation stage is well known based on many investigations in the past [13]. Severe accident codes use different reaction rate functions for different cladding materials and for different gas compositions (air, oxygen, steam). While most of the codes calculate only the production of ZrO₂ the new model also calculates formation of oxygen stabilized alpha zirconium (α -Zr(O)) using the reaction rate function of Leistikow [13]. The reason for the calculation of the production of α -Zr(O) can be seen in Figure 1, which shows the reaction rates of nitrogen with

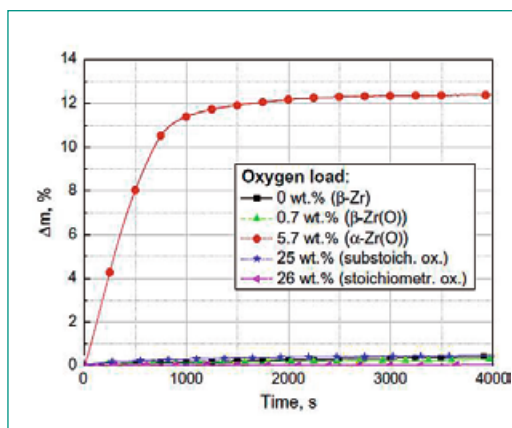


Figure 1: Nitriding weight gain with different materials taken from [14]

different materials produced during cladding oxidation. It can be seen that α -Zr(O) is the preferred reaction partner for the nitriding process [14]. Additional to the production of ZrO_2 and α -Zr(O) the temperature dependent breakaway process [12] is calculated to reproduce the higher reaction rates in case of breakaway of the oxide layer. The new nitriding model is activated in the presence of nitrogen and when starvation of the oxidant takes place. Oxidation is calculated if the minimum concentration of the oxidant in the atmosphere exceeds 0.1 %.

Oxygen diffusion

In the absence of steam, oxygen and nitrogen, e.g., in a pure hydrogen atmosphere, the pre-oxidized cladding will undergo a reduction of the Zr-oxide scale due to diffusion of oxygen from the ZrO_2 layer to the zirconium metal. This process is modelled because of the importance of α -Zr(O) for the nitriding reaction. The same production rate function from Leistikow as described above is used for this process and delivers good results for the growing of the α -Zr(O) layer and the coupled decrease of the oxide layer. SETs were carried out at KIT to confirm the oxygen diffusion rate in the absence of oxygen in the carrier gas. In the SETs, the hydrogen atmosphere was replaced by argon to investigate the diffusion rates.

Nitriding

The nitriding process starts when nitrogen is available while steam and oxygen are under starvation conditions or not at all available for the reaction with the cladding material. The temperature dependent reaction rate functions could be deduced from the SETs conducted at KIT. The nitriding could be mostly separated into a fast nitriding phase and a slow nitriding phase with a smooth transition in-between. The temperature dependent reaction rates for both reaction mechanisms can be seen in Figure 2 and Figure 3 as Arrhenius plots. In Figure 2 additional reaction rates are included from SETs with α -Zr(O) [14]. In these tests pure α -Zr(O) was used to deduce the (linear) reaction rates in temperature range from 800 °C to 1400 °C. The nitriding rates do not show protective parabolic behavior similar to the pre-oxidation, but linear behavior without changing due to ZrN layer growth. It is assumed, that the structure of the zirconium nitride as well as the formation of non-protective oxide are responsible for a faster gas transport to the reaction front and therefore, the reaction rate

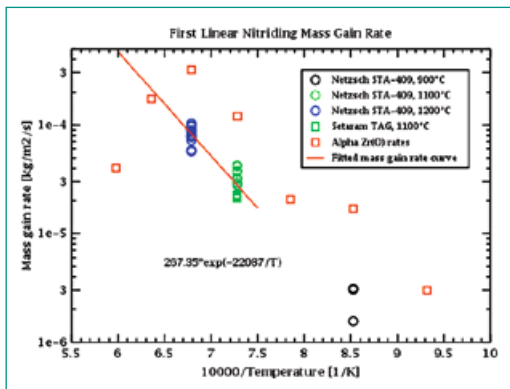


Figure 2: Fast nitriding rates from SETs at KIT with additional α -Zr(O) rates

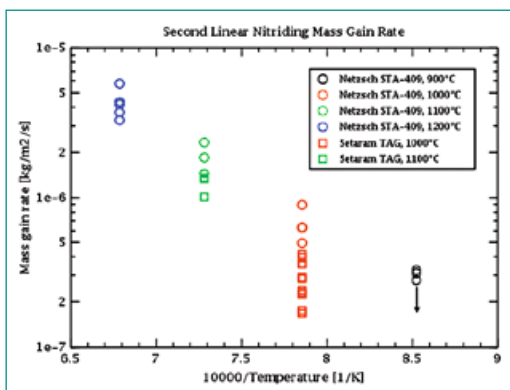


Figure 3: Slow nitriding rates from SETs at KIT

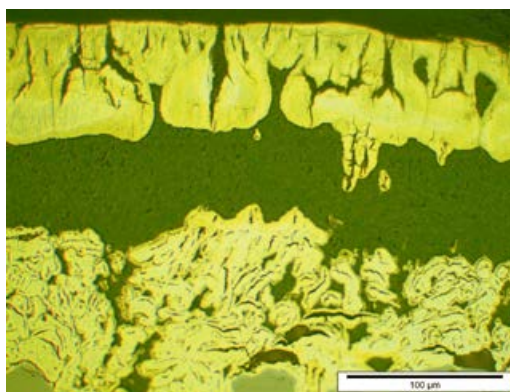


Figure 4: ZrN layer with ZrO_2 inclusions

stays constant as long as the thickness of the layer is in the order of 1 mm or less. Nitriding is calculated as long as the concentration of nitrogen exceeds 0.1 % in the atmosphere.

The slow nitriding rate is reached after the complete nitriding of the α -Zr(O) layer. The reaction rate then slows down by about a factor of 20. During the consumption of the alpha zirconium layer, it is assumed that the oxygen from the layer is not released from the sample but forms ZrO_2 and new α -Zr(O). The micrographs taken after the nitriding phase showed ZrO_2 inclusions inside the ZrN layer (Figure 4)

Re-oxidation

After the nitriding phase in the SETs, the samples were again oxidized by oxygen. The reaction rates of this oxidation were much higher than those at

the end of the pre-oxidation phase. During the re-oxidation of the ZrN the rates were observed to be about 10 times higher than at the end of the pre-oxidation. For the mass gain, it has to be taken into account that the nitrogen released during the oxidation of ZrN leads to a mass loss of the sample on one side and to a mass gain due to the oxidation on the other side. After oxidation of ZrN has been finished, in a second phase the remaining zirconium metal will be oxidized as well. This second phase is modelled as oxidation after reaching full breakaway conditions as described in [12].

Code validation with SETs

The standalone code is written in a way that temperature, gas composition and gas flow rate are given as input to the oxidation routine and the reaction rates of the different zirconium phases/species are an output of the routine. These data can then be used to calculate the total mass gain which can be compared with the measured data and the results of the micro graphical analysis after the SETs. For comparison with the severe accident code MELCOR a detailed input deck was written to model the Setaram TAG facility which is one of the two facilities used for the SETs. Only the pre-oxidation phase can be compared, because there is no nitriding model available in MELCOR.

The SETs shown below are executed with the Setaram TAG facility with a very leak tight furnace tube and a high accuracy scale at a temperature of 1100 °C. After 10 minutes of pre-oxidation, a nitriding phase of 15 hours was carried out followed by a re-oxidation phase of another 20 minutes. As can be seen, the mass gain calculated for the experiments with the standalone code is in good agreement with the experimental data (Figure 5) in all phases of the SETs.

Figure 6 shows the calculated mass gain curves from MELCOR and the standalone code for the phase of the pre-oxidation. In these tests the pre-oxidation time was 600 seconds. After switching on the gas flow it needed about 40 seconds for the reacting gas to reach the position of the sample due to the slow mass flow and the facility geometry. Another 250 seconds passed until the steady state concentration of the oxygen was reached at the sample position (Figure 7). These concentrations are deduced from experimental measurements. After 600 seconds of pre-oxidation the reacting gas was changed from oxygen to nitrogen to start the nitriding process. The concentration of the reacting gases before and after the sample position in the experimental facility (Figure 7) shows the consumption of almost all the oxygen (starvation) at the beginning of the experiment until about 350 seconds. From this time until about 750 seconds the oxidation is running under non-starved conditions, even after switching of the gas source from oxygen to nitrogen. After reaching starvation conditions under presence of nitrogen the nitriding reaction is starting.

The mass gain rate calculated by the standalone code for the two experiments, one with pre-oxidation and nitriding and the other additionally with re-oxidation, is in very good agreement with the experimental values for all phases of the SETs (Figures 8, 9 and 10). The MELCOR calculation did not cover the beginning of the test because of the modelling of the facility with a small number of volumes (there is only one gas concentration set for every volume). The MELCOR calculation also consumes only up to 90 % of the available oxygen, while the standalone program is consuming all the available oxygen as long as the oxygen flow rate remains smaller than the oxygen consumption rate defined by the reaction rate. The mass gain during the nitriding phase (Figure 9) could also be calculated in very good agreement with the experimental data. The fast nitriding reaction with the consumption of the α -Zr(O) as well as the transition

Figure 5:
Mass gain measurement at 1100°C with 10 min O₂, 15 h N₂ and 20 min O₂

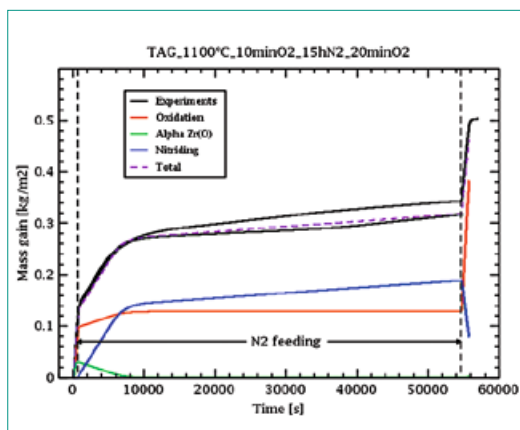
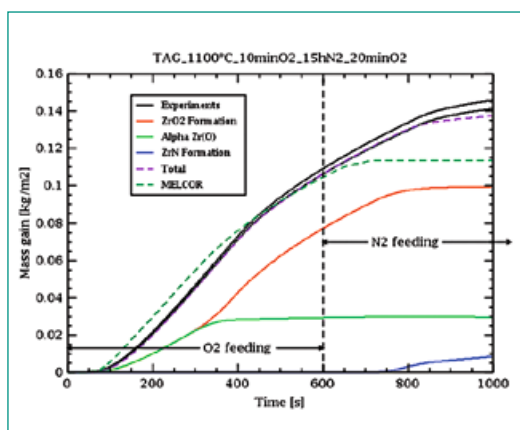


Figure 6:
Mass gain during pre-oxidation of the sample



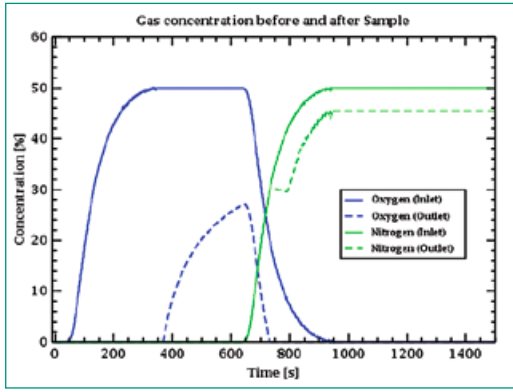


Figure 7: Concentration of the reacting gases before and after the sample position

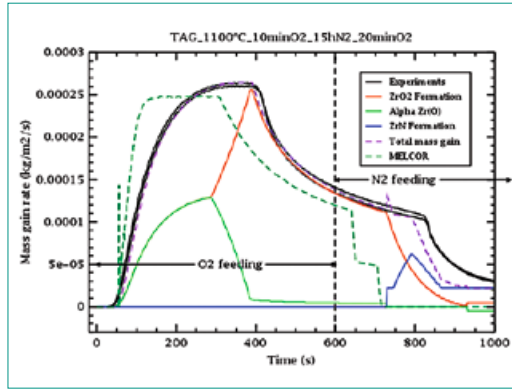


Figure 8: Mass gain rate during pre-oxidation of the sample

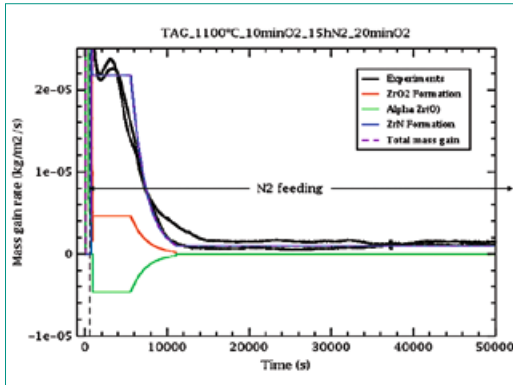


Figure 9: Mass gain rates during nitriding phase

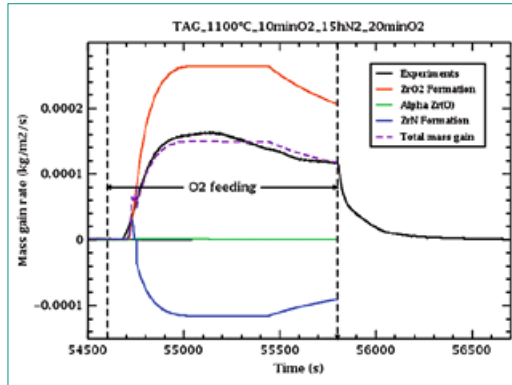


Figure 10: Mass gain rate during re-oxidation phase

to the slow nitriding reaction are fitting the data. During the re-oxidation (Figure 10), the consumption of ZrN and the production of ZrO₂ with the resulting total mass gain rate are shown to agree with the experimental data.

Sandia fuel project: Phase II

In an earlier ENSI research project [15] the OECD SFP experiment phase II [1] was investigated. As a result of the investigation the open question of the influence of nitriding reactions on the experiment progression was identified. With the standalone program described above, oxidation and nitriding reactions during the cladding degradation were calculated using the temperature and mass flow data calculated with MELCOR. The model of the 1 × 4 fuel assembly experiment (1 heated assembly in the centre and 4 cold fuel assemblies around) was represented by a seven ring model horizontally and with 12 vertical nodes along the active length of the fuel assemblies (FAs). The FAs were standard 17 × 17 rods PWR fuel assemblies with original materials except for the fuel which was simulated by MgO pellets with electrical heating. The cooling of the FAs was performed through buoyancy driven air flow to simulate a spent fuel

pool after loss of coolant. After heat up due to the electrical heating of the centred FA the cladding ignited at about 1200 K in the vertical node 10 in the centre of the heated FA. Then the zirconium fire propagated first downward and after complete oxidation of the cladding in the lowermost nodes it propagated upwards again until all the cladding was oxidized. During the downward propagation of the zirconium fire all thermo couples (TCs) failed after passing of the fire front. Also, the gas flow measurement device at the inlet of the bundle was destroyed by molten aluminium from the neutron absorbers (borated aluminium plates). Only the off-gas measurement was functioning until the end of the experiment. Figure 11 shows the temperature of two nodes below the ignition point calculated by MELCOR. The calculation is in good agreement with the experimental data until failure of TCs at ignition of the cladding at the TC position. After the zirconium fire passed the nodes the temperature decreased in the calculation because of oxygen starvation and therefore missing chemical energy. The increase of the chemical energy due to the nitriding reaction under partial or full oxygen starvation conditions is shown in Figure 12. This indicates that the calculated temperatures after the first

maximum are too low because of the missing nitriding energy. The «nuclear power» shown in figure 12 represents the electric heating power in this node until failure of the heating device shortly after ignition of the zirconium fire.

The off-gas data (Figure 13) indicate that the consumption of nitrogen in the oxygen starved region of the FAs led to a counter current gas flow from above. Each vertical line in Figure 13 represents ten hours in the experiment. It can be seen that after ignition at about 6 hours, the oxygen flowrate dropped to zero and at about ten hours it suddenly «recovered». This oxygen «recovery» can be explained by the consumption of nitrogen between 10 and 15 hours which led to an almost stagnant gas flow in the FA (Figure 14) if the nitriding model is used. This almost stagnant gas flow from below allows a counter current gas flow from above carrying oxygen to the bundle enabling the measurement of oxygen in the «off-gas».

When the zirconium fire reaches the lowermost nodes at about 15 hours the counter current gas flow was stopped (Figure 13) and the oxidation front started to move upwards to oxidize the produced ZrN and remaining metal. This leads to the release of nitrogen and a thereby increased gas flow of nitrogen at the outlet (Figures 13 and 14). The nitrogen consumption calculated by the standalone program between 30 hours and 50 hours (Figure 14) is because of the too low temperatures after the ignition in the upper region calculated by the MELCOR code (Figure 11) without including the nitriding process. After failure of the TCs and the inlet gas flow device the comparison of the calculation with the experiment can only be done in a qualitative way. The mass balance from the released nitrogen due to the off-gas analysis in the late phase indicated the nitriding of a large amount of the non-oxidized metal left during zirconium fire downward propagation.

The strong influence of the nitriding reaction on the thickness of the remaining metal layer is shown in Figure 15 and Figure 16. Without considering the nitriding reaction the metallic cladding survives the zirconium fire during the downward propagation as calculated by MELCOR (Figure 15) until 60 hours for node 6 and 70 hours for node 8 when the fire propagates upwards again and oxidises the remaining metal.

The standalone code has no material property package and no heat radiation and conduction models and therefore the enhanced temperatures due to the nitriding reactions and the reduced convective heat loss cannot be calculated. The temperature drop (Figure 11) after ignition calculated by MELCOR lead to a reduced nitriding reaction of the cladding in node 8, about half a meter below the first ignition point (Figure 16). At about 25 hours MELCOR calculates increasing temperatures due to the oxidation front coming closer to node 8 during the upward propagation of the zirconium fire. With these increasing temperatures the standalone code now calculates increasing nitriding rates and a complete nitriding of the cladding at about 33 hours. Shortly after 50 hours the oxidation front reaches node 8 and then oxidises the ZrN until 58 hours. The process of the nitriding in this node would have happened earlier if the temperature calculation would have taken the nitriding energy into account. The higher temperatures in node 6 (Figure 11) lead to a complete consumption

Figure 11: Temperatures of two nodes below ignition point

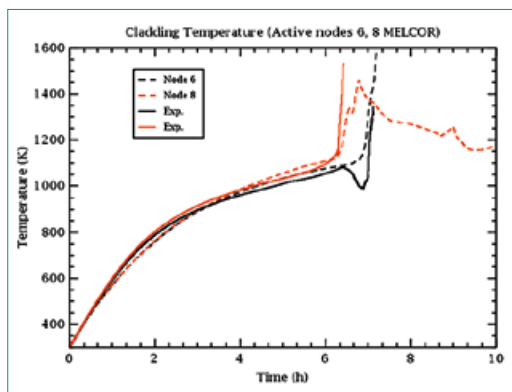


Figure 12: Chemical power produced in active node 6

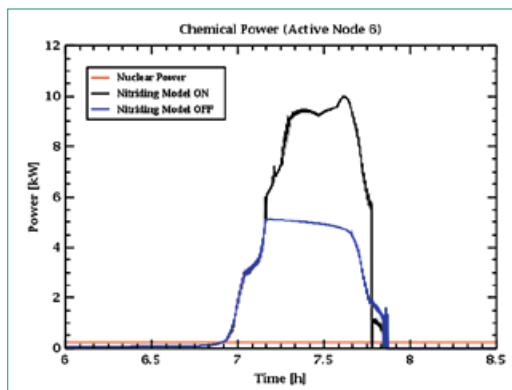
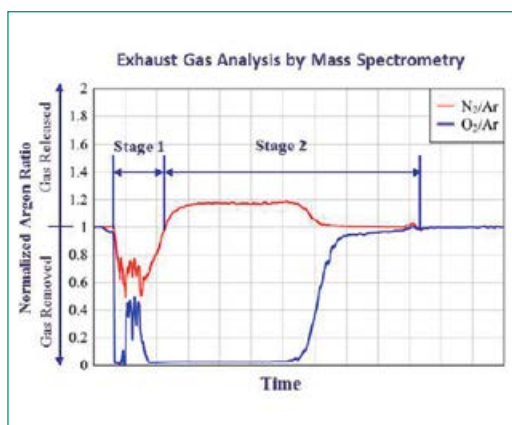


Figure 13: Off-gas measurement of SFP phase II experiment [1]



of the zirconium metal at 8 hours due to the additional nitriding instead of almost 60 hours as in the MELCOR calculation without nitriding.

National Cooperation

At the national level the results will be implemented into projects with both ENSI and swissnuclear for application to safety analyses of the Swiss nuclear power plants. The national partners are regularly informed about the results of the project.

International Cooperation

In close collaboration with KIT in Germany, additional data sets from earlier experiments (SETs and QUENCH experiments) were used for the further validation of the nitriding model. For the implementation of the nitriding model into severe accident codes, contacts have been made with the SCDAPSim code developers (ISS) as well as with Sandia National Laboratories (MELCOR) and the US NRC. Results of the project are presented in different meetings with the partners.

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

In 2018, a standalone computer code was written for the developing and the testing of the new cladding degradation subroutine. The model developed during the year 2018 was implemented into the existing air oxidation and breakaway code [12] and tested successfully with separate-effect tests and the Sandia fuel project phase II. Areas for further validation were identified especially in the low temperature range below 1300 K because of the breakaway effect and in the temperature range above 1600 K because of the reduction of the reaction rate between α -Zr(O) and nitrogen [14]. Additional data sets from experiments (SETs and QUENCH experiments) conducted at KIT in Germany will be used to update the nitriding model for calculations in the extended temperature region below 1300 K and above 1600 K. Validation calculations will be prepared for other large scale experiments and the code will be prepared and described for the implementation into severe accident codes like MELCOR and SCDAPSim.

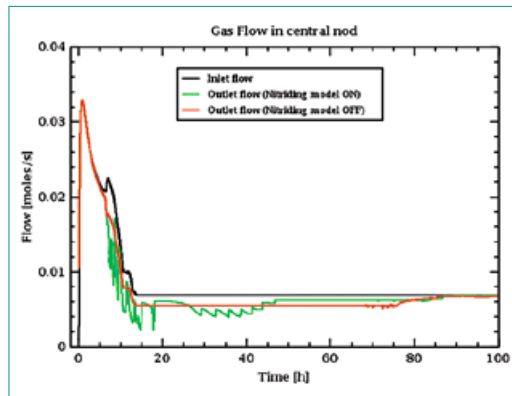


Figure 14: Gas flow calculation at the outlet of the inner ring

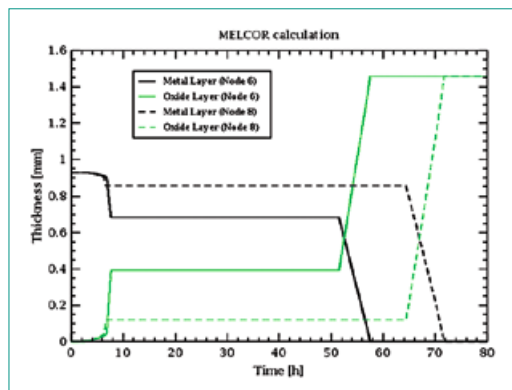


Figure 15: Thickness of material layers calculated by MELCOR

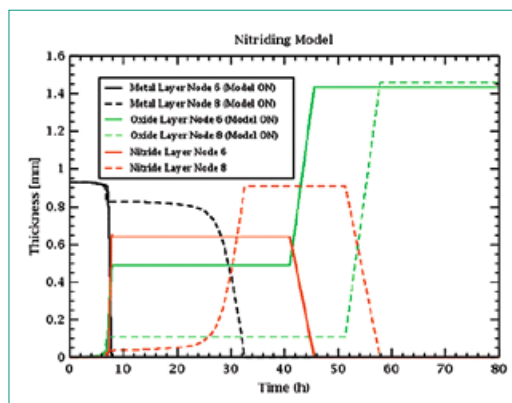


Figure 16: Thickness of material layers calculated by standalone code

Publications

- B. Jäckel, T. Lind, L. Fernandez-Moguel, M. Steinbrück, S. Park, Development of a computer code model for nitriding and re-oxidation of cladding materials under severe accident conditions. 27th NENE Conference, Portorož, Slovenia, September 10–13, 2018.
- B. Jäckel, L. Fernandez-Moguel, T. Lind, S. Park, M. Steinbrück, PSI-KIT nitriding model with validation calculations. 24th QUENCH workshop, Karlsruhe, Germany, November 13–15, 2018.

References

- [1] S. G. Durbin et al, Spent Fuel Pool Project Phase II, NUREG/CR-7216, US-NRC, 2016.
- [2] J. Stuckert, M. Steinbrück, Experimental results of the QUENCH-16 bundle test on air ingress, *Progress in Nuclear Energy* 71, 134–141, 2014.
- [3] M. Lasserre, V. Peres, M. Pijolat, O. Coindreau, C. Duriez, J.-P. Mardon, Modelling of Zircaloy-4 accelerated degradation kinetics in nitrogen-oxygen mixtures at 850 °C, *Journal of Nuclear Materials* 462, 221–229, 2015.
- [4] M. Lasserre, V. Peres, M. Pijolat, O. Coindreau, C. Duriez, J.-P. Mardon, Qualitative analysis of zircaloy-4 cladding air degradation in O₂-N₂ mixtures at high temperatures, *Materials and Corrosion* 65, 250–259, 2014.
- [5] C. Duriez, D. Drouan, G. Pouzadoux, Reaction in air and in nitrogen of pre-oxidised Zircaloy-4 and M5™ claddings, *Journal of Nuclear Materials* 441, 84–95, 2013.
- [6] C. Duriez, M. Steinbrück, D. Ohai, T. Meleg, J. Birchley, T. Haste, Separate-effect tests on zirconium cladding degradation in air ingress situations, *Nuclear Engineering and Design* 239, 244–235, 2009.
- [7] M. Steinbrück, F. O. da Silva, M. Grosse, Oxidation of Zircaloy-4 in steam-nitrogen mixtures at 600–1200 °C, *Journal of Nuclear Materials* 490, 226–23, 2017.
- [8] M. Steinbrück, S. Schaffer, High-Temperature Oxidation of Zircaloy-4 in Oxygen-Nitrogen Mixtures, *Oxidation of Metals* 85, 245–262, 2016.
- [9] M. Steinbrück, M. Grosse, Deviations from parabolic kinetics during oxidation of zirconium alloys, ASTM Special Technical Publication STP 1543, 979–1001, 2015.
- [10] M. Steinbrück, M. Böttcher, Air oxidation of Zircaloy-4, M5® and ZIRLO™ cladding alloys at high temperatures, *Journal of Nuclear Materials* 414, 276–285, 2011.
- [11] M. Steinbrück, Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures, *Journal of Nuclear Materials* 392, 531–544, 2009.
- [12] J. C. Birchley, L. Fernandez-Moguel, Simulation of air oxidation during a reactor accident sequence: Part 1 – Phenomenology and model development, *Annals of Nuclear Energy* 40, 163–170, 2012.
- [13] G. Schanz, B. Adroguer, A. Volchek, Advanced treatment of zircaloy cladding high-temperature oxidation in severe accident code calculations Part I. Experimental database and basic modelling, *Nuclear Engineering and Design* 232, 75–84, 2004.
- [14] M. Steinbrück, High-temperature reaction of oxygen-stabilized α-Zr(O) with nitrogen, *Journal of Nuclear Materials* 447, 46–55, 2014.
- [15] J. C. Birchley, L. Fernandez-Moguel, A. Rydl, B. Jäckel, Code Assessment Program for MELCOR 1.8.6, ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht, 225–232, 2012.

Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development

Author und Co-author(s)	Weimin Ma, Yangli Chen, Huimin Zhang, Zheng Huang, Walter Villanueva, Sevostian Bechta
Institution	Royal Institute of Technology (KTH)
Address	Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden
Phone, E-mail, Internet address	+46 8 7908 362, ma@safety.sci.kth.se, www.kth.se
Duration of the Project	January 1 ~ December 31, 2018

ABSTRACT

This project includes two parts: (1) investigation on MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors; and (2) development of MELCOR code capability for simulation of debris bed coolability.

For the part 1, preliminary experiments were carried out to oxidation of Zr-Fe droplets falling in a water pool, and melt penetration in particulate beds. New test facilities, including POME-CO-P, MRSPOD, SIMECO-2 and DEFOR-SE, are being developed at KTH to investigate debris bed post-dryout heat transfer, debris remelting, melt pool heat transfer, and steam explosion suppression, separately. The progress and achievements were summarized in [1–2] and other publications.

For the part 2, the mechanistic code COCOMO for debris bed coolability analysis has been coupled with the system code MELCOR, so that the ex-vessel debris bed coolability can be modelled by COCOMO while the other phenomena are modelled by MELCOR. It turns out such a coupled analysis for severe accident is computationally expensive. Therefore, a simplified/surrogate model is expected to replace the COCOMO code in the coupled analysis. This report documents the first step to develop the surrogate model for coolability prediction of multi-dimensional debris beds in a deep water pool based on the database from COCOMO simulations. Comparisons show the surrogate model can catch the coolability limits (dryout power density) of debris beds predicted by the COCOMO code, with high efficiency in computing times.

Project goals

This project aims to create new melt-structure-water-interaction knowledge (e.g. data, insights, models, codes and methodology) to reduce uncertainty in severe accident risk quantification towards the resolution of severe accident issues in light water reactors, such as corium coolability and steam explosion. It is also intended to extend the capability of MELCOR to model the ex-vessel debris bed coolability, which is of risk importance to light water reactors during severe accidents. The second goal will be achieved by following research activities: (i) selecting and validating a mechanistic code for debris bed coolability analysis; (ii) developing a surrogate model based on the training data from the mechanistic code; (iii) validating the surrogate model and applying it to reactor safety analysis; and finally (iv) implementing/coupling this surrogate model into the MELCOR code, so as to enrich its capabilities as an integral safety analysis code for severe accidents.

Work carried out and results obtained

1. Introduction

This project includes two parts of research: (1) investigation on MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors; and (2) development of MELCOR code capability for simulation of debris bed coolability.

For the part 1, extensive research activities have been carried out for (i) in-vessel debris behavior and vessel failure; (ii) quenching and oxidation of ex-vessel debris bed; (iii) limiting mechanisms of ex-vessel steam explosion and debris formation; (iv) model developments and integration for deterministic analyses of severe accident; and (v) further development of MISTEE experiment toward prototypical materials. In particular, preliminary experiments were carried out to oxidation of Zr-Fe droplets falling in a water pool, and melt penetration in particulate beds. New test facilities, including POMECO-P, MRSPOD, SIMECO-2 and DEFOR-SE POMECO-P, are being developed at KTH to investigate debris bed post-dryout heat transfer, debris remelting, melt pool heat transfer, and steam explosion suppression, separately. The progress and achievements in this part of the project were doc-

umented in the publications listed in the end of this report.

For the part 2, research is intended to extend the capability of the MELCOR code for better modeling and prediction of debris bed coolability during severe accidents of light water reactors. MELCOR [3] is a fully integrated computer code (so-called «system code»), developed by Sandia National Laboratories under the auspice of the U.S. NRC, to calculate the response of a light water reactor (LWR) during severe accidents. Due to its integral and fast-running features, the MELCOR code has limitation in or lacks of capturing some phenomena that are important to severe accident risk assessment, such as fuel coolant interactions (FCI), debris bed formation and coolability. Some stand-alone/mechanistic codes have been developed to simulate such accident phenomena. For instance, the COCOMO code [4–5] developed by IKE-Stuttgart University is a mechanistic simulation tool capable of predicting FCI and debris bed coolability. Our approach to extend the MELCOR capability is either to couple COCOMO with MELCOR or develop a simplified/surrogate model which can be employed to replace COCOMO for predicting debris bed coolability.

So far COCOMO has been coupled with MELCOR. Since the numerical simulation of COCOMO is computationally expensive, it is neither fitting to the fast-running feature of MELCOR nor feasible for risk assessment where computational efficiency is required. In order to overcome this difficulty, a surrogate model is being developed to predict the coolability limit (dryout) of multi-dimensional debris beds, with acceptable accuracy and efficiency. This report documents the first-step development of the surrogate model, and its applications in sensitivity analysis and ex-vessel debris bed coolability analysis.

2. Meshing of COCOMO simulation

The surrogate model was developed from the COCOMO simulation results. The numerical simulation of COCOMO is based on structured meshes in the computational domain. Since the mesh plays an important role, a grid independency study was performed at first in order to find a proper mesh size and minimize the mesh effect on the simulation results. The debris bed selected to perform the grid independency study is an axisymmetric cone,

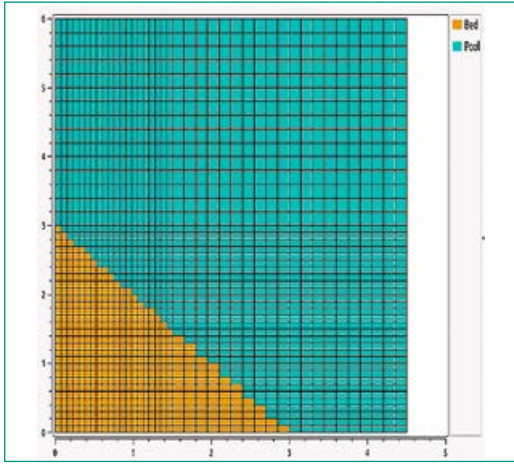


Figure 1: Meshing of COCOMO code.

whose height and base radius are both 3 m. The whole computational domain is a cylindrical pool with radius of 4.5 m and height of 6 m, as shown in Fig. 1. The bed is assumed to be packed uniformly with spherical particles of 1.75 mm diameter and porosity of 0.4.

Four schemes of different meshes are adopted to obtain the values of dryout power density as listed in Table 1. It seems a finer mesh leads to prediction of a smaller dryout power density, which means the finer mesh provides a more conservative estimation. Unlike CFD simulation, many models in COCOMO are empirical. Considering the accuracy of the empirical models, the difference between mesh C and D is acceptable. Also taking the calculation time into account, the mesh C is selected for COCOMO simulations which provide database in the surrogate model development.

Mesh name	Mesh size (r×z)	Dryout power density (W/kg)	Difference
A	20 × 20	75.3	-
B	40 × 45	69.4	7.8 %
C	80 × 90	65.4	5.8 %
D	150 × 180	63.7	2.6 %

Table 1: Results of mesh independency study

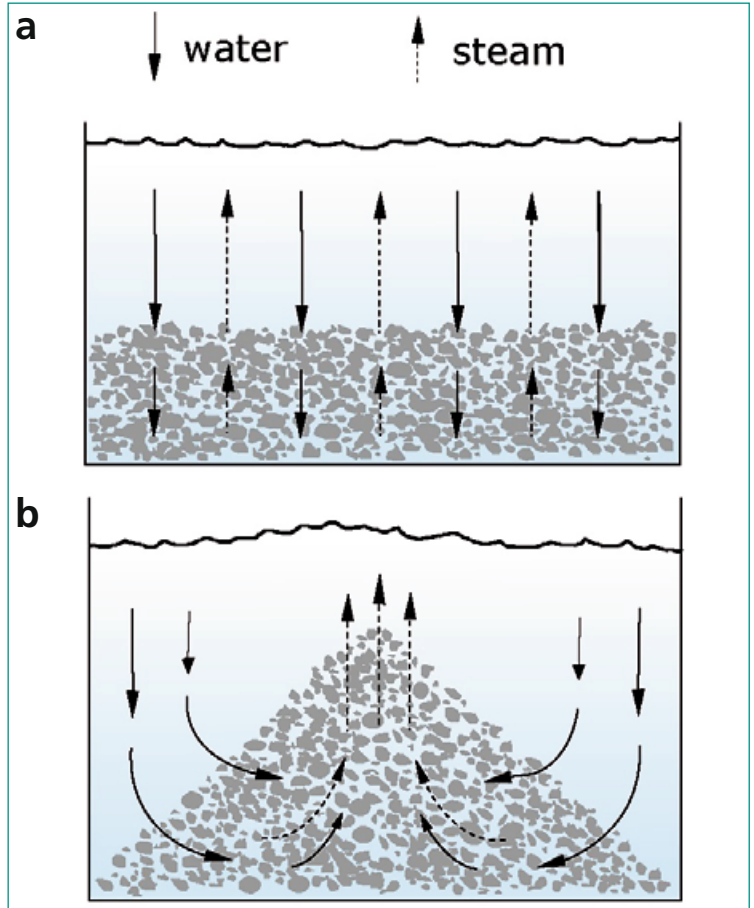


Figure 2: Illustrations of one-dimensional and multi-dimensional debris beds.

3. Surrogate model development

For a one-dimensional debris bed under top flooding condition, as illustrated in Fig. 2a, the dryout condition is determined by Count-Current Flow Limit (CCFL). Many models have been developed to predict the dryout heat flux values of one-dimensional beds [6][7][8]. However, they are not suitable for multi-dimensional debris beds which are more realistic as illustrated in Fig. 2b, because the natural convection breaks the CCFL.

The dryout heat flux (denoted by q' here) for a one-dimensional bed, defined as bed's heating power divided its cross-section area (boundary of coolant ingress), is preferred to quantify the coolability limit. It is not a suitable measure for coolability of a multi-dimensional bed, since the cross-section

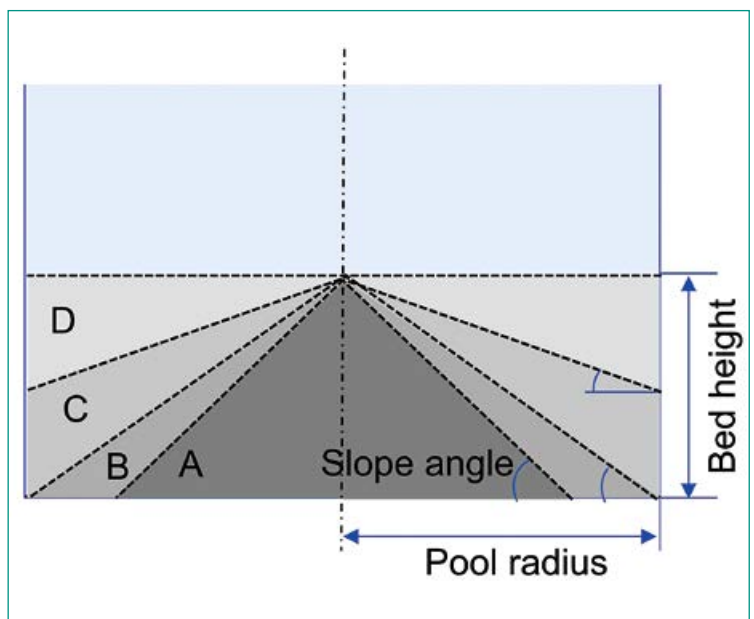


Figure 3: Debris beds with same bed height.

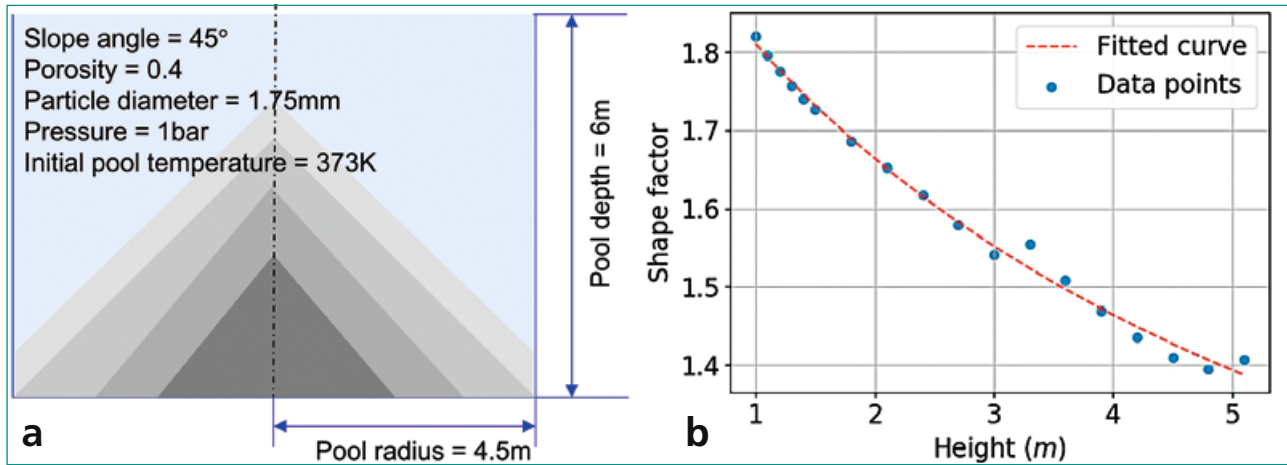


Figure 4: Effect of bed height.

tion area is no longer constant and equivalent to the boundary of coolant ingress. The dryout power density (denoted by q'' , instead of q'), defined as bed's heating power divided by its mass, is therefore utilized for a multi-dimensional bed.

The main idea of the surrogate model for dryout prediction of the multi-dimensional bed is to introduce a shape factor to the one-dimensional bed, whose dryout heat flux is predicted by the Lipinski model [7]. For example, as shown in Fig. 3, four axisymmetric debris beds named with A, B, C and D, of which A, B and C are multi-dimensional while D is one-dimensional. They have the same bed height, but different slope angles, which means that as long as the bed height is given, the shape of debris bed can be decided by its slope angle. If a shape factor (denoted by f_s) is introduced, one can estimate the dryout power density of a multi-dimensional bed, such as $q''_A = f_{s,A} \times q''_D$ (1)

3.1. Lipinski model

The Lipinski model [7] which is based on mass, momentum and energy conservations of two-phase flow in debris bed, by which the dryout heat flux of a one-dimensional bed (D in Fig. 3) is estimated by:

$$q' = \left(\frac{q_T^4}{4q_L^2} + q_T^2 \right)^{1/2} - \frac{q_T^2}{4q_L} \quad (2)$$

where

$$q_L = \frac{(\rho_l - \rho_g)gd^2\varepsilon^3 h_{fg}}{150(1-\varepsilon)^2} \left(\frac{\mu_g}{(1-s)\rho_g} + \frac{\mu_l}{s^n \rho_l} \right)^{-1} \left(1 + \frac{\lambda_c}{L} \right) \quad (3)$$

$$q_T = \left[\frac{(\rho_l - \rho_g)gd\varepsilon^3 h_{fg}^2}{1.75(1-\varepsilon)} \left(\frac{1}{\rho_g(1-s)^m} + \frac{1}{\rho_l s^m} \right)^{-1} \left(1 + \frac{\lambda_c}{L} \right) \right]^{1/2} \quad (4)$$

are the heat fluxes in the laminar limit and turbulent limit, respectively. The changeable parameters of this model include particle diameter (d), porosity

(ε), bed height (L), and coolant properties in liquid and gas phase ($\rho, h_{fg}, \sigma, \mu$), which are related to the pressure when the pool is under saturated condition. The dryout power density $q'' = q'/\text{height}/\text{density}$.

3.2. Shape factor

As the first step in the present study, the debris beds considered for the surrogate model are uniform in particle diameter and porosity, and the shape is regular and axisymmetric. The coolant in the pool is assumed to be saturated at ambient pressure.

The shape factor of a multi-dimensional bed is obtained by the dryout power density predicted by the COCOMO code divided by the dryout power density of the one-dimensional bed with the same height predicted by Lipinski model.

According to data from such a definition of shape factor, it appears that the shape factor is not only affected by the geometry of the bed (e.g., height and slope angle), but also influenced by particle size, bed porosity, and pool ambient pressure. The specific effect of each parameter on the shape factor is presented as follows.

The bed height's effect on the shape factor is investigated by a series of debris beds with different heights but the same slope angle, particle diameter, bed porosity and ambient pressure, as depicted in Fig. 4a. The shape factor decreases with the increasing bed height as shown in Fig. 4b. That is because the volume of the multi-dimensional bed becomes close to its corresponding one-dimensional bed when increasing the bed height, given a fixed pool diameter and other parameters.

For the impact of slope angle on shape factor, it is analyzed by a series of debris beds with different

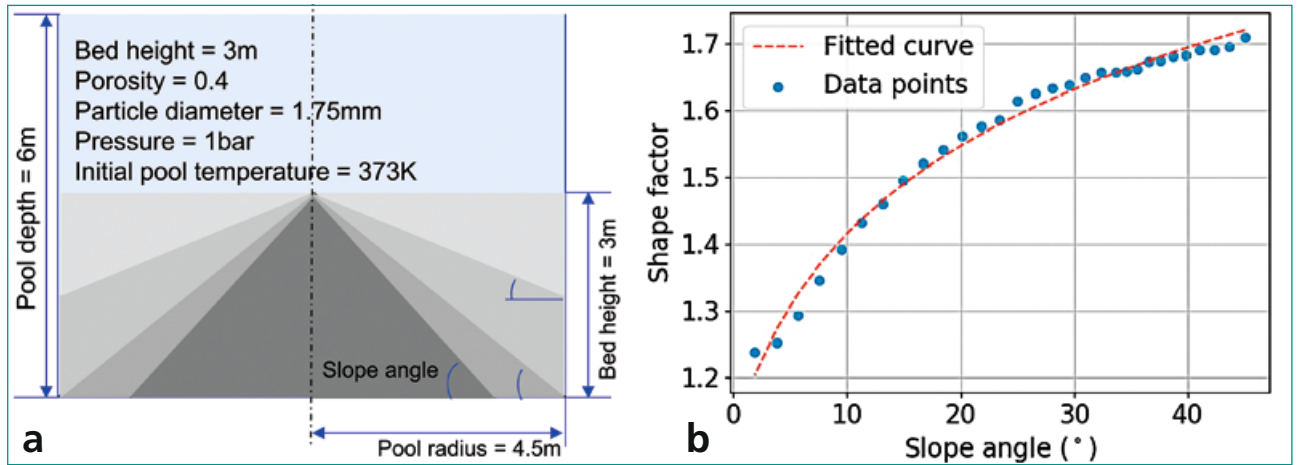


Figure 5: Effect of slope angle.

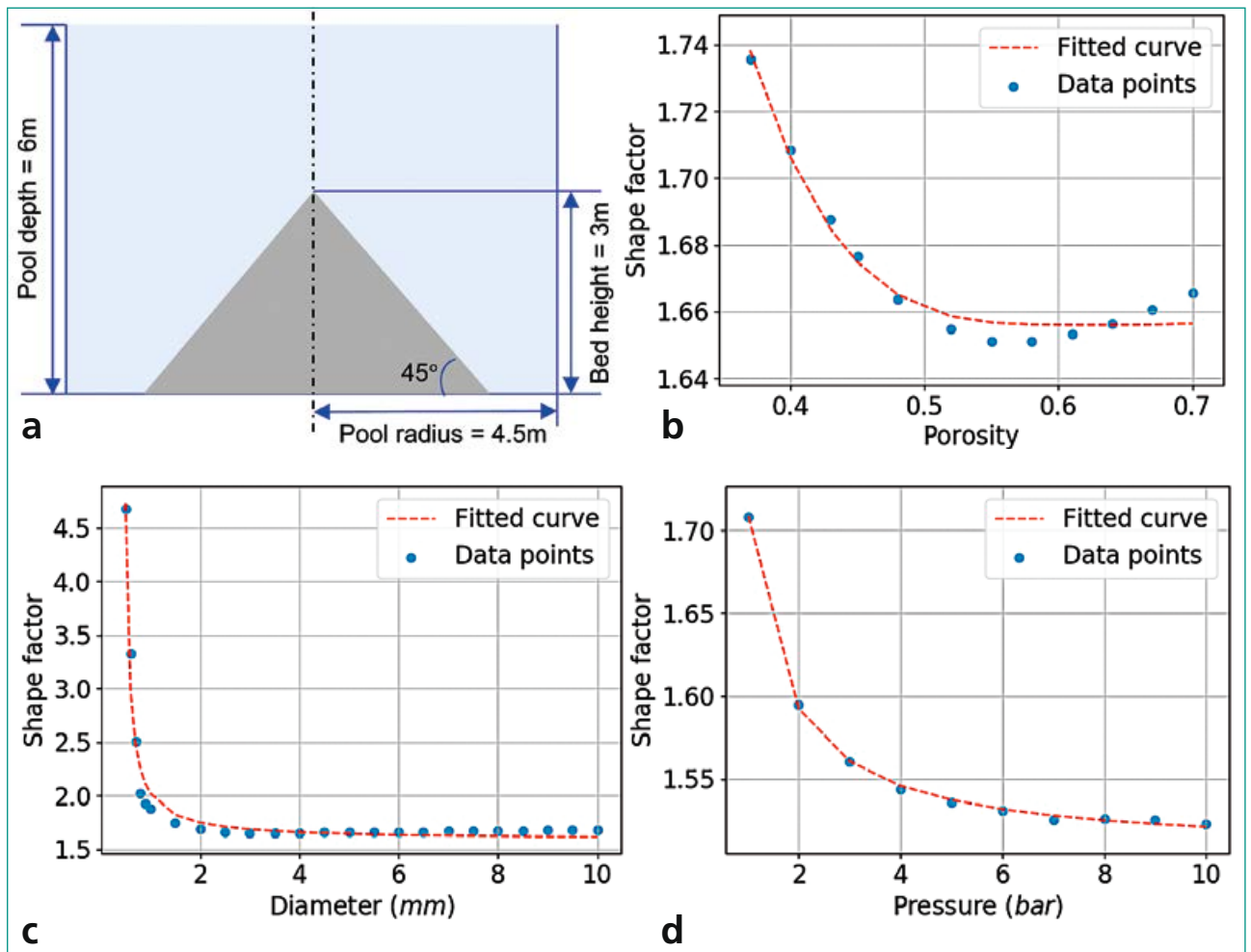


Figure 6: The effects of bed porosity, particle diameter and ambient pressure.

slope angles when fixing the same bed height and other parameters, as depicted in Fig. 5a. The range of the slope angle is considered to be between 0° and 45° , because the maximum slope angle for a stable cone-shape debris bed is 45° [9]. With the decrease of the slope angle, the multi-dimensional bed becomes close to the corresponding one-dimensional bed, which makes the shape factor decrease and become closer to 1, as shown in Fig. 5b.

Other than parameters related to the bed geometry, the influences of particle diameter, bed porosity, and ambient pressure are analyzed with the same debris bed as shown in Fig. 6a. Generally speaking, large particle size, large porosity and high pressure all promote debris bed coolability [10]. The influences of these parameters on the shape factor are shown in Figs. 6b, 6c and 6d, separately. The shape factor is relatively large at small

particle diameter, and it is possibly due to discrepancy in modeling capillary force between Lipinski model and COCOMO, since the capillary force is strong in small particles but weak in large particles. It seems the bed porosity and pressure have relatively small effects on the shape factor.

3.3. Results and discussions

Sampling of debris beds was performed in order to generate the database of COCOMO simulations, which was then employed to develop and validate the surrogate model. Large-scale debris beds are focused to cover the ones which may be formed in prototypical accident scenarios. The parameters' ranges of the debris beds chosen are listed in Table 2. The bed geometry (height and slope angle) is decided by the following procedure i) bed mass and porosity are given first, which defines the bed volume (at constant density); ii) given the bed volume in a cavity (with a fixed water pool level), the maximum and minimum bed heights are obtained, corresponding to the slope angle of 45° (cone-shape bed) and 0° (one-dimensional bed), respectively; iii) the bed height is sampled between the maximum and minimum values; iv) the slope angle of the bed is calculated correspondingly, which is between 0° and 45°.

Parameter	Range
Porosity	(0.37, 0.7)
Bed mass (ton)	(100, 300)
Ambient pressure (bar)	(1, 10)
Particle diameter (mm)	(0.5, 10)
Pool radius (m)	(4.5, 7)

Table 2: Parameter ranges for sampling

Based on the fitting curve of each parameter as described in section 3.2, the shape factor can be calculated by a polynomial equation, through which the surrogate model predicting the dryout power density of a multi-dimensional debris bed can be obtained in the format of Eq. (1). The comparison of the surrogate model with COCOMO is shown in Fig. 7a, which shows a good agreement between the dryout power density predicted by the surrogate model and that by the COCOMO code. The bar plot of Fig. 7b shows the probability density function (PDF) of the ratio of $q''_{surrogate}$ to q''_{COCOMO} , indicating that the discrepancy between the predictions of surrogate model and COCOMO are within 10%.

It should be noted that a 6 m deep water pool is considered in the COCOMO simulation cases, which leads to a non-conservative condition because the initial temperature of the pool is defined as the saturated temperature of ambient pressure, which means the bottom part of the pool, where exists the debris bed, is subcooled at the initial temperature. That is the reason why the shape factor is still larger than 1.2 at very small slope angle in Fig. 5b. The definition of initial pool temperature will be improved in the future study.

4. Sensitivity analysis using the surrogate model

A sensitivity analysis is performed to demonstrate capability of the surrogate model. The Sobol' sensitivity analysis method [11] is employed, which partitions the variance of the output into source parameters and their interactions. First order indices (S1) and total indices (ST) are used to measure

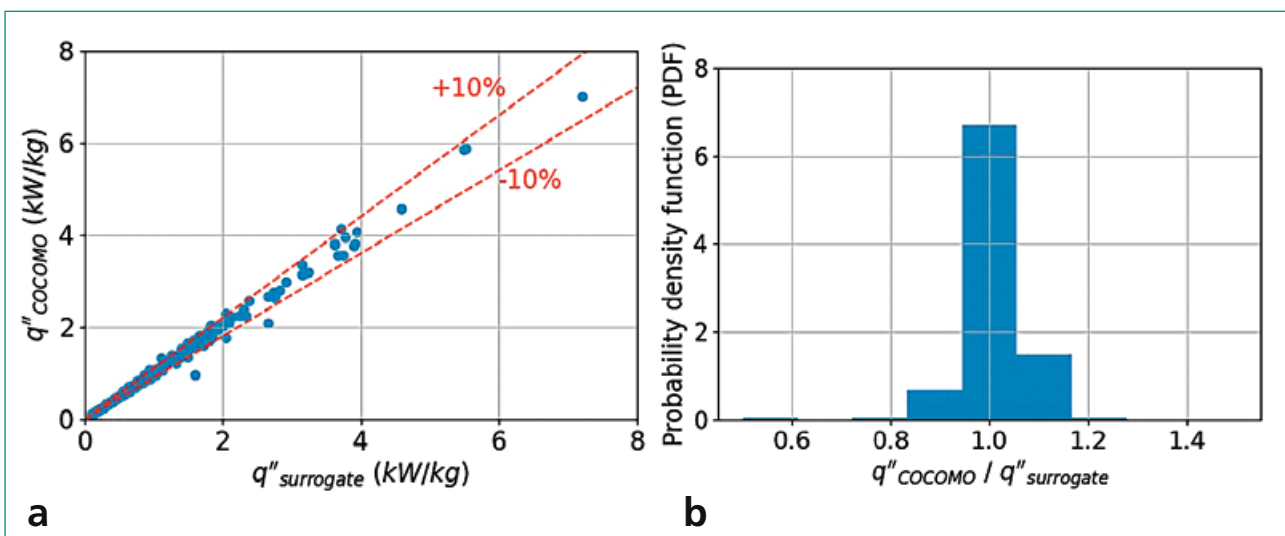


Figure 7: Comparison of predictions from surrogate model and COCOMO.

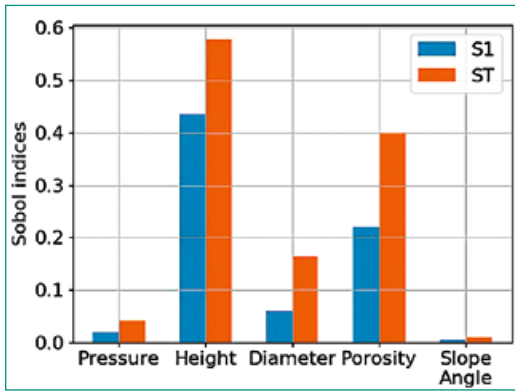


Figure 8: Sensitivity indices from Sobol's method.

the significance of each parameter singly and interactively. The Sobol' method involves large amount of sampling, which is computationally unaffordable if the numerical simulation of COCOMO is used. The surrogate model shows its strength by largely reducing the demand of computational resources. In this study, the output is taken as the dryout power density of a multi-dimensional bed predicted by the surrogate model, and the sensitive parameters include bed height, slope angle, particle diameter, porosity and pool ambient pressure.

The sensitivity indices are shown in Fig. 8. The height, the porosity and the particle diameter are ranked as the first, second and third parameter that affects the dryout power prediction most, respectively. In comparison, the pressure and bed angle are less important. The total indices are higher than the first order indices for the height, the porosity and the particle diameter, which indicates that they have interactive influence on prediction of coolability.

5. Debris bed coolability analysis for a BWR

To perform a coolability analysis for debris beds of a boiling water reactor (BWR) with nominal power rating of 3000MWth, it is assumed that all core materials are discharged from the vessel into a deep water pool of the reactor cavity, forming debris beds with basic parameters as listed in Table 3. The debris bed height and porosity as well as the particle diameter are considered to be varying within the ranges shown in Fig. 9a. The bed angle can be calculated once the bed height is decided.

The above mentioned three parameters are uniformly sampled to form different debris beds whose dryout power density values are predicted by the surrogate model. The range of the dryout power density is between 6.0W/kg and 4354.5W/kg. Fig. 9b is a screenshot of the distribution of dryout power density for debris beds packed with particle diameter of 10 mm. About 5 % of debris beds chosen in the present analysis predict the dryout power density under 100W/kg, which corresponds to the decay power density at 4 hours after scram of the reactor. A debris bed with larger bed height, smaller bed porosity or smaller particle diameter leads to a smaller dryout power density, claiming a more severe situation.

Parameter	Value
Bed mass (ton)	250
Density (kg/m ³)	8285.1
Ambient pressure (bar)	1.01325
Pool radius (m)	6.5

Table 3: Basic parameters of ex-vessel debris beds

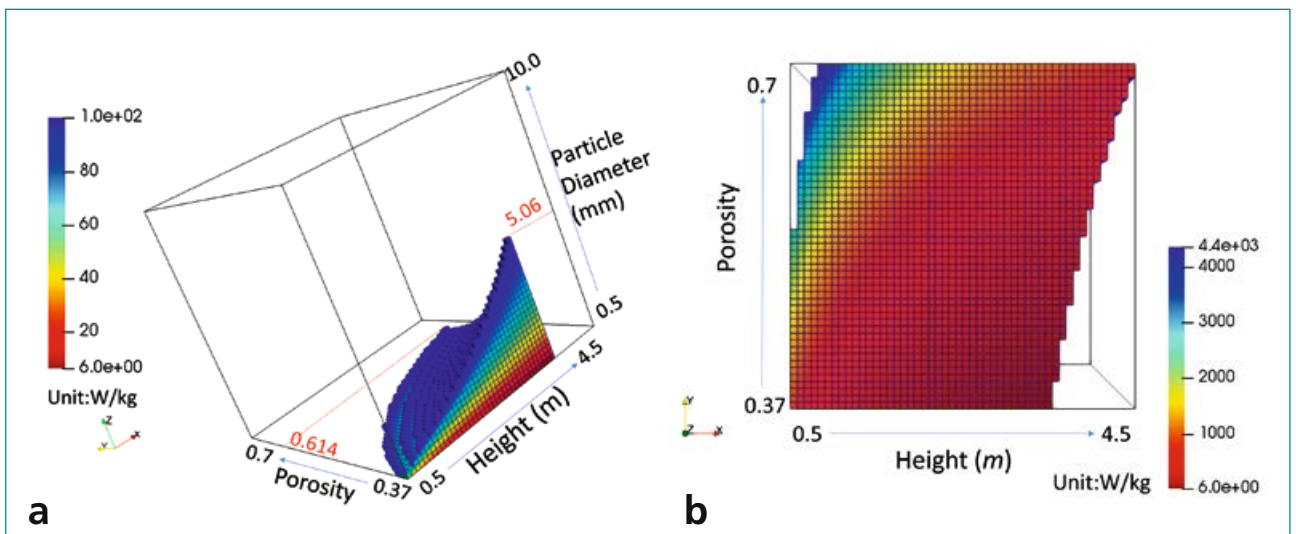


Figure 9: Dryout power density distribution.

6. Summary

Significant progress in this project has been achieved in the studies on MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors. In particular, the new test facilities POMECO-P, MRSPOD, SIMECO-2 and DEFOR-SE are being developed to investigate debris bed post-dryout heat transfer, debris remelting, melt pool heat transfer, and steam explosion suppression, separately.

In addition to the MSWI study, the mechanistic code COCOMO for debris bed coolability analysis has been coupled with the system code MELCOR. Since the coupled analysis for severe accident is computationally expensive, a surrogate model is conceived to replace the COCOMO code in the coupling. The first idea of the surrogate model is to introduce a shape factor for a multi-dimensional debris bed whose dryout power density is that of one-dimensional debris bed times the shape factor. The training data of the surrogate model are provided by the simulations of COCOMO. The preliminary results demonstrated that the surrogate model is capable of catching the coolability limit (dryout power) quite efficiently, and therefore suitable for sensitivity/uncertainty analysis and risk assessment where computational efficiency is necessary. Future work will be necessary to refine the surrogate model for more variations of debris beds.

International Cooperation

The research activities in this 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 2018 and Perspectives for 2019

Substantial progress has been achieved in the project on the development of experimental facilities and analytical capabilities to investigate MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors. In particular, the COCOMO code has been coupled to the MELCOR code so as to extend the capability of

debris bed coolability analysis. To increase the computational efficiency, a surrogate model was developed to predict the dryout power density of a debris bed, and the preliminary results show that the model can be employed to replace the COCOMO for fast prediction of debris bed coolability. In 2019 research efforts will be concentrated on experiments for MSWI studies and improvement of the surrogate model which can be coupled with MELCOR.

Publications

- Z. Huang, W.M. Ma, Numerical investigation on quench of an ex-vessel debris bed at prototypical scale, *Annals of Nuclear Energy* 122: 47–61, 2018.
- L. Manickam, Q. Guo, W.M. Ma, S. Bechta, An experimental study on the intense heat transfer and phase change during melt and water interactions, *Experimental Heat Transfer*, DOI: 10.1080/08916152.2018.1505786.
- Q. Guo, L. Manickam, W.M. Ma, S. Bechta, Investigation on quenching of a high-temperature spherical particle in sea water, *Proceedings of the 12th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-12)*, Qingdao, China, October 14–18, 2018.
- P. Yu, W. Villanueva, S. Galushin, W.M. Ma, S. Bechta, Coupled thermo-mechanical creep analysis for A Nordic BWR lower head using non-homogeneous debris bed configuration from MELCOR, *Proc. of NUTHOS-12*, Qingdao, China, October 14–18, 2018.
- Y.L. Chen, H.M. Zhang, W. Villanueva, W.M. Ma, S. Bechta, A nodal sensitivity study of MELCOR simulation of in-vessel severe accident progression in a Nordic BWR, *Proc. of NUTHOS-12*, Qingdao, China, October 14–18, 2018.
- W.M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta, et al., Proceeding of the 46th Review Meeting (MSWI-46) for the Project «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents», Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, June 14, 2018, 119p.
- W.M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta, et al., Proceeding of the 47th Review Meeting (MSWI-47) for the Project «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents», Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, December 18, 2018, 132p.

References

- [1] *W.M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta, et al.*, Proceeding of the 46th Review Meeting (MSWI-46) for the Project «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents», Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, June 14, 2018, 119p.
- [2] *W.M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta, et al.*, Proceeding of the 47th Review Meeting (MSWI-47) for the Project «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents», Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, December 18, 2018, 132p.
- [3] *R. O. Gauntt et al.*: MELCOR 1.8.6 Computer Code Manuals – Vol. 1: Primer and Users Guide&Vol. 2: Reference Manuals, NUREG/CR 6119, Rev.3, SAND2005-5713, 2005.
- [4] *M. Buck, G. Pohlner and A. Berkhan*: CO-COMO 3D code graphical user interface and input data description, IKE – Universität Stuttgart, April 2014.
- [5] *Z. Huang and W.M. Ma*: Validation and application of the MEWA code to analysis of debris bed coolability, Nuclear Engineering and Design, 327, pp.22–37, 2018.
- [6] *T.G. Theofanous, M. Saito*: An assessment of class 9 (core-melt) accidents for PWR dry-containment systems, Nuclear Engineering and Design, 66, pp. 301–332,1981.
- [7] *R.J. Lipinski*: A model for boiling and dryout in particle beds, Sandia National Laboratories Report. NUREG/CR-2646, SAND82-0765, 1982.
- [8] *V.E. Schrock, C.H. Wang, S. Revankar, L.H. Wei, S.Y. Lee*: Flooding in particle beds and its role in dryout heat flux prediction. In: Proceedings of The Sixth Meeting on Debris Coolability, Los Angeles, California, EPRI NP-4455, Palo Alto, California,1986.
- [9] *M. Kleinhans, H. Markies, S.J. de Vet, A. Veld, F. Postema*: Static and dynamic angles of repose in loose granular materials under reduced gravity, Journal of Geophysical Research: Planets, 116, 2011.
- [10] *E. Takasuo*: Coolability of porous core debris beds – Effects of bed geometry and multi-dimensional foaming, Doctoral Thesis, VTT Technical Research Centre of Finland Ltd, 2015.
- [11] *I.M. Sobol*: Global sensitivity indices for non-linear mathematical models and their Monte Carlo estimates, Mathematics and Computers in Simulation,55(1–3), pp. 271–280, 2001.

Strahlenschutzforschung am PSI

Autor und Koautoren	S. Mayer, F. Assenmacher, G. Butterweck, B. Hofstetter-Boillat, M. Jäggi, M. Heule, E. G. Yukihara
Beauftragte Institution	Paul Scherrer Institut (PSI), Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Sektion Messwesen
Adresse	Forschungsstrasse 111, 5232 Villigen PSI
Telefon, E-mail, Internetadresse	+41 56 310 2338, Sabine.Mayer@psi.ch, www.psi.ch
Dauer des Projekts	1. Januar 2016 bis 31. Dezember 2018

ZUSAMMENFASSUNG

Im Berichtsjahr gab es im Rahmen dieses Projekts verschiedene Teilprojekte zu bearbeiten, die Weiterentwicklungen auf den Gebieten der Dosimetrie, Strahlenmesstechnik und Radioanalytik darstellen. Ausserdem fand die Mitarbeit bei verschiedenen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie, u. a. International Electrotechnical Commission (IEC), Association romande de radioprotection (ARRAD), und European Radiation Dosimetry Group (EURADOS), statt.

Unter dem Schwerpunkt «Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden» wurde ein neuer Mehrfachmessplatz-Proportionalzähler für α/β Direktmessungen von Betonpulverproben oder Filtern installiert und kalibriert. Zudem wurde ein Schnelltrennverfahren für ^{90}Sr für diverse Matrizen entwickelt, und ein Verfahren für die Pu/Am-Trennung aus Barytbeton ohne Flusssäure getestet und etabliert. Ein mehrstufiges chemisches Trennverfahren mit neuen Extraktionschromatographieharzen wurde erfolgreich entwickelt, um die Störnuklide von ^{241}Pu zu trennen. Das HIDEX-Flüssig-Szintillationspektrometer wurde standardisiert.

In 2018 wurde der Bericht über die internationale Aeroradiometrie-Vergleichsmessung ARM17 publiziert. Neben der detaillierten Auswertung der Messergebnisse wurde die-

ser Bericht genutzt, um die Spezifikationen einer Weiterentwicklung des ERS-Datenaustausch-Formats (ERS 2.0) zu dokumentieren und zu verteilen.

Unter dem Schwerpunkt «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» wurde der Lösungsansatz für die Kalibrierung des Kleinteilefachs von Personenmonitoren bei fehlenden Referenzquellen entwickelt. Zusätzlich wurde eine Methode für die Freigabe von nicht aktivierten Gegenständen nach den Kriterien der neuen Strahlenschutzverordnung ohne Freimessschrank erarbeitet.

Die Gruppen Dosimetrie, Eichstelle und Radioanalytik haben an verschiedenen Vergleichsmessungen erfolgreich teilgenommen oder diese ausgerichtet.

Die Gruppe Dosimetrie untersuchte die Eigenschaften des auf PADC basierenden anerkannten Personen-Neutronendosimeters, als auch neue Technologien in der Neutronendosimetrie, wie z. B. *Fluorescence Nuclear Track Detectors* (FNTD) mit möglicherweise besseren Eigenschaften. Das Radiophotolumineszenz (RPL)-Personendosimeter, das seit 2016 für die anerkannte Personendosimetrie am PSI eingesetzt wird, wurde in Gamma-Hochenergieferenzfeldern ISO R-C (4.4 MeV) und ISO R-F

(6.7 MeV) sowie mit niederenergetischer Röntgenstrahlung N-10 an der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt (PTB), getestet. Weiterhin wurde das *D-Shuttle*-Dosimeter (*Chiyoda Technol Corporation, Japan*), als ein kompaktes, elektronisches Messgerät zur Aufzeichnung

des zeitlichen Verlaufs der Dosisleistung, angeschafft und getestet.

Im Weiteren wurden im Berichtszeitraum auch Studenten im Rahmen ihrer Ausbildung bei diversen Forschungsprojekten beteiligt und betreut.

Projektziele

Gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wurden für das Jahr 2018 folgende Projektziele mit dem ENSI vereinbart:

(18/1) Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie

(18/2) Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden

- α/β -Direktmessungen von Betonpulverproben mittels Proportionalzählern mit Mehrfach-Messplätzen
- Schnelltrennverfahren für ^{90}Sr von diversen Matrizen
- Optimierung der Plutonium/Americium-Trennung aus Barytbeton
- Trennung metallischer Störnuklide von Plutonium mit neuen Extraktionschromatographieharzen
- Standardisierung des HIDEX-Flüssig-Szintillationsspektrometer
- Teilnahme an Vergleichsmessungen

(18/3) Wissenschaftliche Begleitung der Aeroradiometrieübungen

(18/4) 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

(18/5) Fachbegleitung von Studenten

(18/6) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

(18/1) Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie

International Electrotechnical Commission (IEC). Die Mitarbeit bei der IEC-Gruppe für Strahlenschutzmesstechnik stärkt die Mitwirkung der Schweiz bei der Normenentstehung und der Standardisierung in der Messtechnik auf internationaler Ebene. Im Komitee TC45/SC 45B der IEC wurden verschiedene, fachrelevante Normen evaluiert und Abstimmungsempfehlungen abgegeben. Am 13.09.2018 hat das jährliche Meeting der Normengruppe TC45 am PSI stattgefunden.

Association romande de radioprotection (ARRAD). Die Arbeitsgruppe «*GT1, Techniques de mesures des radiations*» der ARRAD, stellt öffentliche Merkblätter zur Wahl von auf dem Markt vorhandenen Strahlenschutzmessgeräten und zum Verständnis der diesbezüglichen gesetzlichen Anforderung zur Verfügung.

European Radiation Dosimetry Group (EURADOS). Bei der Mitwirkung in der *EURADOS Working Group WG7 Internal Dosimetry* war im Bereich Dosimetrie der Inkorporation von Radionukliden ein Schwerpunkt die Erstellung eines *GUIDANCE* Dokuments, das eine Anleitung zu der neuen Publikationsreihe *Occupational Intake of Radionuclides (OIR)* der *International Commission on Radiological Protection (ICRP)* geben soll. Ein weiterer Schwerpunkt war der Dosimetrievergleich *ICIDOSE*, einer von der *EURADOS WG7* bereitgestellten Sammlung von Fallbeispielen zur Inkorporation von Radionukliden.

Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e. V. (FS). In 2018 haben die regulären Treffen der Arbeitskreise Dosimetrie, Inkorporation und Umweltüberwachung des FS stattgefunden, an denen Mitarbeiter der Sektion Messwesen teilgenommen haben. Zusätzlich hat im März 2018 ein Workshop des deutschen Bundesamts für

Strahlenschutz zu den jährlichen Ringversuchen zur Ganzkörpermessung und zu den Fallbeispielen zur Inkorporationsdosimetrie stattgefunden. *International Radiation Protection Association (IRPA)*. Vom 4. bis 8. Juni 2018 hat in Den Haag, Niederlande, der Europäische Kongress der IRPA stattgefunden, am dem das PSI mit mehreren Posterbeiträgen vertreten war. Diese Konferenz ist ein wichtiges internationales Diskussionsforum im Bereich Strahlenschutz (Konferenzbeiträge siehe Abschnitt *Publikationen*).

(18/2) Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von anthropogenen Radionukliden

α/β Direktmessungen von Betonpulverproben mittels Proportionalzählern mit Mehrfachmessplätzen

Der neue Mehrfachmessplatz-Proportionalzähler wurde im November 2018 geliefert und anschliessend mit geeigneten Quellen kalibriert. Das neue Messgerät ermöglicht es, Betondünnschichtpräparate und verschiedene Alpha- und Beta-Tracer ab dem 1. Quartal 2019 mit höherem Durchsatz zu verarbeiten.

Schnelltrennverfahren für ^{90}Sr von diversen Matrizen

Im Rahmen des Rückbaus fallen viele radioaktive Abwasserproben an. Um den Kosten- und Zeitaufwand zu optimieren, wird mittels Sr-Rad-Disc's als Filter ein Schnelltrennverfahren getestet. Bei diesem Verfahren wird ^{90}Sr auf dem Filter angereichert. Die erarbeitete Trennmethode wurde bereits mit ^{85}Sr als Tracer in 3 M HNO_3 Lösung erfolgreich getestet. Ab dem 1. Quartal 2019 werden die Versuche auch an anderen flüssigen Matrizen wie Milch oder Umweltproben getestet.

Optimierung der Plutonium/Americium-Trennung aus Barytbeton

Beim Rückbau werden immer mehr schwer aufzuschliessende Proben, wie z. B. Barytbeton, für α -, β und γ -Messungen anfallen. Meistens sind totale Aufschlüsse nur mit Hilfe von Flussssäure möglich. In einem Projekt wurde untersucht, wie die gefährliche Flussssäure substituiert werden kann. Ein Fusionsaufschluss mit dem Flussmittel Li-Metraborat/Li-Tetraborat bei 1100 °C im Muffelofen wurde erfolgreich etabliert. Dabei wird 1 g veraschter Barytbeton, gemischt mit 7 g Flussmittel, wäh-

rend 20 min bei 1100 °C zur Schmelze gebracht und direkt in 4.5 M HNO_3 überführt. Damit das Silikat nicht komplett mit O_2 koaguliert, wird vorgängig 0.2 M PEG-2000 (Polyethylenglykol 2000) zugeführt. Tracerversuche mit inaktivem Barytbeton haben gezeigt, dass durch diesen Fusionsaufschluss die gewünschten Radionuklide quantitativ in Lösung gehen.

Die anschliessende Trennung und quantitative Bestimmung der Aktivitätskonzentrationen von ^{241}Am , ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{90}Sr in Barytbeton wurde ebenfalls erarbeitet.

Trennung metallischer Störnuklide von Plutonium mit neuen Extraktionschromatographieharzen

Der reine Beta-Strahler ^{241}Pu ist als Mutternuklid von ^{241}Am relevant, vor allem in Proben reaktor-naher Komponenten in Kernkraftwerken. Es ist wichtig, dass ^{241}Pu von anderen vorliegenden niederenergetischen Beta-Nukliden wie $^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}$, ^{55}Fe und ^{63}Ni sauber getrennt wird, da diese zu einer Überlagerung im gleichen Beta-Spektrum führen. Hierfür wurde ein mehrstufiges chemisches Trennverfahren erfolgreich entwickelt. Die Ausgangslösung wird zusammen mit Ascorbinsäure und Eisen(II)-Sulfamat (als inaktiver Träger) auf eine TRU Säule (octylphenyl-N,N di-isobutyl-carbamoyl phosphine oxyd) gegeben. Durch mehrmaliges Eluieren wird ^{55}Fe mit dem inaktiven Fe-Träger und ^{63}Ni von der Säule gespült. Pu wird unter reduzierenden Bedingungen eluiert, eingedampft und elektrodeponiert. Nach Messung der Alpha-Aktivitätskonzentration wird Pu mit 8 M HNO_3 vom Elektrodepositionsplättchen abgelöst und nach Entfernung der Restmatrix in HCl/HI aufgenommen und über ein Zr-Resin gefiltert. Pu wird von der Zr-Säule nicht adsorbiert und passiert das Resin ungehindert. ^{95}Zr und ^{95}Nb verbleiben auf der Säule und können so entsorgt werden. Gemäss der bereits etablierten Methode (AARA56) zur Bestimmung der ^{241}Pu Aktivitätskonzentration wird Pu gelöst, eingedampft und kalziniert. Anschliessend wird es in 2 ml demin. H_2O gelöst, mit einem 18 ml Utima Gold AB Cocktail gemischt und mittels Flüssigszintillationsspektrometrie gemessen.

Standardisierung des HIDEX-Flüssig-Szintillationsspektrometer

Die neue Software des HIDEX 300 SL ermöglicht es, aus gemessenen Quenchkurven automatisch optimierte Messparameter herzuleiten. Somit wird die Quenchkorrektur zusätzlich zur Blankkorrektur bereits bei der Auswertung berücksichtigt. Daraus

resultierend wurden neue Quenchkurven und Parameterfiles für ^3H in Urin und ^{241}Pu in Rückbauproben erstellt und erfolgreich bei Routinemessungen angewandt.

Im Rahmen der Emissionsbilanzierung werden ^3H (wässrig und gasförmig) und ^{14}C (organisch und anorganisch) pro Quartal mittels einer Bonnenberg & Drescher Anlage gesammelt. Die Proben werden unter Ausheizen des Molsiebes getrennt und mittels Flüssigszintillation gemessen. Das HIDEX 300 SL LSC Messgerät wurde neu als Redundanzmessgerät zum TriCarb 2200 hinzugezogen. Für ^3H -wässrig und ^3H -gasförmig, sowie ^{14}C -organisch und ^{14}C -anorganisch, wurden die erforderlichen Messparameter optimiert. Unter Verwendung der optimierten ^{14}C Messparameter war die Übereinstimmung der ^{14}C Messresultate von HIDEX und TriCarb für die ersten drei Quartale 2018 sehr gut. Die Messresultate von ^3H wässrig und gasförmig, sowie ^{14}C organisch und anorganisch, gemessen mit dem TriCarb und dem HIDEX 300 SL, werden für das Jahr 2018 zusammengestellt und im 1. Quartal 2019 in einer technischen Mitteilung publiziert.

Teilnahme an Vergleichsmessungen

Im Berichtsjahr 2018 nahm die Radioanalytik an folgenden Vergleichsmessungen teil:

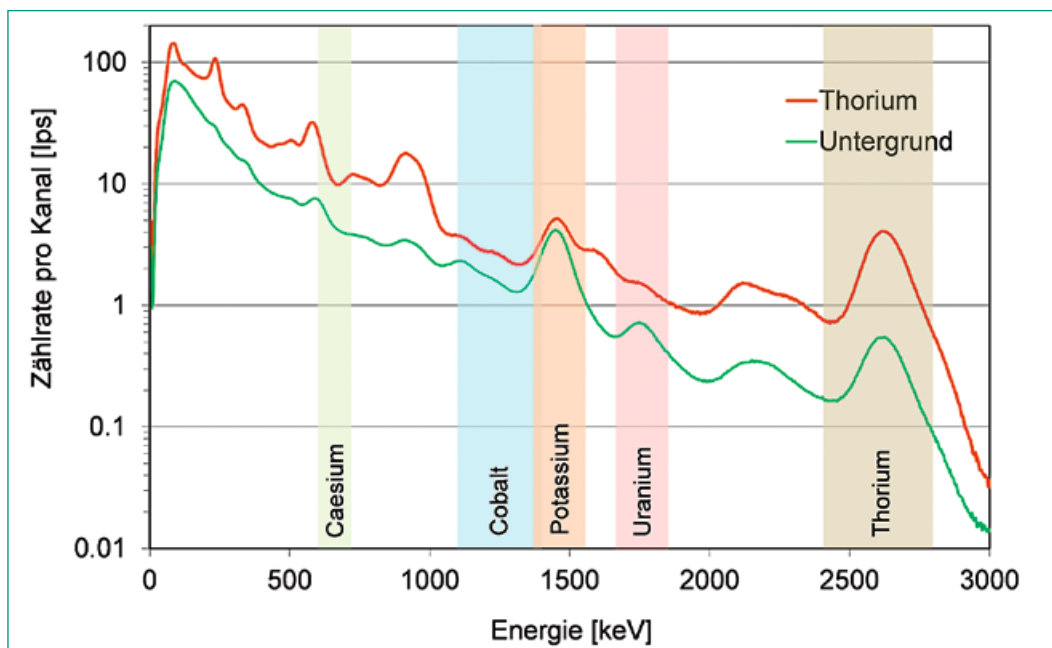
- PROCORAD, Stuhlasche, (CEA, Frankreich)
- Radioaktive Wasserprobe, Gamma-Spektrometrie (IRA, Lausanne)
- Reaktorwasser und radioaktive Urinproben (BFS, Berlin)
- Radionuklide in Rohmilch (Max-Rubner-Institut, Kiel)

- Tritium in Wasser (BfG, Koblenz),
 - Gammastrahler in Wasser und Inkorporationsüberwachung Pu und Th in Urin, (BFS, Berlin)
- Es wurden eine Vielzahl von α -, β -Strahlern (Po, U, Pu, Am, Cm, ^3H , ^{14}C , ^{89}Sr und ^{90}Sr) sowie diverse weitere Radionuklide mittels hochauflösender Gamma-Spektrometrie (^{54}Mn , ^{60}Co , $^{134,137}\text{Cs}$, ^{152}Eu , ^{241}Am etc.) gemessen. Alle Messwerte der Radioanalytik zeigen im Vergleich mit den publizierten Referenzwerten und Mittelwerten der Teilnehmer innerhalb der Messunsicherheiten eine gute Übereinstimmung.

(18/3) Wissenschaftliche Begleitung der Aeroradiometrieübungen

In 2018 wurde der gemeinsame Bericht über die internationale Vergleichsmessung ARM17 als PSI-Bericht 18-04 publiziert. Neben der detaillierten Auswertung der Messergebnisse wurde dieser Bericht genutzt, um die Spezifikationen einer Weiterentwicklung des ERS-Datenaustausch-Formats (ERS 2.0) zu dokumentieren und zu verbreiten. Im Vorlauf zu den Aeroradiometrieübungen ARM18 und CONTEX18 wurde ein Detektor-Container des neuen RLL-Aeroradiometriesystems RLL (Radiometrie Land-Luft) in den Bestrahlungsräumen der PSI-Eichstelle näher untersucht. Hauptaufgabe dieser Bestrahlungen war die Bestimmung der Querempfindlichkeiten der verwendeten Energiefenster auf Photonen anderer Radionuklide. Hierzu wurden Spektren mit Quellen der Nuklide ^{40}K , ^{137}Cs , ^{60}Co sowie natürlichem Uran und Thorium aufgenommen. Abbildung 1 zeigt exemplarisch ein Spektrum des Summenkanals aller vier Detektoren für eine Quelle mit natürlichem Tho-

Abbildung 1:
Spektrum des
Summenkanals für
eine natürliche
Thorium-Quelle



rium. Hier wird deutlich, dass neben dem zur Bestimmung der Thorium-Aktivitätskonzentration verwendeten Energiefensters (^{208}Tl , 2615 keV) auch in den anderen Energiefenstern Pulse registriert werden. Diese Pulse werden von weiteren Radionukliden der Thorium-Zerfallsreihe, durch Compton-Streuung im Detektor und durch die Energieauflösung des Detektors erzeugt.

In der Übung ARM18 wurden neben dem Routine-messgebiet um KKL–KKB–PSI–Zwilag auch die Untergrundmessungen über Schweizer Städten mit Solothurn, Yverdon und Fribourg fortgesetzt. Der Schwerpunkt dieser Übung lag im Einsatz des neuen RLL-Aeroradiometriesystems, welches seit Beginn 2018 das alte ARM-System abgelöst hat. Das neue Messsystem wurde so ausgelegt, dass Rohdaten in einem für die bisher verwendete Auswertesoftware lesbaren Format exportiert werden können.

Das Schweizer Aeroradiometrie-Team nahm zusammen mit einem Bodenmessteam des Labors Spiez vom 18.6. – 22.6. an der internationalen Übung CONTEX18 teil. Diese Übung wurde von der *Danish Emergency Management Agency* (DEMA) im Rahmen des *Response and Assistance Network* (RANET) der IAEA organisiert. Der Übungsort lag in Jütland im Norden Dänemarks. Die Nähe zur Nordsee wurde für einen Steigflug über der Nordsee bei landeinwärts wehendem Wind genutzt, so dass von einer weitgehend von luftgetragenen Radonzerfallsprodukten freien Umgebung des Helikopters ausgegangen werden kann. Mit dem gleichen Detektor wurden Steigflüge über dem Zuger See (ARM17) und dem Genfer See (ARM18) durchgeführt. Durch den Vergleich dieser drei Steigflüge konnte ein erstes Konzept für eine Korrektur des Einflusses von luftgetragenen Radonzerfallsprodukten auf die gemessenen Spektren entwickelt werden.

(18/4) 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

Während dieses Berichtszeitraums wurden verschiedene Projekte durchgeführt, um die praktische Unterstützung der Aufsichtstätigkeit, den internationalen Austausch und die unabhängige Expertise zu fördern.

Lösungsansatz für die Kalibrierung des Kleinteilefachs von Personenmonitoren bei fehlenden Referenzquellen

Die Prozeduren der Eichungen/Kalibrierungen von Oberflächenkontaminationsmessgeräten verlangen Beta-abgeschirmte, zertifizierte Flachquellen, deren Grösse von den wenigen Herstellern fest definiert ist. Bei einem neuen Modell von Personenmonitoren wurden die Öffnungen der Kleinteilefächer verkleinert ausgefertigt, so dass die zertifizierten Quellen nicht mehr hinein passen und somit eine Standard Eichung unmöglich ist.

Deshalb wurde eine modifizierte Kalibriermethode und ein passender Quellenhalter für die Personenmonitore vom KKL (*Canberra ARGOS* mit kleineren Kleinteilfächern) entwickelt.

Beurteilung von Freimessmitteln

Für die Freigabe von nicht aktivierten Gegenständen ohne Freimessschrank wurde eine neue Methode nach den Kriterien der neuen StSV entwickelt.

Eine erste Beurteilung des *RADOS* Freimessschranks RTM 661/440 wurde ebenfalls durchgeführt. Dabei wurden die Nachweisgrenzen, sowie die LNC-Faktoren (*Leading Nuclide Correlation*) von den am PSI vorhandenen Nukliden mit den LL-Grenzwerten, bzw. mit unabhängigen LNC-Faktoren, die vom *Institut de radiophysique* (IRA) gerechnet worden sind, verglichen.

Im Rahmen der Beurteilung von Freimessschränken und -anlagen wurde ein Fachgespräch mit *MIRION*-Experten organisiert. Ebenso werden Praxistests der Geräte der Firma *James Fisher Nuclear GmbH* (JNF, Hamburg) geplant.

Vergleichsmessung Dosimeterkalibrierungen

Die Eichstelle hat an der *EURADOS*-Vergleichsmessung der WG 3: *Intercomparison for calibration methods of passive area dosimeters «IC2018calm»* teilgenommen.

Teilnahme an Vergleichsmessungen und Ringversuchen in der Personendosimetrie

Vergleichsmessungen sind ein wichtiger Bestandteil der Qualitätssicherung, und bieten darüber hinaus die Möglichkeit, neue Verfahren und Technologien zu testen. Bei Vergleichsmessungen in der Neutronendosimetrie hat die Dosimetrie sowohl mit dem anerkannten Neutronendosimetriesystem als auch mit einem neuen System, das auf *Fluorescence Nuclear Track Detectors* (FNTD) basiert, teilgenommen.

In diesem Berichtszeitraum 2016–2018 hat die Dosimetrie an folgenden Vergleichsmessungen teilgenommen oder organisiert: (a) jährliche Vergleichsmessung Externe Dosimetrie, Schweiz; (b) Vergleichsmessung Interne Dosimetrie, Schweiz 2017; (c) Ausrichtung der Vergleichsmessung Interne Dosimetrie, Schweiz, in 2018 durch die Gruppen Radioanalytik und Dosimetrie; (d) jährliche Vergleichsmessung *Ringversuch Ganzkörperzähler und Schilddrüsenmonitore*, Deutsches Bundesamt für Strahlenschutz; (e) Vergleichsmessung *EURADOS IC2016ph*, und *IC2018ph* für Ganzkörperdosimeter für Photonen- und Betastrahlung; (f) jährliche Vergleichsmessung für passive Neutronendosimeter an der PTB; und (g) Vergleichsmessung *EURADOS IC2017n*. Wichtige wissenschaftliche Ergebnisse sind im Folgenden beschrieben:

Neutronendosimetrie

Die Gruppe Dosimetrie untersucht weiterhin nicht nur die Leistungsfähigkeit und die Eigenschaften des auf PADC basierenden, anerkannten Dosimetriesystems, sondern auch neue Technologien, die in Zukunft möglicherweise ebenfalls eingesetzt werden können, z. B. *Fluorescence Nuclear Track Detectors* (FNTDs).

FNTDs sind Kristalle, die in der Lage sind, einzelne Teilchenspuren aufzuzeichnen, z. B. Rückstossprotonen, die durch Neutronenwechselwirkung mit einem vor dem Detektor angeordneten Konverter erzeugt werden. Diese neuen Detektortypen wurden ursprünglich für die 3D-Speicherung von Daten entwickelt, werden jedoch derzeit für die Detektion von Einzelpartikeln in der Radiobiologie und Neutronendosimetrie verwendet. Zur Charakterisierung der FNTDs hat der Doktorand Alberto Stabilini im Berichtszeitraum in Zusammenarbeit mit der Firma Landauer Inc. (USA) die FNTD in verschiedenen Neutronenfeldern bestrahlt, wie z. B. am AKR-2 Ausbildungs- und Forschungskernreaktor der Universität Dresden, einem Zero-Power Reaktor mit einer konstanten Leistung von bis zu 2 Watt, sowie am PSI mit Referenz-Neutronenstrahlungsfeldern ($^{241}\text{Am-Be}$, ^{252}Cf). Herr Stabilini hat diese Detektoren, zusammen mit Detektoren, die 2017 am CERF (*CERN-EU High Energy Reference Field Facility*) bestrahlt worden sind, mit einem konfokalen Mikroskop ausgewertet. Die Bildanalyse der FNTD ermöglicht Rückschlüsse auf die Verteilung der Rückstossprotonen des CERF-Neutronenstrahlungsfelds. Ebenfalls wurden Messungen mit dem anerkannten PADC-Dosimetriesystem des PSI zum Vergleich durchgeführt. Weitere Bestrah-

lungen von FNTD- und PADC-Detektoren sind im Arbeitsplatz-Strahlungsfeld des HIPA-Protonenbeschleunigers des PSI in den kommenden Monaten geplant.

Im Rahmen der Forschungsarbeiten über FNTD hat Herr Stabilini einen zweimonatigen Forschungs- und Weiterbildungsaufenthalt bei Landauer Inc. Crystal Growth Laboratory, Stillwater OK, USA, absolviert. Dort hat Herr Stabilini die Auswertung der FNTD mit zwei dort entwickelten Auswertegeräten, durchgeführt: einem konfokalen Laser-Scanning-Mikroskop in Kombination mit einem 2D-Galvanometer für die Abbildung von Kernspuren in 3D, sowie mit einem ähnlichen für die Neutronendosimetrie optimiertem System.

Personendosimetrie

Seit 2016 wird für die anerkannte Personendosimetrie am PSI ein modernes Radiophotolumineszenz (RPL)-Dosimetriesystem eingesetzt. Um dieses System weiter zu charakterisieren, wurden RPL-Personendosimeter mit den Gamma-Hochenergiereferenzfeldern ISO R-C (4.4 MeV) und ISO R-F (6.7 MeV) sowie mit der niederenergetischen Röntgenstrahlung N-10 an der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt PTB (Braunschweig) bestrahlt. Die energieabhängige Empfindlichkeit des RPL-Dosimeters hinsichtlich der operationellen Dosisgrößen ist in Tabelle 1 wiedergegeben. Die Untersuchungen zeigen, dass die Anforderungen der Schweizer Dosimetrierordnung erfüllt sind.

Strahlungsfeld	Mittlere Energie	Empfindlichkeit Messwert/Sollwert
ISO R-F	6.7 MeV	1.20
ISO R-C	4.4 MeV	1.13
N-10	8.8 keV	0.77

Tabelle 1: - Energieabhängige Empfindlichkeit des RPL-Personendosimeters.

Laborbestrahlungen und Feldversuche zum Einsatz des D-Shuttle Dosimeters am PSI

Das D-Shuttle ist ein neues, kompaktes, und kosteneffektives elektronisches Aufzeichnungsgerät für den zeitlichen Verlauf der gemessenen Dosisleistung, das nach dem Fukushima-Unfall von der Firma Chiyoda Technol Corporation (Japan) für die Bevölkerung entwickelt wurde. Das D-Shuttle wurde unter Referenzbedingungen in der Eichstelle ausführlich hinsichtlich Reproduzierbarkeit und Vergleichbarkeit der Dosimeter, Dosislinearität bis in den Hochdosisbereich, Energie- und Winkelab-

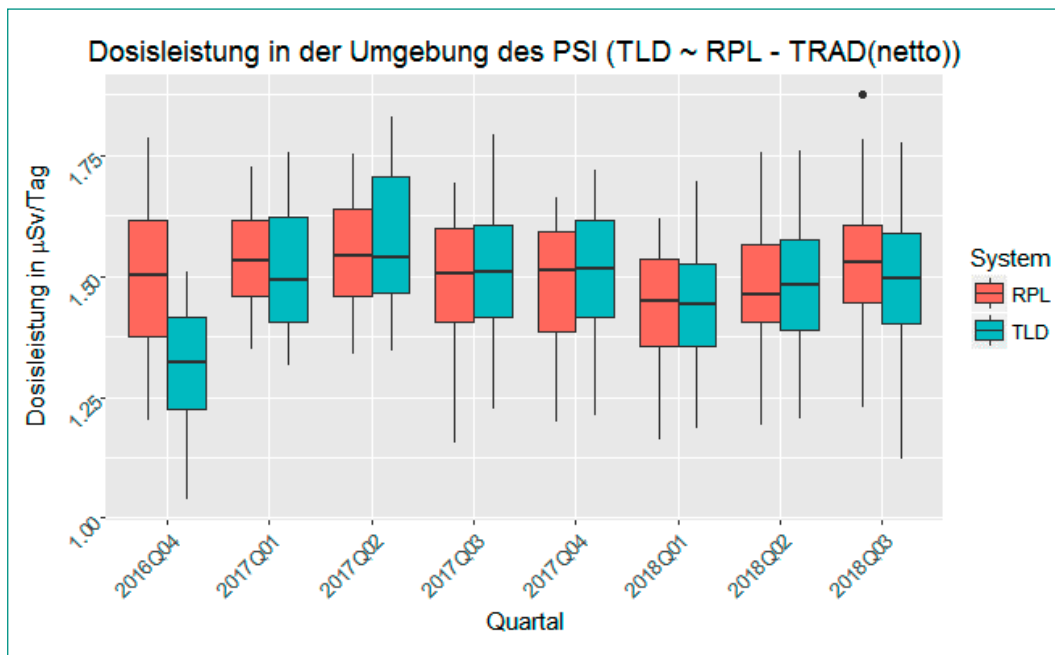


Abbildung 2:
Vergleich der Dosisleistung pro Tag in der Umgebung des PSI zwischen RPL- und TLD-AL2O₃-System.

hängigkeit der Dosisleistung, sowie Dosisleistungsabhängigkeit geprüft. Die vom Hersteller angegebenen Spezifikationen werden grösstenteils erfüllt. Lediglich bei den Röntgenqualitäten N-60 und N-200 können die Abweichungen vom Sollwert mehr als 30 % betragen. In einem Feldversuch wurde die Ortsdosisleistung am PSI über drei Monate aufgezeichnet. Die Ortsdosisleistung wurde exemplarisch auch in unterschiedlichem Gelände (Stadt, See, Gebirge) ermittelt. Die gefundenen Unterschiede lassen sich mit den unterschiedlichen geographischen Gegebenheiten erklären. In einem zweiten Feldversuch am PSI wurden 50 Personen (Gäste, Experimentatoren) neben dem obligatorischen DIS-Dosimeter zusätzlich mit einem D-Shuttle ausgestattet. Es hat sich gezeigt, dass die stündliche Aufzeichnung der Dosisleistung sehr hilfreich ist, um die akkumulierte Dosis mit den ausgeübten Tätigkeiten in Verbindung zu bringen.

Umgebungsdosimetrie

In einem Parallelversuch werden seit dem 4. Quartal 2016 in der Umgebungsdosimetrie des PSI sowohl das anerkannte Al₂O₃-TLD- als auch RPL-System eingesetzt, siehe Abbildung 2. Eine erste Auswertung zeigt eine gute Übereinstimmung der beiden Dosimetriesysteme. Des Weiteren wurde das RPL-Dosimetriesystem auf die Eignung für die Ortsdosimetrie untersucht, da das gleiche RPL-Dosimeter wie für die Personendosimetrie zum Einsatz kommt. Für die Berechnung von H*(10) als entsprechende operationelle Dosisgrösse ist ein vom Hersteller Chiyoda, Japan, entwickelter Dosis-

berechnungsalgorithmus implementiert. Folgende Messreihen werden oder wurden bereits durchgeführt: (a) Bestrahlungen von RPL-Dosimetern in der Eichstelle unter H*(10)-Bedingungen mit verschiedenen Strahlqualitäten und Einfallswinkeln. Die Anforderungen der Schweizer Dosimetrieverordnung und des IEC-62 387:2012 Standards an Umgebungsdosimetriesysteme werden geprüft; (b) Teilnahme mit dem RPL-System an der Vergleichsmessung Umgebungsdosimetrie Schweiz 2016, durchgeführt von der Eichstelle des PSI; und (c) Teilnahme mit dem RPL-System an der Vergleichsmessung EURAMET/EMPIR 2017/2018, durchgeführt von der PTB. Die Untersuchungen und Daten werden in einem separaten Bericht zusammengefasst und bewertet.

(18/5) Fachbegleitung von Studenten

Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen der Ausbildung folgende Studenten in diversen Forschungsprojekten eingesetzt und betreut:

Alberto Stabilini (Universität Basel, Prof. Bernd Kruische und PD Daniela Kiselev) arbeitet an seiner Dissertation um das Thema *Development and Modelling of Innovative Techniques for Neutron Dosimetry*.

Peter Wagner, Dualer Student, Bachelorstudium im Fachbereich Sicherheitstechnik-Strahlenschutz der dualen Hochschule Baden-Württemberg, Karlsruhe, hat sich im 2018 weiter mit dem Projekt «Entsorgung potentiell radioaktiver Proben» beschäftigt. In diesem Projekt hat er gammaspektroskopische Messungen ausgewertet. Auch hat Herr

Wagner im Zentrum für Protonentherapie (ZPT) einen Praxissemester mit dem Thema «Mögliche Anpassungen des QM-Systems zur Optimierung der Praxis» absolviert.

Anja Pregler (Universität Bern, Betreuer Prof. A. Türler) arbeitet an ihrer Dissertation zu dem Thema *Determination of Uranium series disequilibrium in ground and surface water* (Betreuer A. Türler). Seit Beginn der Doktorarbeit wurden ca. 100 Grundwasserproben aus der Grenzschicht zwischen unterer Süsswassermolasse (USM) und oberer Meeressmolasse (OMM) im Schweizer Mittelland entnommen und auf die natürlichen Uran-Isotope untersucht. Die Aktivitätskonzentrationen reichen bis zu 240 mBq/l ^{238}U . Diese flächendeckende Probennahme soll die Häufigkeit von erhöhten Urankonzentrationen entlang dieser Grenzschicht aufzeigen. Als detailliertes Untersuchungsgebiet wurde der Mont Vully (20 km nordwestlich von Bern) ausgewählt. Zwei öffentliche Brunnen, deren Ursprung die Grenzschicht USM/OMM ist, wurden monatlich über den Zeitraum von zwei Jahren beprobt, um den Einfluss der Jahreszeiten auf den Radionuklidgehalt auszuschliessen. Bei diesen Proben wurden folgende Isotope analysiert: ^{238}U , ^{234}U , ^{226}Ra , ^{222}Rn , ^{210}Pb , ^{210}Po . Zusätzlich wurden am Mont Vully 6 Grundwasserfassungen, 3 Bäche und 2 Drainageröhren, die das Ackerland nördlich des Mont Vully entwässern, beprobt und auf ihre Urankonzentration hin analysiert (Abbildung 3). Dieses Ackerland

wurde stellenweise mit einem tragbaren NaI-Detektor rasterartig abgelaufen und die Dosisleistung aufgezeichnet. So konnten verschiedene Hotspots mit Dosisleistungen bis zu 160 nSv/h gefunden werden, an denen eine Uranakkumulation vermutet wurde. An 3 dieser Hotspots wurden insgesamt 5 Sedimentbohrkerne bis in 1 m Tiefe genommen und ebenfalls auf ihre Urankonzentration analysiert. Es wurden Aktivitätskonzentrationen bis zu 550 Bq/kg ^{238}U in einer Torfschicht ca. 80 cm unter der Erdoberfläche festgestellt. Eine ^{14}C -Datierung der Torfschichten ergab ein Alter zwischen 3000 und 5000 Jahren. Das bedeutet, dass die Uran-Akkumulation nach der letzten Eiszeit entstand, als Bäche mit erhöhter Urankonzentration (gemessen bis zu 370 mBq/l ^{238}U) ein Moor nördlich des Mont Vully gespeist haben. Dort akkumulierte sich das Uran aufgrund der reduzierenden Bedingungen in der Torfschicht solange, bis das Moor Anfang des 19. Jahrhunderts trockengelegt wurde, um landwirtschaftliche Fläche zu schaffen. Dadurch änderten sich die Redox-Bedingungen und das Uran wird seitdem kontinuierlich ausgewaschen und gelangt durch die Drainageröhre ins Oberflächenwasser (bis zu 650 mBq/l ^{238}U). Im Mai 2018 erfolgte eine Aeroradiometrie-Übung der NAZ über dem Mont Vully und den angrenzenden Gebieten, um auszutesten, ob diese Methode geeignet ist, um weitere mögliche Uran-Akkumulationen entdecken zu können.

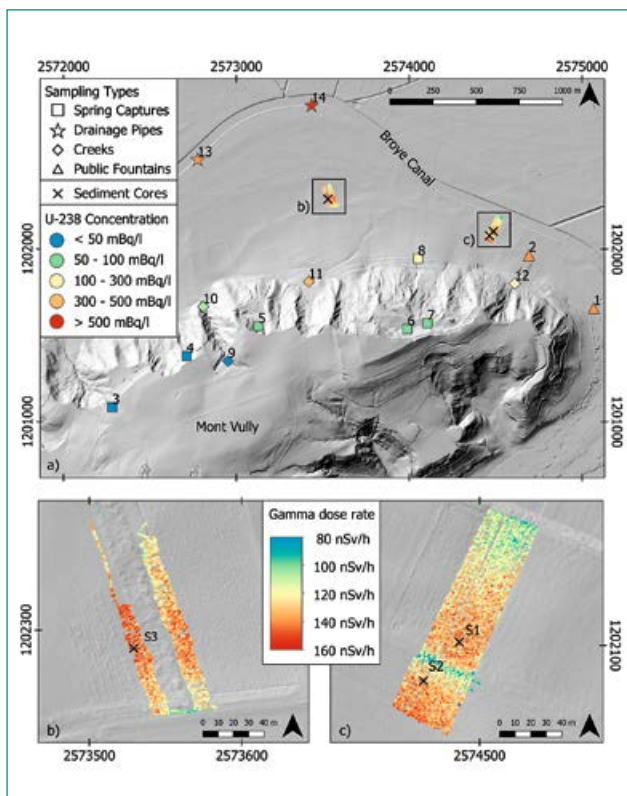


Abbildung 3: links: Übersicht der Probennahme und Messungen am Mont Vully; rechts: Sondierbohrungen bis 1 m Tiefe.

(18/6) ad hoc Probleme des ENSI nach Absprache mit dem Projektleiter

Optimierung von Schnellmethoden für die Messung reiner β - und α -Strahler zur Identifikation von Leitnukliden

Für die Simultanmessung beliebiger β -/ β - und α -/ β -Paare aus realen Problemstellungen wurden verschiedene Optimierungsmöglichkeiten gegenübergestellt und diskutiert. Ziel war es, eine Schnellmethode zur Vermeidung der meist aufwändigen und zeitintensiven chemischen Trennungen zu erarbeiten. In einer technischen Mitteilung wurden die binären Gemische in einer Korrelationsmatrix gegenübergestellt und das generelle Vorgehen bei binären Gemischen in einem einfachen Flisschema dargestellt. Des Weiteren wurden die limitierenden Faktoren solcher Direktmessungen an konkreten Beispielen erläutert und eine Fehlerabschätzung der Methode vorgenommen.

Nationale Zusammenarbeit

Auf nationaler Ebene fanden auch über den Berichtszeitraum hinaus zwischen der Eichstelle, dem *Institut de radiophysique* (IRA), dem BAG und dem *Eidgenössischen Institut für Metrologie* (METAS) Kollaborationen bzw. Fachaustausche statt. Die Gruppe Dosimetrie arbeitete aktiv mit anderen Gruppen in der Schweiz, insbesondere mit dem IRA und dem CERN, an der Weiterentwicklung von neuen Dosimetrietechnologien. Die Dosimetrie hat eine zusätzliche Finanzierung vom Schweizer Nationalfonds (SNF) erhalten, um ein leistungsfähiges Gerät für die Lumineszenzforschung zu erwerben. Damit werden eine Vielzahl von Forschungsthemen im Bereich der Grundlagenforschung über dosimetrische Materialien ermöglicht (Projekt «Automated Research Instrument for Thermoluminescence/Optically Stimulated Luminescence/Radioluminescence Measurements», SNSF, #206021_177028).

Internationale Zusammenarbeit

Die wissenschaftliche Arbeit in der Aeroradiometrie läuft mit der Teilnahme an und der Organisation von internationalen Übungen auf internationaler Ebene.

In Strassburg (F) hat das zweite *RPL Users Meeting* stattgefunden. Gastgeber war das *Institut Pluridisciplinaire Hubert Curien* und neben dem PSI ha-

ben Kollegen der Dosimetriestellen des *Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire* (IRSN), Paris, und des *Institut de Physique Nucléaire Orsay* (IPNO), teilgenommen. Themenschwerpunkte waren Forschungsarbeiten in der Dosimetrie mit Radio-Photolumineszenz-(RPL)-, PADC-(*Poly-Allyl Diglycol Carbonate*)- und FNTD-(*Fluorescence Nuclear Track Detectors*)-Systemen.

Die Gruppe Dosimetrie arbeitet auch aktiv an neuen Neutronendosimetrietechnologien mit. Diese Zusammenarbeit umfasst das Deutsche Krebsforschungszentrum (Heidelberg, DE), Landauer (Stillwater, USA), und Politecnico di Milano (IT).

Es wurde ein neuere Timepix3-Detektor erworben, der mit Unterstützung des Herstellers ADVACAM (Prag, Tschechien) für Anwendungen in der Neutronendosimetrie eingesetzt werden soll.

Bewertung 2018 und Ausblick 2019

Die Projektziele 2018 wurden gemäss den Vereinbarungen zur Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung aus der Sicht des PSI erreicht. Im Rahmen der ENSI-PSI-Vereinbarungen sind die Weiterführung der bestehenden Projekte und der Beginn neuer, mit dem ENSI bereits definierter Projekte vorgesehen.

Publikationen

- Assenmacher, F., Musto, E., Yukihiro, E. G., «Environmental Monitoring with Radio-Photoluminescence Dosimeters at the Paul Scherrer Institute». 14th International Workshop on Ionizing Radiation Monitoring, 8–9 December, Oarai, Japan (2018).
- Assenmacher, F., Yukihiro, E. G., and Mayer, S., «Personal and environmental monitoring at the Paul Scherrer Institute using a Radio-Photo Luminescence dosimetry system». 5th European congress of the International Radiation Protection Association (IRPA), June 4–8, The Hague, The Netherlands (2018).
- Butterweck, G., Arnold, M., Lüscher, R., Hofstetter-Boillat, B., Mayer, S., «Accumulation of ²¹⁰Pb on Filters of Ventilation Systems». 5th European Congress of the Intl. Radiation Protection Association (IRPA), June 4–8, The Hague, The Netherlands (2018).
- Butterweck, G., Bucher, B., Gryc, L., Debayle, C., Strobl, C., Maillard, S., Thomas, M., Helbig,

A., Krol, I., Chuzel, S., Couvez, C., Ohera, M., Rybach, L., Poretti, C., Hofstetter-Boillat, B., Mayer, S., Scharding, G., «International Inter-comparison Exercise of Airborne Gamma-Spectrometric Systems of the Czech Republic, France, Germany and Switzerland in the Framework of the Swiss Exercise ARM17». PSI-Report No. 18–04, ISSN 1019–0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, 2018.

- Caresana, M., Parravicini, A., Coria, S., Stabilini, A., Assenmacher, F., and Yukihara, E. G. «Comparison of PADC neutron detectors from different suppliers». *Radiat. Prot. Dosim.* 180, 196–200 (2018).
- Heule, M., Mayer, S., «Factors Influencing the Accuracy of Gamma Spectrometry in Paid Service Measurements vs. Scientific Measurements». 5th European Congress of the Intl. Radiation Protection Association (IRPA), June 4–8, The Hague, The Netherlands (2018).
- Musto, E., Hohmann, E., Tisi, M., Fuchs, A., Mayer, S., «The Dose Rate Protection System at SwissFEL». 5th European Congress of the Intl. Radiation Protection Association (IRPA), June 4–8, The Hague, The Netherlands (2018).
- Pedrazzi, L., Mayer, S., Fuchs, A., Yukihara, E. G., Assenmacher, F. «The new Swiss radiation protection ordinance and its impact on the operation radiation protection at PSI». 5th European Congress of the Intl. Radiation Protection Association (IRPA), June 4–8, The Hague, The Netherlands (2018).
- Pregler, A., Werthmüller, S., Türlér, A. «Gamma dose rate survey of Uranium accumulation in an ancient peat bog in the Swiss Plateau». European Geoscience Union (EGU), April 8–13, Vienna, Austria (2018).
- Pregler, A., Werthmüller, S., Szidat, S., Heule, M., Türlér, A. «Survey of Uranium entrapment in the Swiss Molasse Basin». 13th Intl. Symposium on Nuclear and Environmental Radiochemical Analysis (ERA13) September 17–20, Cambridge, UK (2018).
- Stabilini, A., Meier, K., Yukihara, E. G. «High dose fast neutron dosimetry using PADC plastic nuclear track detectors and grey level analysis». *Radiat. Prot. Dosim.* 180, 220 – 224 (2018).
- Stabilini, A., Yukihara, E. G., Akselrod, M. S., Fomenko, V., Harrison, J., Million, M., Assenmacher, F., Meier, K., and Mayer, S. «Evaluation of FNTD and PADC neutron dosimeters in yearly intercomparisons». 5th European Congress of

the Intl. Radiation Protection Association (IRPA), June 4–8, The Hague, The Netherlands (2018).

- Yukihara, E. G., Akselrod, M. S., Fomenko, V., Harrison, J., Million, M., Assenmacher, F., Stabilini, A., and Meier, K. «Comparison between PADC and FNTD neutron detector systems in blind tests». *Radiat. Prot. Dosim.* 180, 225–229 (2018).
- Yukihara, E. G., «A review of recent material developments for optically stimulated luminescence applications» (Keynote Lecture). 10th Intl. Conference on Luminescent Detectors and Transformers of Ionizing Radiation, 9–14 September 2018, Prague, Czech Republic (2018).
- Yukihara, E. G., «Twenty-five years of optically stimulated research of artificial materials: a personal perspective» (Invited Lecture). 8th Intl. Conference on Optical, Optoelectronic and Photonic Materials and Applications. Aug. 26–31, Maresias-SP, Brazil (2018).
- Yukihara, E. G., Gustafson, T. D., Milliken, E. D., Oliveira, L. C., Bastani, S. «Development of luminescent materials for new thermoluminescence (TL) and optically stimulated luminescence (OSL) applications» (Keynote Lecture). 2018 Europhysical Conference on Defects in Insulating Materials (EURODIM'18), Jul. 8–13, Bydgoszcz, Poland (2018).
- Yukihara, E. G., Stabilini, A., Assenmacher, F., Meier, K., and Mayer, S. «Personal neutron monitoring at the Paul Scherrer Institute». 5th European Congress of the Intl. Radiation Protection Association (IRPA), June 4–8, The Hague, The Netherlands (2018).

Referenzen

- [1] P. Cassette and I. Tartès: Systematic study of the validity and robustness of the quenching index of commercial LS counters (poster), LSC-2013 Advances in Liquid Scintillation Spectrometry, Barcelona, 18–22.03, 2013.

Expansion and development of the simulation tool Z88ENSI for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of reclining transport and storage casks

Author und Co-author(s)	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 January 2017 to 31 December 2018

ABSTRACT

The goal of the project is the development of an independent and innovative simulation 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 gap within the cask by a specifically designed Finite-Element-Analysis (FEA) is a special innovation. Therefore, each heat transfer mechanism, like heat conduction, convection and radiation, is 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, as reported in various publications [1, 2 and 3]. 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. In a first version, only upstanding casks with a regular annular gap were considered. Within this project, the simulation tool is expanded to simulate reclining casks with crescent gap geometry. This expanded TGC will be integrated in the 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 lies 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 gap is examined, which is placed between inner and outer part of the cask. The goal is to consider its effects onto heat transfer analytically without meshing the gap. Therefore, the TGC is integrated in the existing FE-program *Z88Aurora* [4], 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 the current reporting year main goal was to integrate the TGC in case of reclining casks into the existing simulation tool *Z88ENSI*. Here, a non-regular, crescent gap occurs, because the inner part of the cask moves down towards the outer part due to gravity. Furthermore, the verification of the software tool was an essential work task. Therefore, a test bench was designed, so the results of the simulation tool can be validated with the help of experimental data.

Work carried out and results obtained

Problem definition and motivation

Transport and storage casks have to fulfill several protection objectives, for example the safe dissipation of the decay heat, which is generated by the fuel assemblies. In order not to damage the stability of a cask, the maximum temperature has to be limited.

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. The geometrical dimension of these gaps is much smaller than the other dimensions of

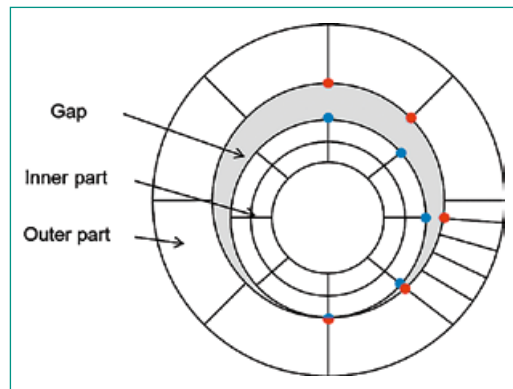


Figure 1: Schematic illustration of the crescent gap geometry

the cask. This would require a finer meshing in the FEA and thus the computational effort would rise. In case of reclining casks, as it happens in transport configuration (when the cask is transported by train or lorry), the inner part of the cask is lying on the outer part of the cask, as Figure 1 shows, due to gravity. This leads to an uneven, crescent gap geometry, where the inner part of the cask is in touch with the outer part at one line. This makes it more complicated to use both numerical and analytical methods to calculate the temperature distribution within the cask.

Hence, it is the goal to develop a special kind of boundary condition for a fast and uncomplicated use of Finite-Element-Analysis that avoids the difficult numerical treatment of the crescent gap, but considers its thermal effects. This special boundary condition is set up for each node pair, as it can be seen in Figure 1, where each pair of one red and one blue node is set up with a gap condition. This way, a mathematical connection is built in order to connect both parts of the cask.

For regular annular gap geometries (that means for upright positioned casks) a Finite-Element solver has been developed in a first collaboration, called *Z88ENSI* (see PATRAM report 2016 [3]). For this solver, a special thermal gap condition (TGC) was developed. Now, this TGC for regular gaps has to be extended to simulate lying casks as well.

While not meshing the gas-filled gap, another advantage is that the Finite-Element mesh can also be used for thermo-mechanical simulations where such gaps are not needed to consider.

Within the second year of the project, three work packages (WP) were planned:

- Integration of Thermal Gap Condition in the solver *Z88ENSI*
- Verification of the simulation tool *Z88ENSI*

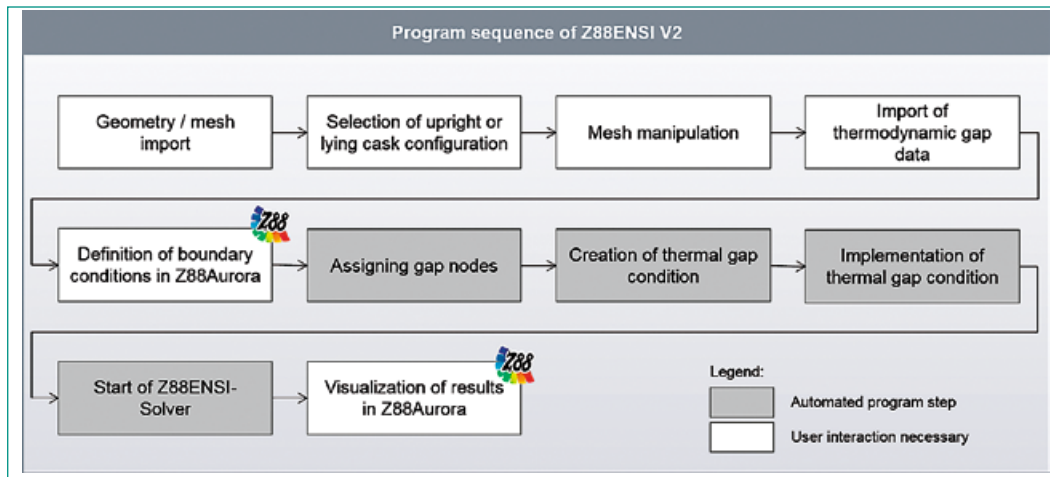


Figure 2:
Program sequence
of Z88ENSI V2

- Development of convection as a new boundary condition for *Z88ENSI*
- Documentation

Simulation tool *Z88ENSI*

Main goal of this project is the development of an independent simulation software tool, which is able to absolve an approximate calculation of the temperature distribution in T/S-casks very fast. Within this project, reclining casks are the main focus, as upright positioned casks can already be simulated using the first version of the created simulation tool *Z88ENSI*. Within the scope of this research project, *Z88ENSI V1* is expanded significantly and *Z88ENSI V2* is created. The program sequence of *Z88ENSI V2* and the specifically developed Thermal Gap Condition as well as the development of convection as an additional boundary condition for the outside surface of casks is described in the following.

Program sequence

The overall program sequence of *Z88ENSI V2* is shown in Figure 2. At the beginning of a simulation project, the cask geometry has to be imported. This can be achieved by importing a meshed cask geometry, which is already equipped with finite elements. Hereby, it is not important to import different geometries for upright positioned or reclining casks. The user can select in the step whether an upright positioned or a lying cask should be simulated.

Basically, *Z88ENSI* is able to perform mesh manipulation operations. This is necessary to use the same initial mesh for both cask configurations (upright and reclining). So, the usage of the software tool is simplified. Starting point is the concentric cask model with an annular gap geometry, see Figure 3.

This mesh is manipulated, if the user would like to perform simulations with reclining casks. In a first step, an eccentric translation is performed. Therefore, the software tool identifies all nodes and elements of the inner part of the cask and manipulates their coordinates, so that they are shifted downwards until inner and outer cask part are in touch. Within the second manipulation step, it is necessary to rotate the nodes, which are positioned directly at the gap in order to achieve explicit assignments between one inner and one outer node. For the implementation of the Thermal Gap Condition each gap node of the inner cask part must be assigned to a gap node of the outer cask part. Between such a node pair, one gap condition is created. In order to map the correct gap nodes to each other, they are rotated. This way, each node pair lies on a straight line from the center of the inner part (black dot) to the gap node pair.

After the mesh manipulation is done, thermodynamic data is imported. This step is identical to *Z88ENSI V1*. In the following, all boundary conditions can be defined by the user within *Z88Aurora*. Doing this, it is possible to define arbitrary load cases (for example heat loads) and various heat transfers conditions to the environment (for example convection).

Within the next step, the gap nodes are assigned to each other, so the Thermal Gap Condition can be integrated in the mathematical equation system of the Finite-Element-Analysis after the TGC is created. The description of the creation of the TGC is part of the next chapter of this report.

After the implementation of the TGC, the solver *Z88ENSI* calculates the temperature distribution for the given load case. The results (e.g. temperature distribution, heat flow, thermal expansion) can be displayed in the GUI of *Z88Aurora*.

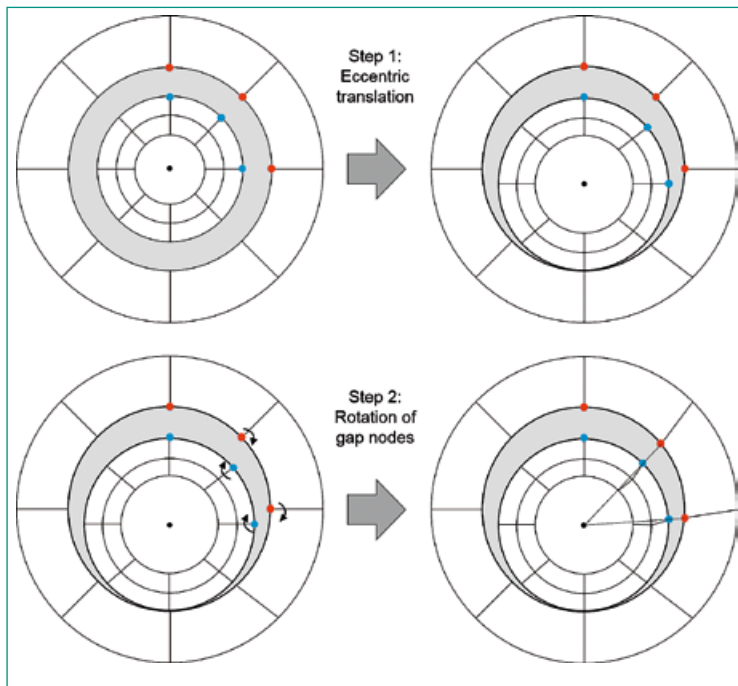


Figure 3: Mesh manipulation in two steps

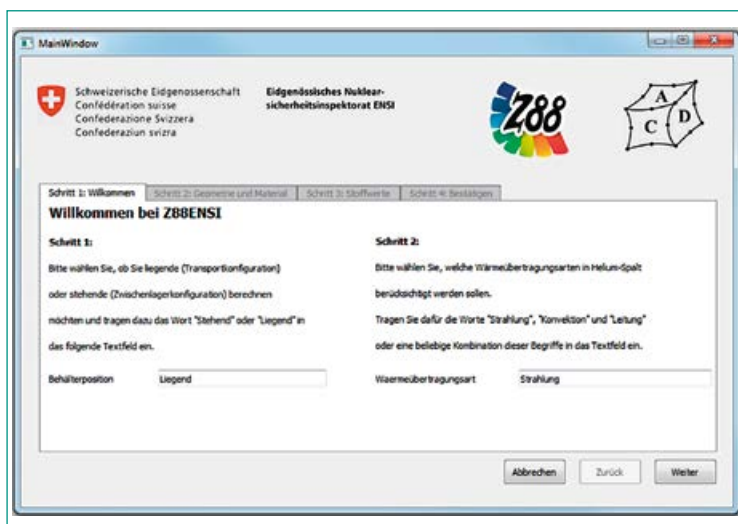


Figure 4: Exemplary view of the GUI of Z88ENSI V2

Thermal Gap Condition

The main innovation of Z88ENSI is the use of a TGC. This special and newly developed gap condition makes it possible to consider the effects of gas-filled gaps without meshing them. Doing this, several advantages are gained: both modelling and computational effort decrease and the same mesh can be used for thermal and thermo-mechanical simulations. Furthermore, all heat transfer mechanisms can be considered at the same time, which is usually not easily doable in Finite-Element-Analyses.

For the purpose of this research project, a special TGC for reclining casks was developed. Here, the special challenge was the varying gap width. Each

node pair at the gap had to be equipped with its own gap condition because of their different distance to each other.

In Z88ENSI V2, the user can decide, which heat transfer mechanism he wants to consider in a simulation. Using the specially made Z88ENSI-GUI, the user can choose between conduction, convection and radiation and a combination of them, whereas conduction is the basis for all transfer types. An exemplary view of the GUI of Z88ENSI V2 can be seen in Figure 4.

If only conduction is chosen, the equation for one-dimensional conduction in a truss is used as analytical gap condition for each node pair separately. Hereby, the temperatures of the node pair at the gap can be calculated using the conductivity of the fluid in the gap, the distance between the nodes and the heat flow over the gap as well as the gap surface.

If convection should be considered additionally, the Nusselt-number – as the dimensionless number for the existence of natural convection – can be calculated and multiplied with the former conductivity of the fluid in the gap. Doing this, a new value for the conductivity of the gap fluid is calculated and convection can be considered in a simplified way. The challenge here is to calculate the Nusselt-number itself. This can be achieved by using empirical equations from the literature. Therefore, it is necessary to know the temperature in the gap before the simulation starts. Because this is not possible, an iterative calculation has to be done. First, the problem is simulated with conduction as the only transfer mechanism in the gap. After this, a first value for the gap temperature is known, which can be used as initial value for the calculation of the Nusselt-number. After the Nusselt-number is known, convection can be considered depending on the actual gap width of one node pair. The same procedure is used for radiation, too. For radiation, a summand is added to the conductivity of the fluid in the gap, which means, that this value is increased once again. Here, the gap temperature needs be known for every node pair in order to use a simplified formula for the consideration of radiation, which can be achieved by increasing the value of the conductivity of the gas in the gap accordingly. So, an iterative process has to be used in this case, too.

A further challenge is the required calculation of view factors. View factors are defined as the proportion of a radiation heat flow emitted from surface A_1 , that hits surface A_2 (see Figure 5). For this

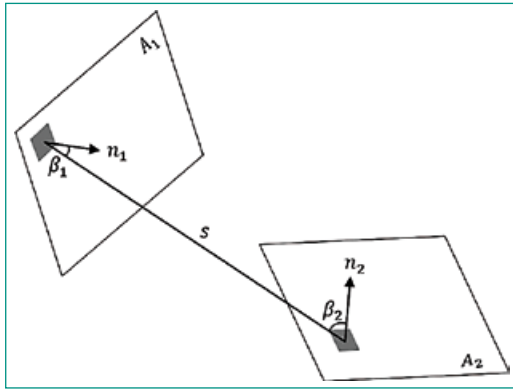


Figure 5: General calculation of the view factor between two random surfaces

reason, the view factor $F_{1 \rightarrow 2}$ between two random surfaces A_1 and A_2 with the Euclidean distance s can be calculated according to [6].

View factors have to be included for calculations, if only a part of the heat flow through radiation emitted by a surface can hit another surface. In such cases, they have to be calculated. This is done automatically by *Z88ENSI V2*.

Development of convection as a Finite-Element boundary condition

Within the frame of the project, one work package contains the development of a new thermal boundary condition in order to widen the simulation possibilities using *Z88ENSI*. Therefore, convection as a finite element boundary condition was developed and can now be used to consider the heat transfer from the cask to the ambient air more realistic. So, not only the gap within the cask can be simulated more accurate, but also for the outer surface of the cask more possible boundary conditions exist.

In order to use this boundary condition, two input values are to be defined by the user: the heat transfer coefficient and the ambient temperature. For an easy use, convection as a finite element boundary condition is included in the GUI of *Z88Aurora* [4]. Therefore, the GUI of *Z88Aurora* was adapted. Furthermore, the correct functioning of this boundary condition was validated both with comparative simulations using commercial FE-systems and with analytical calculations.

Verification

For verification purposes in case of the Thermal Gap Condition, a test bench was built, which represents a simplified and down-scaled cask model. It is the goal to measure the amount of heat, which

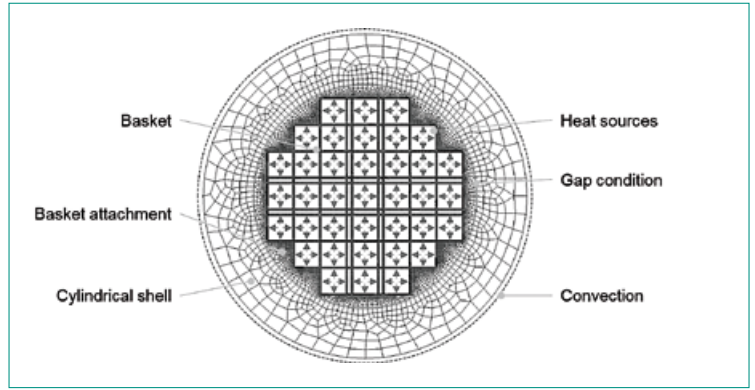


Figure 6: Finite-element model of the exemplary cask including component names and boundary conditions

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 Helium gap within the cask is measured. In comparison to real casks, the dimensions of the test bench are downsized significantly. 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.

Exemplary simulation with *Z88ENSI V2*

Using exemplary cask simulations, the influence of radiation on the total heat dissipation can be seen. Therefore, an exemplary cask model is used, as Figure 6 shows. It contains heat sources of about 31 kW in total, which are distributed over the several fuel element slots (see arrows in Figure 6). On the outer cask surface a convection boundary condition is applied using a heat transfer coefficient $\alpha=8 \text{ W/m}^2\text{K}$ and an ambient temperature $T_\infty=20 \text{ }^\circ\text{C}$ (see dashed line around the cask in Figure 6). In total, the exemplary cask consists of three components: basket (conductivity $\lambda_B=200 \text{ W/mK}$), basket attachment ($\lambda_{BA}=50 \text{ W/mK}$) and cylindrical shell ($\lambda_{CS}=8 \text{ W/mK}$). The lid system as well as the bottom plate are neglected within these analyses.

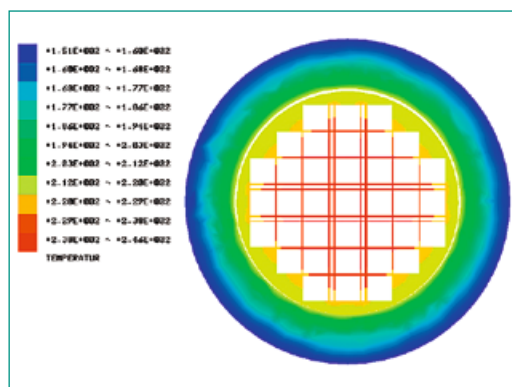


Figure 7: Exemplary temperature distribution within the cask in $^\circ\text{C}$

As it can be seen, the mesh is not yet manipulated and so, still an annular gap can be observed in Figure 6, as the mesh manipulation step happens right before the Finite-Element solver of *Z88ENSI* V2 starts. An exemplary temperature distribution can be seen in Figure 7.

Documentation

A detailed documentation about how to use *Z88ENSI* was prepared and will be handed over to ENSI.

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

The research software *Z88ENSI* V2 is planned to be handed over to ENSI and the project is officially finished at the end of the year 2018. The slight delays of single work packages (see annual research report 2017 [5]) were compensated. Using *Z88ENSI*, ENSI is able to perform independent simulations with arbitrary load situations of different cask types together with numerous boundary conditions. This way, reclining casks also can be thermally simulated by ENSI.

A publication about the overall project results is planned to be held on the international PATRAM conference in August 2019.

Publications

- *C. Dinkel, D. Billenstein, F. Rieg*: Thermische Analyse gasgefüllter Spalte in Brennelementbehältern mittels Strömungssimulationen, 16. Gemeinsames Kolloquium Konstruktionstechnik, Bayreuth, 2018.

References

- [1] *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.
- [2] *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.

- [3] *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.
- [4] *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.
- [5] *C. Dinkel, R. Hackenschmidt, F. Rieg*: ENSI Erfahrungs- und Forschungsjahresbericht 2017, Brugg, 2017.
- [6] *Verein Deutscher Ingenieure*: VDI-Wärmeatlas, 11. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg, 2013.

Mont Terri HM-B Experiment

Hydromechanical Coupling

Author und Co-author(s)	Hamdi Pooya, Rosiepen Max, Amann Florian
Institution	RWTH Aachen
Address	Lochnerstrasse 4–20
Phone, E-mail, Internet address	amann@lih.rwth-aachen.de
Duration of the Project	3 years

ABSTRACT

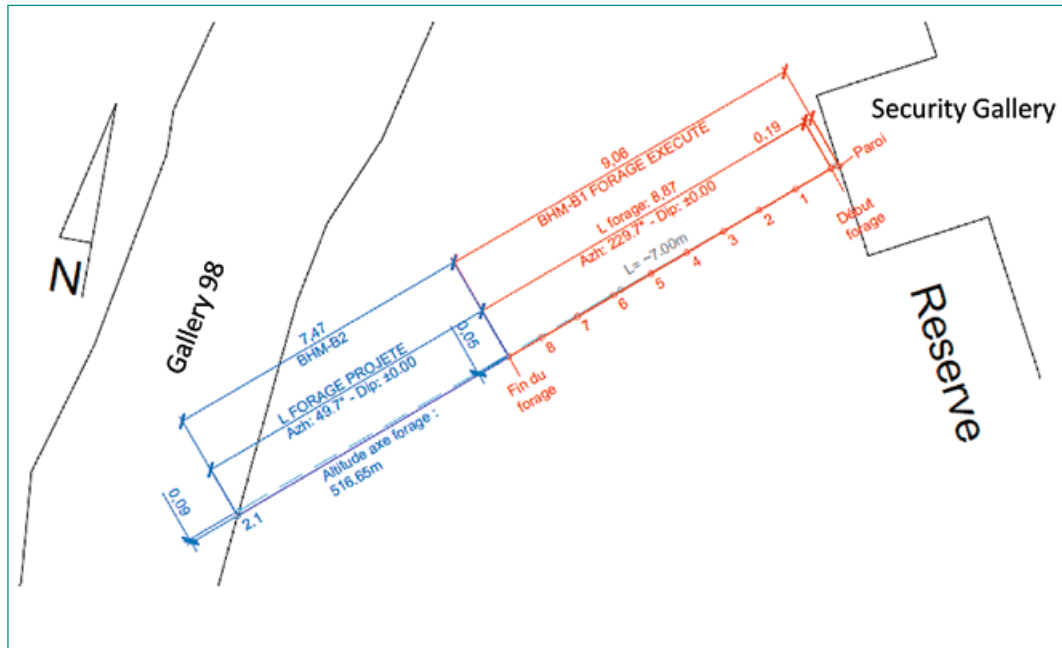
Field work associated with the HM-B Experiment was successfully finalized in 2017. The HM-B experiment aims to understand pore pressure effects related to undrained unloading of Opalinus Clay and subsequent time-dependent expansion. In 2016, a borehole completion with a packer system that allows measuring changes in fluid pressure and suction has been installed in a 56 mm borehole drilled from the Security Gallery toward Gallery 98. Prior to overcoring in 2017, the interval was saturated under ambient conditions for approximately one year. In 2017, the interval was artificially saturated for a duration of two months. After pressure equilibration, the borehole was overcored from Gallery 98 using a 350 mm diameter drill bit. The pressure sensor and suction probe could be successfully overcored.

The analysis of the data shows a slight interval pressure increase when the core bit was approximately 1.3 m ahead of the suction probe location. When the core bit approached the suction probe location, the interval pressure increased significantly with further drilling progress. The maximum interval pore pressure was 1.5-times larger than the ambient pore pres-

sure. With further advance of the overcoring borehole, the interval pore pressures decreased significantly to atmospheric conditions. Overcoring was stopped when the drill bit passed the suction probe by 0.27 m, and the system was kept in place for one night. After drilling was stopped, the suction probe indicated a further, rapid, time-dependent pressure drop down to a value of -755 kPa followed by the dissipation of these negative pressure. After approximately 3.5 hours of pressure dissipation the suction probe indicated atmospheric pressure conditions.

The overcoring experiment was modelled using the three-dimensional finite element code RS3 in two consecutive steps: 1) Modelling of the total stress condition at the sensor location prior to overcoring (model 1) and 2) HM-coupled modelling of the stress drop associated with overcoring using a submodel (model 2). For the first model, linear elastic and ubiquitous-joint elasto-plastic constitutive models were used. The result of model 1 suggest that the total stress tensor at the sensor location prior to overcoring was almost unaffected by the construction of Gallery 98 and the Security Gallery. Model 2 calculations are ongoing.

Figure 1:
Location and geometry
of the pilot borehole
and overcoring
borehole



Project goals

Due to the low hydraulic conductivity of Opalinus Clay and the high tunnel advance rate, the response of the rock mass around the underground excavation is essentially undrained and pore pressures typically drop behind the advancing tunnel face as a consequence of unloading and dilatancy. Unloading induced pore pressure changes around underground excavations in low permeable rocks are essentially well understood and have been measured during several mine-by experiments at the Mont Terri Underground Research Laboratory. However, the pore pressure sensors used are unable to capture pore pressures below -1 atm (atmosphere). Further, the interval pore pressure in the monitoring boreholes was typically atmospheric after tunnel excavation suggesting that EDZ fractures connect the tunnel atmosphere to the sensor

location. In a few cases, where the sensor location was not connected to the tunnel atmosphere, pore pressures below the nearest atmosphere were observed (i.e., suction occurred; Amann et al. 2017). We hypothesize that volumetric expansion can lead to pore pressure below one atmosphere or even absolute negative pore pressure and pore water cavitation can occur. Consequently, effective stress conditions may arise, which enhance the strength of the rock in the short term but dissipate in the long term. The HM-B experiment addresses the time-dependent development of unloading induced pore pressure changes by completing an in-situ overcoring experiment. The expected outcome is of relevance for the short-term stability and strength of both tunnels and bore cores.

Work carried out and results obtained

Set-up of the field experiment

An in-situ overcoring experiment was carried out to quantify the effect of unloading on the effective stress in a rock core. A 9 m long and 56 mm diameter pilot borehole was drilled from the Security Gallery towards Gallery 98 in April 2016. The borehole is located in the shaly facies of Opalinus Clay (Figure 1). After reaching the end-depth of the pilot borehole, the bore-hole bottom was grinded and a special drill bit with the shape of the ceramic head of the suction probe was used to prepare the sensor installation (Figure 2). After drilling, the



Figure 2: Suction probe and special drill bit.

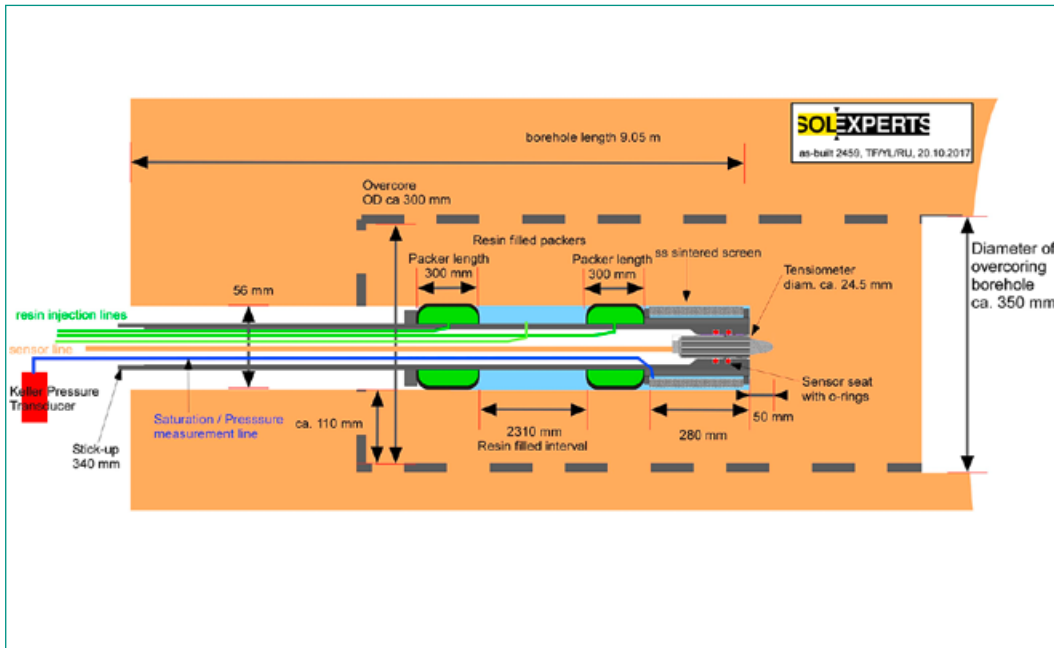


Figure 3:
Set-up of the
experiment.

borehole geometry (i.e. azimuth, dip, and length) was measured.

A resin-filled double-packer system was used to isolate an interval at the end of the borehole (Figure 3). Within this section, a pore pressure transmitter and a high-pressure suction probe (full range tensiometer) were installed. Sinter screen was used to minimize the volume of the open interval. The packer was installed in such a way as to guarantee complete tightness of the interval. Resin was used to inflate the packers to avoid core damage during the overcoring process. The borehole completion was left in the borehole for approximately one year with the goal to reach full saturation and equilibration. After one year, the interval was artificially saturated for approximately two months using a brine (Pearson water) and a pressure of six bar. Artificial saturation was finished in July 2017 and the pressure in the interval was monitored until equilibration.

Prior to overcoring with a 350 mm diameter drill bit from Gallery 98 in November 2017 (Figure 1), a high-speed data acquisition system was installed (sampling rate 1 Hz) and the drill rig was exactly aligned with the trajectory of the pilot borehole. The trajectory of the overcoring borehole was verified several times until a depth of approximately 1 m was reached. Drilling continued until a distance of 1.36 m from the ceramic head of the suction probe was reached. At this position, no pore pressure response was observed and the core was recovered. Subsequently drilling continued to a depth of 7.73 m (i.e. a depth where the suction probe is 0.27 m over-

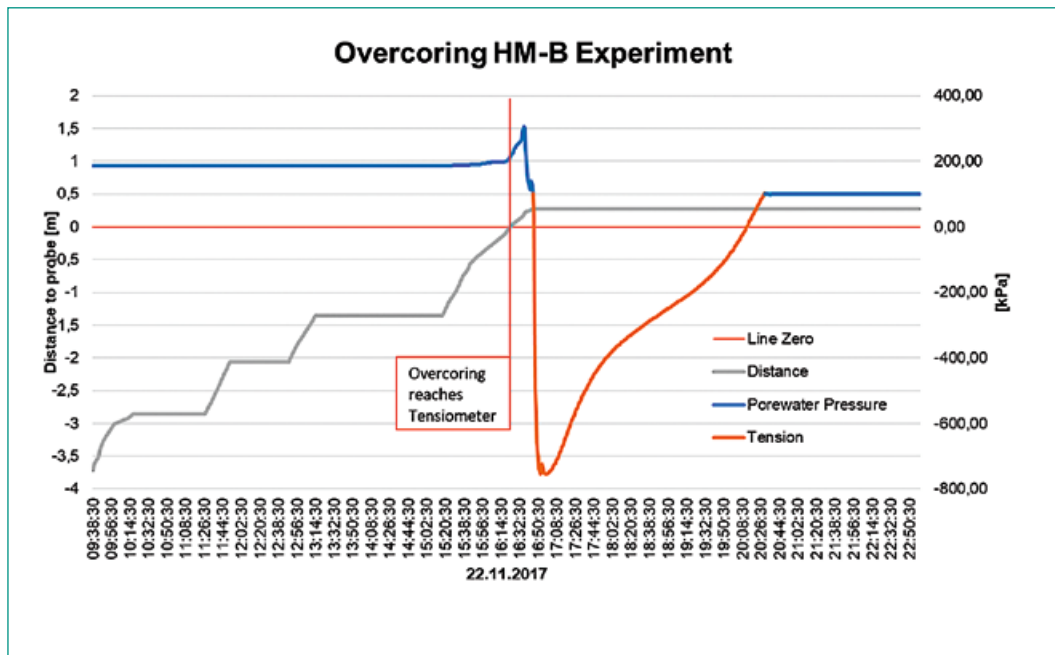
cored). Afterward, the core was left in the borehole for the duration of one night to monitor time-dependent pore pressure and suction changes associated with core relaxation.

Results of the field experiment

The pressure data monitored during the overcoring experiment are shown in Figure 4 together with the overcoring progress. Two pressure data are distinguished: 1) the interval pressure monitored with a pressure transmitter and 2) the pressure monitored with the suction probe. The suction probe cannot be used to measure pressure higher than 100 kPa (i.e. pressure higher than atmospheric pressure). Thus, for pressures above 100 kPa, the pressure transmitter data was utilized. For pressures below 100 kPa (i.e. suction or pressures below the nearest atmosphere), the suction probe was utilized.

The pressure signal shows a slight interval pressure increase when the core bit was approximately 1.3 m ahead of the suction probe location (i.e. 4 core bit diameters). When the core bit approached the suction probe location, the interval pressure increased significantly with further drilling progress. The maximum interval pore pressure was approximately 1.5-times larger than the ambient pore pressure. With further advance of the overcoring borehole, the interval pore pressures decreased significantly to atmospheric conditions. Overcoring was stopped when the drill bit passed the suction probe by 0.27 m, and the system was kept in place

Figure 4:
Pressure signals and overcoring progress during the overcoring experiment on the 22.11.2017.



for one night. After drilling was stopped, the suction probe indicated a further, rapid, time-dependent pressure drop down to a value of -755 kPa followed by the dissipation of these negative pressure. After approximately 3.5 hours of pressure dissipation, the suction probe indicated atmospheric pressure conditions.

Numerical modelling of the field experiment

The overcoring experiment was modelled using the three-dimensional finite element code RS3 (Rockscience, 2018) in two consecutive steps. The aim of the first modelling step was to estimate the total stress condition at the sensor location prior to overcoring (model 1). Specifically, the model aimed to estimate the effect of the formation of an excavation damaged zone (EDZ) around Gallery 98 and the Security Gallery on the magnitude and the orientation of the principal stress components. For the primary in-situ stress (prior to the excavation of Gallery 98 and the Security Gallery) the stress tensor suggested by Corkum and Martin (2007) was utilized. For model 1, a slightly simplified geometry was used. The model consists of the Security Gallery and Gallery 98 (Figure 5). It has a size of 100 m along each side with the sensor location in its centre. A linear elastic and a ubiquitous-joint elasto-plastic constitutive model were used. The elastic and elasto-plastic rock properties were taken from Amann et al., 2011 and 2012. Significant lower strength values were also considered to prove the robustness of the model results.

The aim of the second modelling step was to estimate the pore pressure drop associated with the overcoring induced unloading using a three-dimensional, fully HM-coupled sub-model (model 2; Figure 6). The stress tensor modelled in model 1 at the sensor location was used as the primary stress state. A transversal isotropic elastic constitutive be-

Figure 5:
Simplified geometry of model 1 consisting of the Security Gallery and Gallery 98 (Y-axis pointing towards NW)

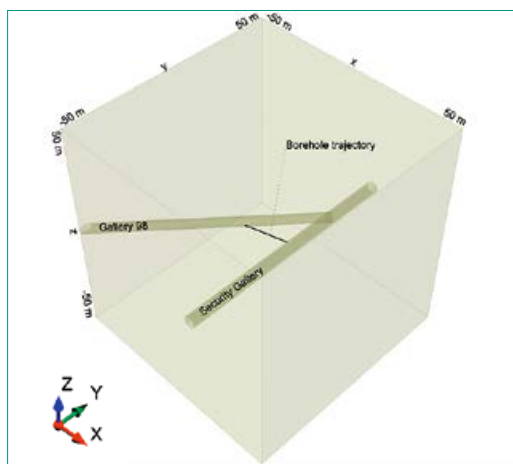
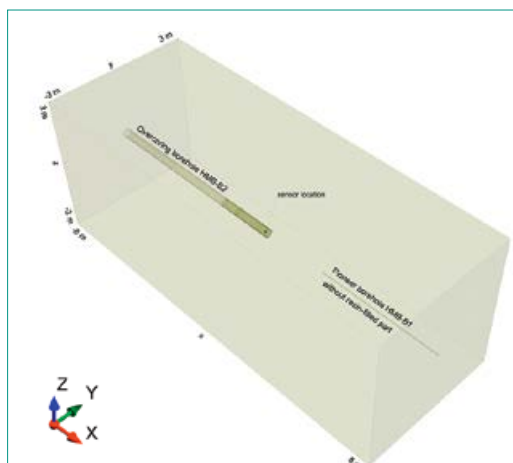


Figure 6:
Geometry of model 2 (orientated along the borehole trajectory). The sub-model shows the pilot borehole from the Security Gallery and the overcoring borehole from Gallery 98.



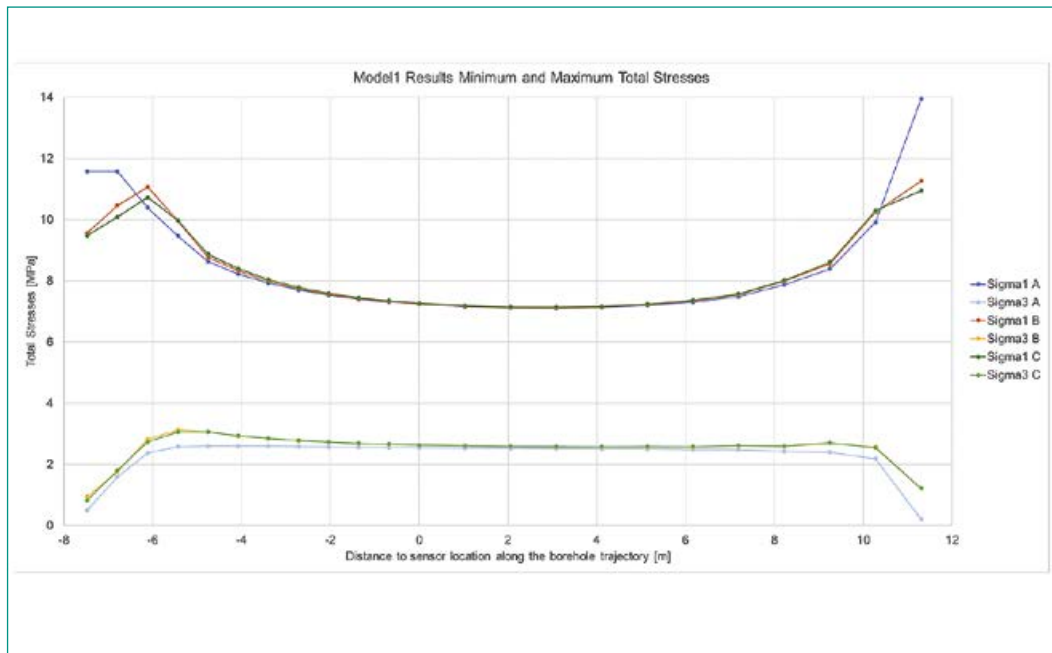


Figure 7: Minimum and maximum principal stress along the borehole trajectory. 3 cases: Case A: transversal isotropic elastic constitutive behaviour; Case B: ubiquitous joint elastoplastic constitutive behaviour; Case C: ubiquitous joint elastoplastic constitutive behaviour with reduced cohesion.

behaviour was assumed. It was also assumed that Terzaghi's effective stress law is valid.

The result of model 1 suggests that the total stress tensor at the sensor location prior to overcoring is almost unaffected by the construction of Gallery 98 and the Security Gallery. Figure 7 shows the minimum and maximum principal stress along a profile parallel to the borehole trajectory using different rock mechanical properties and constitutive assumption (3 cases). Gallery 98 is in the left of the profile. Although very low strength values were assumed in case C (cohesion reduced by factor 2), the stress state at the sensor location remains almost unaffected and thus the estimated stress tensor can be assumed as a robust primary stress state for model 2. Model 2 calculations are ongoing and will be finalized in the next couple of months.

National Cooperation

ENSI provides major funding of the HM-B experiment and cooperates with RWTH in the coordination of this research activity.

International Cooperation

The Chair of Engineering Geology and Hydrogeology at RWTH and ENSI internationally cooperate with 1) Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR); 2) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS).

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

The obtained data are of very good quality and all project goals have been achieved in 2018. In 2019 the data analysis, specifically the numerical analysis will continue.

Publications

- *Kristof Schuster, Florian Amann, Salina Yong, Paul Bossart, Peter Connolly (2018)*. High-resolution mini-seismic methods applied in the Mont-Terri rock laboratory. *Swiss Journal of Geosciences* 02/2017; 110(1), DOI:10.1007/s00015-016-0241-4
- *Florian Amann, Yves Le Gonidec, Montse Senis, Sophie Gschwind, Jérôme Wassermann, Christophe Nussbaum, Joel Sarout (2018)*. Analysis of acoustic emission events recorded during a mine-by experiment in an Underground Research Laboratory in clay shales. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences* 04/2018; 106., DOI:10.1016/j.ijrmmms.2018.04.021
- *Katrin M. Wild, Florian Amann*: Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 1: Pore pressure response and effective geomechanical properties under consideration of confinement and anisotropy. *Engineering Geology* 02/2018; 237., DOI:10.1016/j.enggeo.2018.02.012

- *Katrin M. Wild, Florian Amann*: Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 2: Influence of the stress path on the pore pressure response. *Engineering Geology* 02/2018; 237., DOI:10.1016/j.enggeo.2018.02.011

References

- [1] *Amann F, Button EA, Evans KF, Gischig VS, Blümel M*. Experimental study of the brittle behavior of clay shale in rapid unconfined compression. *Rock Mech Rock Eng* 2011; 44(4):415–430
- [2] *Amann, F., Katrin M. Wild, Simon Loew, Salina Yong, Reto Thoeny, Erik Frank* (2017). Geomechanical behaviour of Opalinus Clay at multiple scales: results from Mont Terri rock laboratory (Switzerland). *Swiss J Geosci*, DOI 10.1007/s00015-016-0245-0
- [3] *Amann F, Kaiser PK, Button EA*. Experimental study of the brittle behavior of clay shale in rapid triaxial compression. *Rock Mech Rock Eng* 2012;45(1):21–33
- [4] *Corkum AG, Martin CD*. Modelling a mine-by test at the Mont Terri rock laboratory, Switzerland. *Int J Rock Mech Min Sci* 2007;44:846–859
- [5] RS3 version 2.0 Rocscience 3D Finite Element Analysis for Rock and Soils, 2018

Mont Terri FS-Experiment (SED activities)

Author und Co-author(s)
Institution
Address
Phone, E-mail, Internet address

Antonio P. Rinaldi, Luca Urpi
Swiss Seismological Service, ETH Zurich
Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zurich
(+41) 44 63 2 7353
antoniopio.rinaldi@sed.ethz.ch,
www.seismo.ethz.ch
September 2016–December 2019

ABSTRACT

The Fault-Slip (FS) experiment is an experimental investigation carried out in Mont Terri to understand the conditions under which the reactivation of a geological feature is possible. It provided a unique dataset, whose analysis and modeling of it will help to develop a fundamental understanding of the key mechanical

processes influencing the seismic and aseismic reactivation, as well as the healing of faults together with evolution of their multiphase flow and transport properties. The project main goal is to use forward modeling techniques to analyze data resulting from the FS experiment, by using the *OpenGeoSys* coupled fluid flow and geomechanical numerical models.

Project goals

The Fault-Slip (FS) experiment in Mont Terri was carried out to understand the conditions under which a reactivation of a geological feature (i.e. fault damage zone and/or fault core) is possible. As a result of the reactivation, the characteristics (e.g. hydromechanical properties) of such a feature are thereby altered. The analysis and modeling of such dataset will help to develop a fundamental understanding of the key mechanical processes influencing the seismic and aseismic reactivation and healing of faults, together with evolution of their multiphase flow and transport properties.

The current project focuses on reproducing the observed data in a quantitative way with a numerical simulation to clarify which physical processes are in process during fault slip. This is of the utmost importance and it can only be fully captured by the numerical model of mechanisms that need to be parameterized (for example: rheological rupture behavior, healing processes, micro scale rock-fluid interactions). This will eventually provide a reference for future approaches to predict the behavior of a deep repository and its interaction with faults and fractures located in its surroundings. In the future, a synthetic scenario of a deep storage repository could be build based on the results of the current project, aiming at assessing the influence of pressure and temperature distribution on the reactivation of structures and the related permeability changes.

In the framework of the current project, *OpenGeoSys* numerical code [4] will be modified to account for dependence of hydromechanical properties of the rock on elastic and/or plastic properties, as well as processes such hydroshearing and/or hydrofracturing [1,2,3]. With this approach, the main goal of the project is to provide support for (1) reproducing the experimental data measured during the fault slip experiment, and (2) estimating the hydromechanical properties of the fault zone and their change with fault reactivation. These simulations will be a basis for the Task B in DECOVALEX-2019. The chosen numerical code was successfully used in previous ENSI activities investigating a number of coupled Thermo-Hydro-Mechanical (THM) processes [5,6]. The *OpenGeoSys* code is a scientific open source initiative, developed to numerically solve coupled processes in porous and fractured media via the finite element numerical method. It has been used in a variety of cases, to investigate the rock mass deformation and the potential for

fault reactivation associated with geologic carbon sequestration, as well as the pressure-permeability variation happening in enhanced geothermal system. *OpenGeoSys* models can include single and multiple intersecting fractures for hydraulic and thermal transport problem [7], where a pressure-permeability dependency can be explicitly included.

Work carried out and results obtained

The finite element method-based simulator is used to solve the flow of a fluid in a deforming porous media. The partial differential equations system with defined initial and boundary values is solved to determine the unknown variables pressure p and solid displacement (u_x, u_y, u_z). Details for the Galerkin formulation applied here can be found in [8].

Given the initial and boundary conditions (that may vary in time), approximated solution of the problem is obtained by applying the Galerkin FEM for spatial discretization with linear interpolation functions and the first-order finite difference schemes for temporal discretization [9], with the parallel OpenMP implementation performed with the help of the package PARDISO [10].

The rock mass hosting the fault/failure zone is prescribed to behave elastically under the external forcing generated by the THM processes (i.e. fluid injection and the associated poroelastic deformation), while the failure zone shows elastic behavior only until Mohr-Coulomb plasticity criterion is met. The rupture is then accommodated in the model with the relevant failure criteria, to determine slip distance and rupture size. Stressing of a fault due to fluid injection and porosity/permeability change with pressure can be reproduced [11]. Permeability can evolve as a result of elastic opening of the fracture and/or due to the plastic deformation of the fracture, considering dilation, or as a two-stage process, where a previously sealed pathway is opened by plastic deformation and can therefore open elastically after the rupture [12]. Permeability is assumed to be the square of the equivalent fracture aperture b , which in turn is composed of 4 terms: $b=b_i+b_{el}+b_{pl}+b_{dil}$, where b_i represents the initial opening, b_{el} the opening due to elastic opening of the fracture, b_{pl} the sudden opening associated with plastic rupture and b_{dil} the hydraulic opening due to the dilatant behavior of the fracture (normal opening proportional to

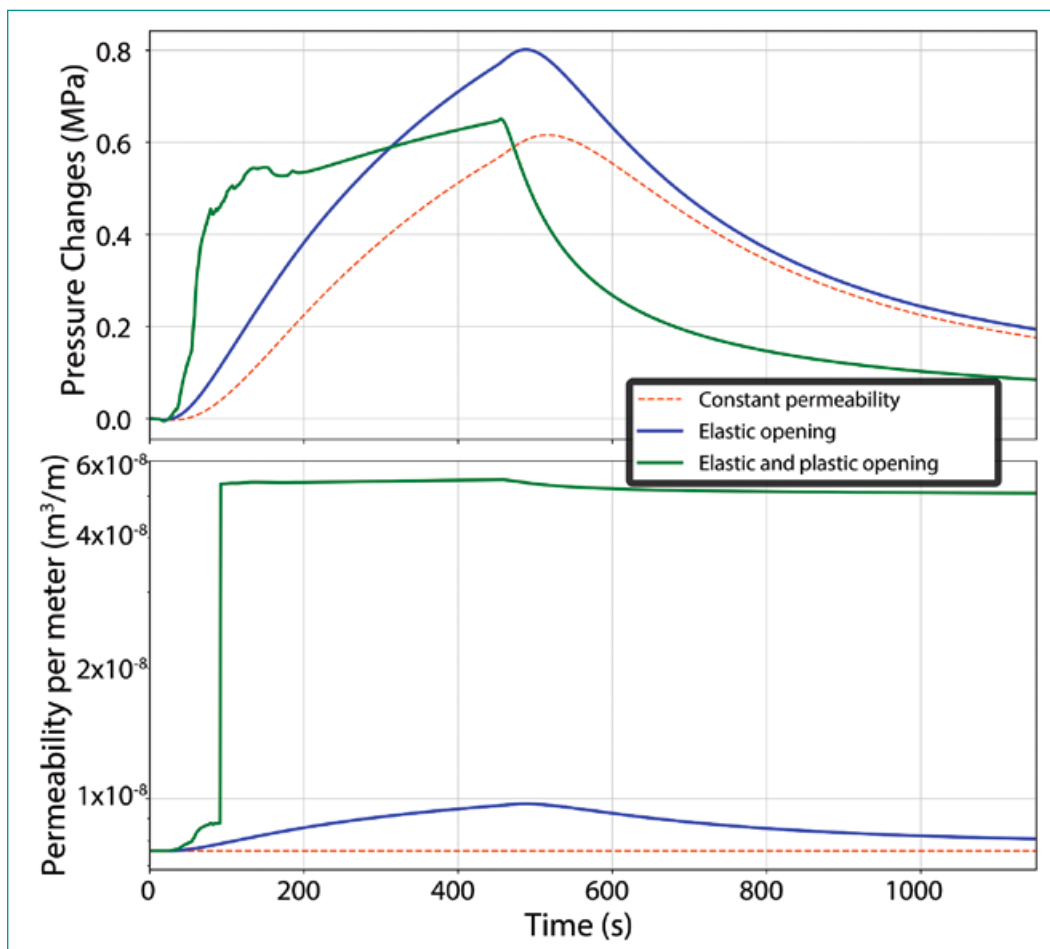


Figure 1
Injection at a constant rate for 500 seconds and evolution of pressure and permeability for three cases: constant permeability, permeability depending elastically on fracture opening only, permeability depending on elastic and plastic (shear, according to Mohr Coulomb criteria) opening. The pressure change due to plastic opening shows small irregular perturbations due to the deformation imposed by plastic deformation occurring in elements near the monitoring point.

shear slippage). Fracture permeability is then calculated as $k=b^2/12$.

The source code of the finite element code *Open-GeoSys* has been modified to include such permeability terms depending on pressure, effective stresses and on plastic strains. The goal of this modifications is to characterize the fluid flow in the fault in agreement with the so-called cubic law, where the hydraulic transmissivity of a fracture with a certain hydraulic opening b is proportional to the cube of the hydraulic opening. Therefore, in our approach the permeability will need to scale with the size of the element. In the current stage of development of the numerical tool, the thickness of the element is an explicit input defined in the hydraulic properties of the model.

An example of the importance of plasticity is visible in Figure 1: pore pressure evolution and permeability for different processes are shown for fluid injection into a critically stressed fault embedded in an impermeable medium [13].

Additionally, the evaluation of specific storage evolution with fracture opening is being tested. The storage of the element must be scaled to correctly represent the fracture element, in a similar way to the calculation performed for the relationship with permeability and transmissivity. The numerical results are being tested against analytical solution when available and will be benchmarked against numerical results obtained by different codes from groups taking part in the DECOVALEX19 initiative, with a series of tests called BMT.

The numerical results are in agreement with the expected behavior: an inflation of the injection chamber and an opening of the fault due to the injection, as well as a permanent dislocation of the anchors point due to shear slip on the fault. Additionally, the effect of fracture storage capabilities and permeability change on pressure evolution at the monitoring locations away from the injection point are correctly captured, with delayed pressure increase if storage increases, associated with a

large increase in flow rate when permeability depends on pressure and effective stress.

The results compare quantitatively well with the results of the other groups.

National Cooperation

The findings of the numerical modeling are also used to further constrain the potential for induced seismicity during disposal of nuclear waste in the underground (Subproject 3 – Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen).

International Cooperation

The FS experiment composes the Task B of the DECOVALEX 2019 initiative. Therein a comparison and validation of different numerical approaches for the reproduction of the FS experiment is aimed. The project represents core support for the ENSI team involved in the DECOVALEX-2019 initiative. International cooperation is a strong component of such initiative, which includes institutes from all over the world. Among the institution participating, beneficial discussion and methodology comparisons has been held with BGR (Germany), CNSC (Canada) and LBNL (USA).

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

During the last year, representation of fault material with finite element thickness has been investigated and described, to give a correct representation of the process happening in the field and to be able to distinguish between the influence of different parameters on the system behavior.

The goal of 2019 is to progress with the validation of the numerical approach by comparison with real measurements. At the same time, the numerical approach can give insights into in-situ conditions of the experiment site. The current model approach for fault reactivation accounts for a strain softening Mohr-Coulomb model slip weakening fault behavior and sudden seismic slip event can be simulated in a quasi-static model [2]. Extension to fully dynamic model in which the slip will generate seismic wave is possible [14].

The indirect dependency of transport properties (i.e. permeability) on pressure change, conveyed

by the plastic behavior of the fault zone material will be further investigated. Possibly, this will be performed including healing mechanisms that have been observed in the FS experiment, to investigate into the longer period of the repository operational life. With the proposed approach, hydro-mechanical Interactions between a discrete number of faults and fractures can also be computed, when a realistic distribution is provided. A numerical representation of a system of interacting fractures and faults derived from Mont Terri data will be considered and analyzed. The modified version of the code *OpenGeosys* will be submitted to the development team, to include the improvements in the official release.

Publications

- *Uрпи, L., Graupner, B., Rinaldi, A. P.*: Fault reactivation modelling with FE method-based simulator *OpenGeoSys*. 1st CouFrac Conference proceedings, 2018.

References

- [1] *Rinaldi, A. P., Vilarrasa, V., Rutqvist, J., Cappa, F., (2015)*. Fault reactivation during CO₂ sequestration: effects of well orientation on seismicity and leakage, *Greenh. Gas. Sci. Tech.* 5, 645–656.
- [2] *Rinaldi, A. P., Rutqvist, J., Sonnenthal, E., Cladouhos, T. T., (2015)*. Coupled THM modeling of hydroshearing stimulation in tight fractured volcanic rock, *Transp. Porous Med.*, 108, 131–150.
- [3] *Rutqvist, J., Rinaldi, A. P., Cappa, F., Moridis, G. J., (2015)*. Modeling of Fault Activation and Seismicity by Injection Directly into a Fault Zone associated with Hydraulic Fracturing of Shale-gas Reservoirs, *J. Petrol. Sci. Eng.*, 127, 377–386.
- [4] *Kolditz, O., Bauer, S., Bilke, L., Böttcher, N., Delfs, J. O., Fischer, T., Görke, U. J., Kalbacher, T., Kosakowski, G., McDermott, C. I., Park, C. H., Radu, F., Rink, K., Shao, H., Shao, H. B., Sun, F., Sun, Y. Y., Singh, A. K., Taron, J., Walther, M., Wang, W., Watanabe, N., Wu, Y., Xie, M., Xu, W., Zehner, B. (2012)*. *OpenGeoSys: an open-source initiative for numerical simulation of thermo-hydro-me-*

- chanical/chemical (THM/C) processes in porous media, *Environ. Earth Sci.* 67, 589–599
- [5] *Graupner, B. J., Shao, H., Wang, X. R., Nguyen, T. S., Li, Z., Rutqvist, J., Chen, F., Birkholzer, J., Wang, W., Kolditz, O. (2018).* Comparative modelling of the coupled thermal-hydrological-mechanical (THM) processes in a heated bentonite pellet column with hydration. *Environ Earth Sci.* 77, 84.
- [6] *Garitte, B., Nguyen, T. S., Barnichon, J. D. et al (2017).* Modelling the Mont Terri HE-D experiment for the Thermal–Hydraulic–Mechanical response of a bedded argillaceous formation to heating, *Environ. Earth Sci.* 76: 345.
- [7] *Blöcher G., Cacace M., Lewerenz B., Zimmermann G., (2010).* Three dimensional modelling of fractured and faulted reservoirs: Framework and implementation, *Chemie der Erde – Geochemistry* 70, 145–153.
- [8] *Korsawe J, Starke G, Wang W, Kolditz O., (2006).* Finite element analysis of poro-elastic consolidation in porous media: Standard and mixed approaches. *Computer Methods in Applied Mechanics and Engineering* 195, 1096–1115.
- [9] *Wang W, Kolditz O., (2007).* Object-oriented finite element analysis of thermo-hydro-mechanical (THM) problems in porous media. *International Journal for Numerical Methods in Engineering* 69, 162–201.
- [10] *Padua D.* Encyclopedia of Parallel Computing. 1st ed. Boston, MA: Springer; 2011.
- [11] *Magri, F., Tillner, E., Wang, W., Watanabe, N., Zimmermann, G., Kempka, T., (2013).* 3D hydro-mechanical scenario analysis to evaluate changes of the recent stress field as a result of geological CO₂ storage. *Energy Procedia* 40, 375–383.
- [12] *Urpi, L., Graupner, B., Rinaldi, A. P., (2018).* Fault reactivation modelling with FE method-based simulator OpenGeoSys, 1st CouFrac Conference proceedings.
- [13] *Urpi, L., Rinaldi, A. P., Rutqvist, J., Cappa, F., Spiers, C. J., (2016).* Dynamic simulation of CO₂-injection-induced fault rupture with sliprate dependent friction coefficient, *Geomech. Energy Environ.*, 7, 47–65.
- [14] *Rinaldi, A. P., Rutqvist, J., (2019).* Joint opening or aseismic hydroshearing? analyzing a fracture zone stimulation at Fenton Hill, *Geothermics* 77, 83–98.

Mont Terri SE-P Project: Self-sealing in old excavation damaged zones at the Mont Terri URL

Author und Co-author(s)	Molly Williams, Martin Ziegler, and Simon Loew
Institution	ETH Zurich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zurich
Phone, E-mail, Internet address	+41 (44) 633 27 37; molly.williams@erdw.ethz.ch
Duration of the Project	4 years

ABSTRACT

Over the past year, our work has focused on characterizing Excavation Damaged Zones (EDZs) at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (MT URL) that are about 10 and 20 years old. We have chosen two locations at the MT URL, gallery 98 and gallery 08, to study the in-situ self-sealing processes of Opalinus Clay shale (OPA).

In order to characterize the EDZ at the tunnel-scale, we performed refraction seismic experiments along seven longitudinal profiles at the gallery sidewalls in both locations. Four of the seismic profiles, located in gallery 08, had previously been tested directly after excavation. Along two profiles, one in gallery 08 and one in gallery 98, we have drilled, cored, and logged ten horizontal boreholes with lengths ranging between about 4.5 and 6.0 m. Borehole and drill core analyses included direct cross-hole seismic surveys, electrical resistivity tomography (ERT), interval velocity measurements (IVM), optical televiewer (OPTV) imaging, drill core mapping, and x-ray fluorescence (XRF) split-core scanning. This report focuses on the seismic refraction and core structural investigations in gallery 08.

The seismic refraction results show increases and decreases in the primary (compressional) wave velocities (v_p) of ± 0 –1.9 km/s over 10 years with the most dramatic changes in v_p within the first 3–4 m radial distance from the tunnel sidewall. Areas of v_p increase are more prevalent overall and may indicate self-sealing. However, localized areas of decreased v_p also occur. All profiles show a majority increase in v_p , with the exception of one profile in the direction normal to bedding where velocity decreases dominate.

OPTV data analysis revealed SE and S–SW dipping tectonic faults, a set of EDZ fractures which are bedding-perpendicular extensile fractures, and one potential shearing-induced EDZ fracture about 40° oblique to bedding. EDZ depths and fracture frequency inferred from OPTV and borehole data vary along gallery 08, in contrast to seismic refraction data which indicated EDZ depths of little lateral variation. While the refraction data suggest partial recovery of seismic properties and potential self-sealing, structural analysis identified EDZ fractures in both galleries. Future laboratory tests will target specific self-sealing processes that might have occurred at fracture surfaces.

Project goals

The SE-P project aims at characterizing changes in Excavation Damage Zones (EDZs) over 10–20 year time scales at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (MT URL), identifying the underlying in-situ processes of self-sealing, and investigating the rock and rock mass properties that have influenced the self-sealing potential in Opalinus Clay shale (OPA). EDZs form because of excavation-induced changes of the state of the rock mass in the near-field of an underground excavation (e.g., rock stress, pore pressure, saturation), and their extent and properties depend on the selected excavation and support methods, and the strength and stress state of the rock mass (e.g., Lanyon, 2011; Perras et al., 2010; Bossart et al., 2002). For the deep storage of nuclear waste, EDZs can cause considerable increases in the permeability of the rock mass and may result in the development of preferential pathways for radionuclide transport, which would be critical after corrosion of nuclear waste containers. Self-sealing in clay rocks such as the OPA can help to improve and at best convert a damaged rock mass back to its pre-excavation state through the closing of both macroscopic and microscopic damages (e.g., fractures, microcracks) induced by excavation (Bock et al., 2010). Thus, the understanding of self-sealing mechanisms and the properties that influence the potential of a fractured rock to self-seal are critical in the assessment of the long-term underground nuclear waste repository integrity and safety. Our research addresses three broad questions:

1. How do EDZs evolve over 10–20 years?
2. How do variations in rock and rock mass properties – on large (>20 m) and small (μm –nm) scales – impact self-sealing capability in EDZs?
3. What self-sealing processes and mechanisms are most important in the long-term evolution of EDZs?

We have selected two study sites at the MT URL for our experiments (Figure 1). The sites, gallery 98 and gallery 08, were excavated in 1998 and 2008, respectively. Excavations were completed in the OPA shaly facies in the direction perpendicular to bedding strike using road headers. Support measures in both galleries are mostly similar with primary tunnel supports of shotcrete and wire mesh. However, in gallery 08 additional rock bolts were installed in a few locations throughout the gallery and steel arches were installed close (within 1 m) to the main fault (Burrus et al., 2010).



Figure 1: Location of the SE-P project experiment sites, gallery 08 and gallery 98. The two galleries are aligned normal to bedding strike, but have different sizes and ages (about 10 vs. 20 years). The Mont Terri URL layout figure was modified after Kaufhold et al. (2016).

The shotcrete in gallery 98 was reinforced with steel fibers.

During 2018, our investigations have mostly focused on our first research question through tunnel-scale (25–35 m) and borehole-scale (4.5–6 m) experiments. Future laboratory studies will allow us to address which specific processes have driven the identified changes in the studied rock masses over the past 10 and 20 years since excavation. In this report, we present first results for gallery 08 and the identified changes in the EDZ since excavation in 2008.

Work carried out and results obtained

Investigations at the tunnel-scale

We completed the collection and processing of seven seismic refraction profiles along galleries 98 and 08, which cross tectonic faults and fault zones at each site (Figure 2). In gallery 08, the seismic profiles had already been tested in 2008 directly after tunnel excavation, allowing us to quantify changes in p-wave velocities (v_p) over a 10-year period. To assess the influence of the 0.1–0.3 m thick shotcrete on seismic results in both galleries, we drilled short plugs out of the shotcrete to place the seismic sources and receivers directly into the rock formation (Williams et al., 2018). We conducted these tests at profiles 1 and 2 in gallery 08 and along profiles 5 and 6 in gallery 98. An electrical resistivity tomography (ERT) survey was performed in the plug profiles drilled at profiles 1, 2, and 5 to complement the seismic refraction study. In addition, two resistivity profiles, one radial and one along the lower east gallery sidewall in gallery 98, which were first tested in 1999 and 2000 (Mar-

tin and Lanyon, 2004 and references cited therein), were repeated.

Seismic refraction data were processed using a 2D travel time tomography code valid for a tilted transversely isotropic media (Zhou and Greenhalgh, 2008). The inversion code takes anisotropy, i.e., v_p parallel and normal to bedding, into consideration and outputs a seismic profile consisting of v_p values for both orientations. The model dimensions vary from 25–32 m along the tunnel wall (x-axis) and are set to a constant depth of 6 m (y-axis) into the rock mass, though the data for some profiles converged before reaching this depth. Each inversion cell is 1.0 m (x-axis) by 0.5 m (y-axis). The initial velocity model starts at 0.82 km/s with a depth gradient of 0.37 km/s per meter in the bedding-parallel orientation and 0.59 km/s with a depth gradient of 0.27 km/s per meter in the bedding-normal orientation. Our picking accuracy, defined as the standard error, δ , for individual shots is about ± 0.16 km/s. To determine this value, we picked first-arrivals for five receiver-gathers along our seismic profiles ten times and then calculated the differences in apparent velocities for each gather. The average and standard deviation of all the apparent velocity differences gives our picking accuracy. To determine how this affects our tomographic results, we then re-picked several full lines and re-processed them. Error analysis on the v_p values determined from these re-picks showed that picking accuracy has a

greater effect on our results normal to bedding ($\delta = \pm 0.19$ km/s) than parallel to bedding ($\delta = \pm 0.06$ km/s). In order that v_p changes (Δv_p) between 2008 and 2018 can be assessed in gallery 08, all refraction seismic data recorded in 2008 were corrected and reanalyzed. Note that the inversion of data for profile 4 failed to achieve a valid result and has been left out of this analysis.

P-wave velocities for intact OPA range from 2.2–3.0 km/s with an average of 2.6 km/s normal to bedding and 2.5–3.6 km/s with an average of 3.0 km/s parallel to bedding (Bossart and Thury, 2008; Bock, 2001, 2009). Areas where v_p is significantly reduced from its undisturbed, intact value are usually associated with damage or loosening (i.e., fracturing) of the rock mass and are assumed to indicate EDZ extent and depth (Schuster et al., 2017; Thöny, 2014; Schuster and Alheid, 2002). For this study we take v_p values less than 2.2 km/s normal to bedding and 2.5 km/s parallel to bedding (i.e., lower bounds of v_p for intact OPA at the MT URL) to indicate the minimum EDZ extent (radial distance from the tunnel wall into the rock mass; d_{min}) and values between 2.2 and 2.6 km/s normal to bedding and 2.5 to 3.0 km/s parallel to bedding (i.e., the lower bound and the average value for intact OPA at the MT URL) to indicate maximum EDZ extent (d_{max} ; Table 1). Values greater than 2.6 km/s and 3.0 km/s for v_p normal and parallel to bedding, respectively, were not recorded in our seismic profiles, though they are reported in the

Normal to bedding			
Profile	Year	d_{min} [m] $v_p < 2.2$ km/s	d_{max} [m] 2.2 km/s $< v_p < 2.6$ km/s
1	2008	3.0	6.0
2	2008	3.0	5.5
3	2008	2.5	Beyond model depth (4.0 m)
4	2008	n.a.	n.a.
1	2018	2.5	6.0
2	2018	2.5	5.5
3	2018	2.5	Beyond model depth (5.0 m)
4	2018	2.5	Beyond model depth (5.5 m)
Parallel to bedding			
Profile	Year	d_{min} [m] $v_p < 2.5$ km/s	d_{max} [m] 2.5 km/s $< v_p < 3.0$ km/s
1	2008	3.5	4.5
2	2008	3.5	4.0
3	2008	4.0	Beyond model depth (4.0 m)
4	2008	n.a.	n.a.
1	2018	3.0	4.5
2	2018	2.5	4.5
3	2018	3.5	4.5
4	2018	3.5	4.5

Table 1: Comparison of p-wave velocity (v_p) values and the depths at which these values are observed (d_{min} , d_{max}) in $\geq 80\%$ of inversion cells for the seismic profiles in gallery 08. The lowest v_p values for each orientation reflect velocities less than the lowest measured v_p for intact OPA and represent the minimum EDZ depth (d_{min}). Maximum EDZ depth (d_{max}) is defined as the depth at which v_p values reach the average measured intact velocity from literature.

Figure 2:

Location of seven tested seismic profiles (blue) at galleries 08 and 98, together with tectonic faults (red) and extensional EDZ fractures (grey). The location of drilled boreholes along profiles 1 and 7 are plotted. Gallery structure maps were provided by courtesy of the MT URL. The first seismic shot for each profile (see Figure 3) is located at the northern end.

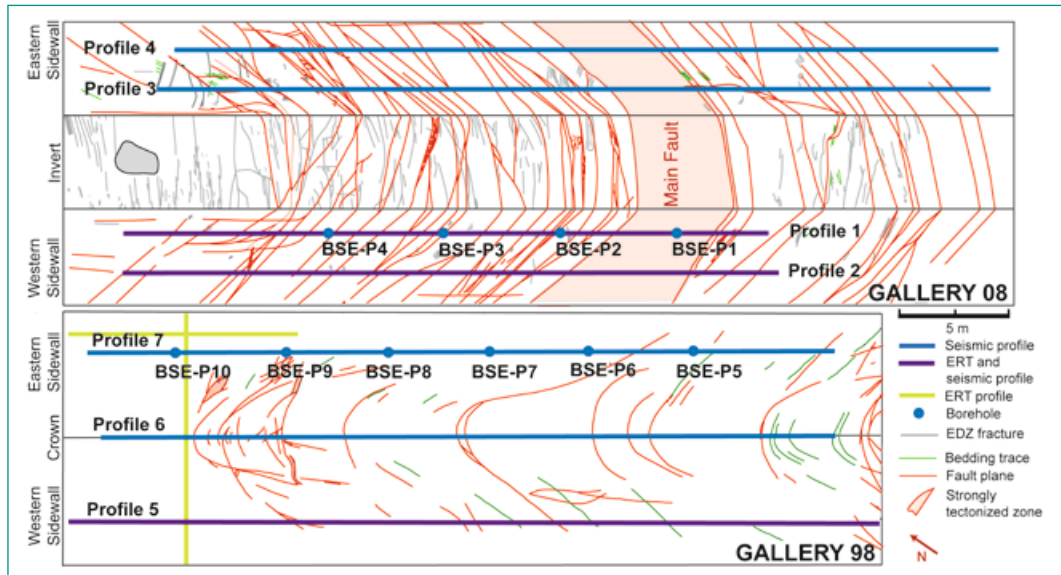


Table 2: Mean and range of values for velocity increases (+ Δv_p) and decreases ($-\Delta v_p$), and the average of all Δv_p values are given for each profile and orientation (cf., Figure 3). The area where v_p decreased or increased is evaluated as a percentage of the total area which experienced changes in v_p . All values, except those in the last column, are evaluated only with the data points outside of our error margin ($\delta = \pm 0.08$ km/s parallel to bedding; $\delta = \pm 0.27$ km/s normal to bedding).

Normal to bedding							
Profile	Mean $+\Delta v_p$ [km/s]	Range of $+\Delta v_p$ [km/s]	Area of $+\Delta v_p$ (%)	Mean $-\Delta v_p$ [km/s]	Range of $-\Delta v_p$ decrease [km/s]	Area of $-\Delta v_p$ (%)	Mean Δv_p [km/s]
1	0.44	0.27–1.22	65	-0.39	-0.27– -0.56	35	0.15
2	0.41	0.27–0.82	72	-0.45	-0.27– -0.86	28	0.17
3	0.47	0.29–0.94	22	-0.58	-0.28– -1.89	78	-0.31
Parallel to bedding							
Profile	Mean $+\Delta v_p$ [km/s]	Range of $+\Delta v_p$ [km/s]	Area of $+\Delta v_p$ (%)	Mean $-\Delta v_p$ [km/s]	Range of $-\Delta v_p$ decrease [km/s]	Area of $-\Delta v_p$ (%)	Mean Δv_p [km/s]
1	0.36	0.09–1.38	69	-0.34	-0.08– -1.33	31	0.16
2	0.33	0.10–0.96	61	-0.24	-0.08– -0.58	39	0.11
3	0.46	0.09–1.76	65	-0.28	-0.08– -0.82	35	0.19

literature. Changes in d_{min} are a more robust measurement of EDZ changes since d_{max} is defined within a range of velocities that can indicate either damaged or intact OPA.

Seismic tomography results of 2008 and 2018 showed increasing absolute velocities parallel and normal to bedding with increasing radial distance from the tunnel walls along all profiles. In addition, the lateral variability in EDZ depth, as determined by the absolute seismic velocities, was little (<1 m) and only small local fluctuations occurred (not shown). The seismic velocity profiles of 2008 and 2018 at the sidewalls of gallery 08 suggest that d_{min} reduced by up to 1.0 m in the bedding-parallel direction and up to 0.5 m in the bedding-normal direction (Table 1). All profiles showed reduction in d_{min} from 2008 to 2018, except in the perpendicular direction of profile 3, where this value remained the same. d_{max} values from 2008 to 2018 are largely similar for both the bedding normal and bedding parallel orientations, though conclusions

are difficult to draw as d_{max} was beyond model depth for many profiles and is not a robust measurement of EDZ change. In general, d_{max} was larger (5.5–6.0 m) normal to bedding than parallel to bedding (4.0–4.5 m) in both years.

When we neglect cells with Δv_p values within the standard error ($\delta = \pm 0.08$ km/s parallel to bedding; $\delta = \pm 0.27$ km/s normal to bedding), the majority of the investigated rock volume along profiles 1 and 2 (61–72 %) shows v_p increases from 2008 to 2018, and less, though important (28–39 %), localized rock mass volumes with v_p decreases (Figure 3). Generally, v_p changes took place in the first 4.0 m of radial distance. The average magnitudes of negative and positive v_p changes are about similar (Table 2). P-wave velocity increases are in agreement with reductions in d_{min} determined through our evaluation of velocity trends with depth. Most areas with decreases in v_p larger than our standard error occur at shallow depths (0–3 m) and at the southern ends of the profiles,

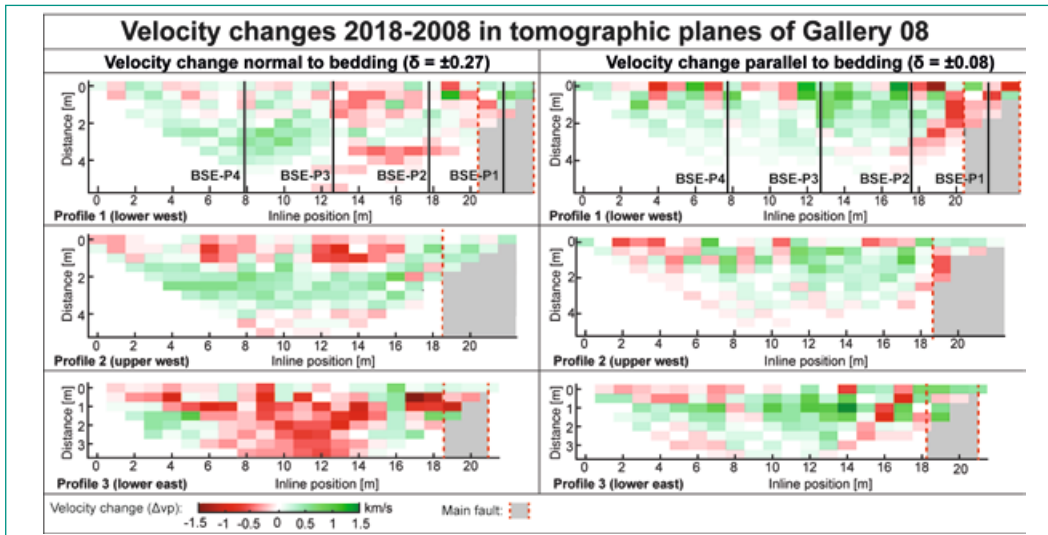


Figure 3: Differences in p -wave velocities (Δv_p) for gallery 08 between 2008 and 2018 with respect to bedding orientation: (a) profile 1, (b) profile 2, and (c) profile 3. The borehole positions along profile 1 are shown. The x -axis represents the position of the profile along the tunnel wall and the y -axis gives the depth into the rock mass (i.e., radial distance from the gallery wall). Positive changes (green) indicate an increase in velocity from 2008 to 2018.

i.e., towards the main fault. In contrast to profiles 1 and 2, the majority of the investigated rock volume along profile 3 (78 %) yields decreases in v_p normal to bedding of -0.58 km/s on average (Table 2), and the EDZ extent for this profile suggests no (d_{min}) to little (d_{max}) changes from 2008 to 2018 (Table 1). P -wave velocity differences parallel to bedding suggest a similar result for profile 3 compared with profiles 1 and 2 (i.e., v_p increases in 65 % of the investigated area). The mean (Δ) v_p values of all data, including values within our error range, were -0.18 – 0.15 km/s with most very close to 0 (Figure 4). In comparison to profiles of Δv_p parallel to bedding, large areas for Δv_p normal to bedding were within the propagated picking error, which was much larger in this orientation. These results could indicate that the rock mass at profile 3 has lost integrity in the bedding-normal orientation over time (e.g., through porosity increase, increase in aperture of fractures normal to bedding, development of microcracks, etc.) in comparison to the orientation parallel to bedding, though this needs to be confirmed, for example, with additional tests.

Investigations in boreholes and core logging

Borehole-scale investigations focused on the drilling, coring, mapping, logging, and geophysical surveying of ten horizontal boreholes. Dry drilling and coring were conducted parallel to bedding using a triple-tube setup with an inner PVC liner. Four

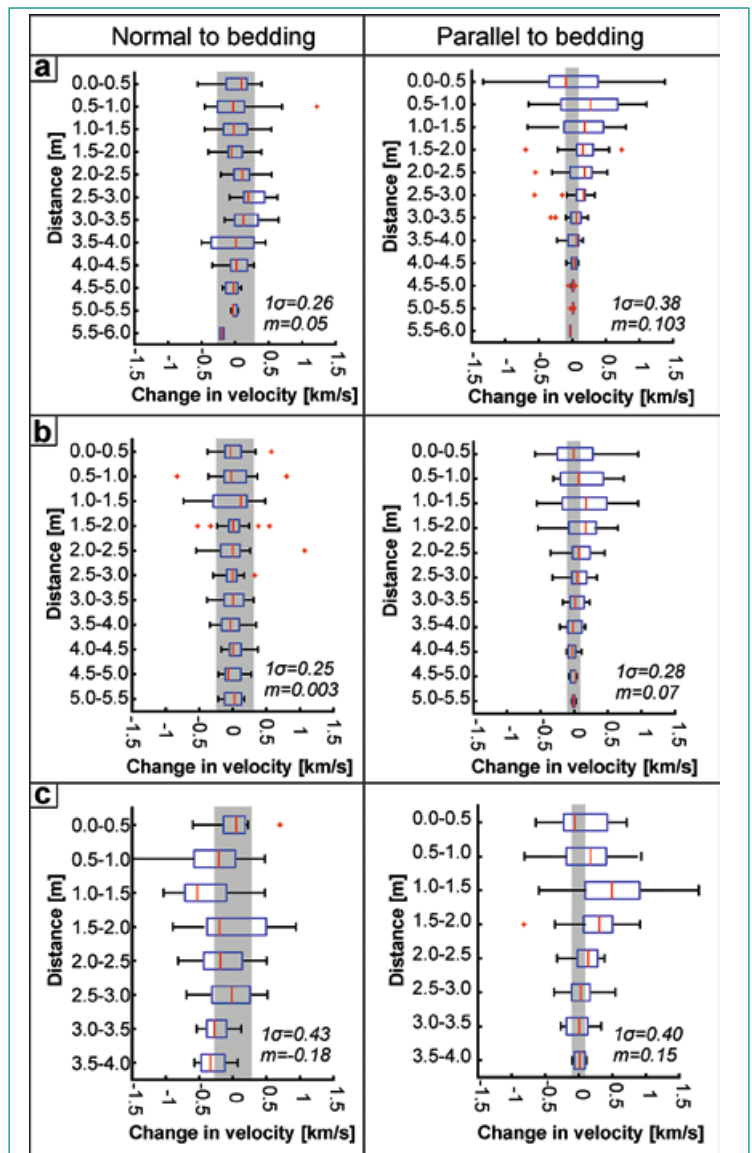


Figure 4: Distribution of all velocity changes (Δv_p), including those within our error margin, with respect to radial distance from the gallery wall: (a) profile 1, (b) profile 2, and (c) profile 3. Positive changes indicate an increase in velocity from 2008 to 2018. The boxes indicate the first and third quartile of the data, whiskers give the standard deviation. Red bars mark the data median and red crosses mark outliers (note that these are not necessarily bad data and may actually be important). The grey band indicates data that are within our margin of error (δ) and excluded from analysis in Table 2. m , 1σ : mean value and one standard deviation of Δv_p in km/s.

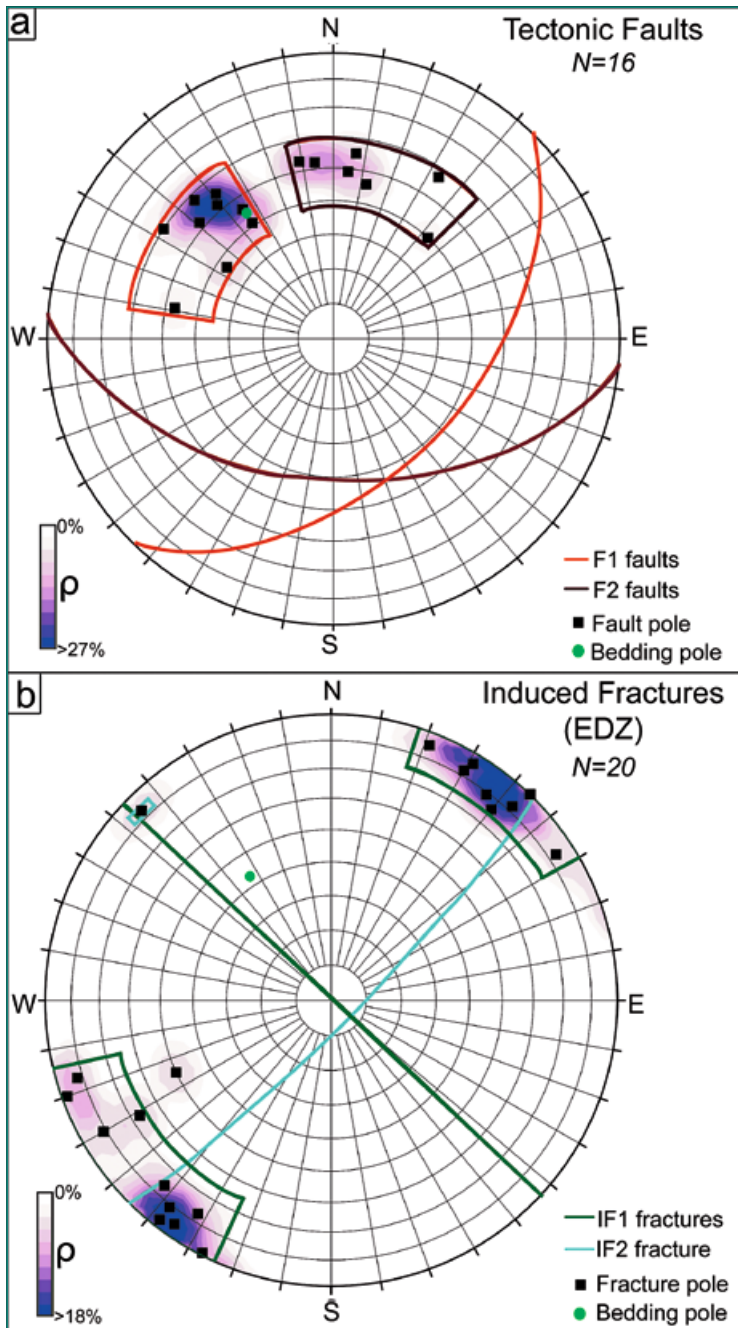


Figure 5: Individual fracture pole points and mean great circles to sets of (a) tectonic faults and (b) EDZ fractures in gallery 08, together with bedding orientation. Pole point densities (ρ) are calculated using the Fisher distribution method (1% counting circle size) with Terzaghi weighting. Lower hemisphere, equal area projection.

out of ten boreholes were drilled in gallery 08 at profile 1, with each borehole having a length of roughly 6 m. The remaining six boreholes were drilled in gallery 98 at profile 7, with each borehole having a length of roughly 4.5 m (Figure 2). All boreholes were investigated with optical televiewer (OPTV) imaging, electrical resistivity tomography (ERT), and seismic interval velocity measurements (IVM). Drill core mapping and direct cross-hole seismic surveys between boreholes complemented the in-situ investigations. Structural features mapped on OPTV images were given

certainty ratings based on the amount of fracture trace length seen in the image logs. These categories were: (1) very certain (>80 % trace), (2) mostly certain (50–80 % trace), (3) uncertain (20–50 % trace), and (4) very uncertain (<20 % trace). We then cross-referenced structures inferred from OPTV image analysis with features identified in drill core maps. Fractures presented in this report are mostly very certain to certain. Uncertain to very uncertain fractures were included if confirmed by drill core maps. Shortly after drilling, we sampled EDZ and natural core fractures for laboratory tests. The remaining rock cores were kept in the liners and sealed with epoxy resin to preserve the water content of the cores and stabilize them for core splitting. Split cores were scanned with an Avaatech X-Ray Fluorescence (XRF) scanner with 5 cm and 1 mm resolution at 10 and 30 kV. We identified SE dipping faults (F1, mean dip direction/dip: 134/49, $N=9$) and S–SW dipping faults (F2, mean dip direction/dip: 185/49, $N=7$) (Figure 5a) from OPTV image analysis and core logging. The majority of discrete F1 and F2 faults were seen in BSE-P1 and BSE-P4, with only a few faults in BSE-P2 and no faults occurring in BSE-P3 (Figure 6). One fault zone cuts borehole BSE-P1 between 4.9 and 5.8 m depth (0.7 m true thickness). No other fault zones were identified. The fault sets conform well to the previously identified tectonic fault sets at the MT URL, though F2 faults are steeper than expected (for details see Nussbaum et al., 2011).

Induced fractures (IF) oriented about normal to oblique (58–85°) to bedding with dip angles greater than 60° were identified as extensile EDZ fractures (IF1, mean dip direction/dip: 043/88, $N=19$) (Figure 5b). IF1 occur within the first 0–2.2 m from the tunnel wall. Most of the IF1 fractures occurred in BSE-P2 (Figure 6), which is located adjacent to the main fault. This is likely caused by increased differential stresses, which can occur adjacent to major fault zones during excavation (Thöny, 2014). Besides extensile EDZ fractures, shearing of pre-existing faults has been described at the so-called main fault of the MT URL (Nussbaum et al., 2011). These slip planes have a similar dip direction as F1 faults, but steeper dips (>60°). Only one potential such induced fracture (IF2, dip/dip direction: 135/83) was identified in BSE-P1 (Figure 5b). Drill core mapping indicated eight more potential EDZ fractures in very similar orientations as IF1 EDZ fractures. However, these potential EDZ fractures were difficult to distinguish from

drilling-induced fractures ($N=16$) and were left out of the structural analysis shown in this report.

Discussion of intermediate results

Most of our seismic profiles record changes that reflect a return towards seismic states of intact rock (i.e., v_p increases) and decreases in EDZ depth (i.e., decreases in d_{min}), which can be related to areas of potential self-sealing. However, we also detected small, localized areas (profiles 1 and 2) and large areas (profile 3) where p-wave velocities decreased from 2008 to 2018 in gallery 08, which could indicate that the rock mass integrity in these areas has reduced since the first measurement in 2008. It is unlikely that self-sealing has occurred in such zones. This is especially apparent in the lower east sidewall of the gallery (profile 3; Figure 3c). The absolute velocity structure (not shown) and changes in v_p do not seem to correlate with faults and fault zones. Thus, v_p changes are likely related to changes in rock mass or fracture (e.g., EDZ) properties which have occurred over a ten year period. Our drill core and OPTV analyses suggest a laterally variable EDZ extent, which is at odds with our results from the absolute velocities given by our seismic refraction (not shown). The link between EDZ fracture frequency in our boreholes and the seismic refraction results is also not very apparent. EDZ fracture frequency is highest in BSE-P2. Seismic refraction results show the borehole is adjacent to areas of both v_p increases and decreases (Figure 3). Likewise, BSE-P4 is located in an area adjacent to zones of both increases and decreases, however, this borehole has a lower fracture frequency and only one EDZ fracture (Figure 6). Only BSE-P3, which had only two EDZ fractures in the first 0.3 m of the borehole, was located in an area of velocity increase. These results tell us that it is difficult to link the borehole fracture frequency and structures to changes in large scale seismic results. We expect that integrating IVM, ERT, and cross-hole seismic results into this analysis will help us to better understand how borehole structures can be tied to the geophysical results. Most EDZ fractures normal to bedding, which were identified in drill cores and OPTV logs, were open in the drill core liner. However, it is possible that some localized sealing has occurred as suggested by our seismic refraction results, but that this effect has not yet been enough to form cohesive, closed fractures in most of the rock mass. Mechanical sealing processes (i.e., shearing, closure due to stress changes, and consolidation/compaction) may not necessarily lead to a cohesively sealed fracture.

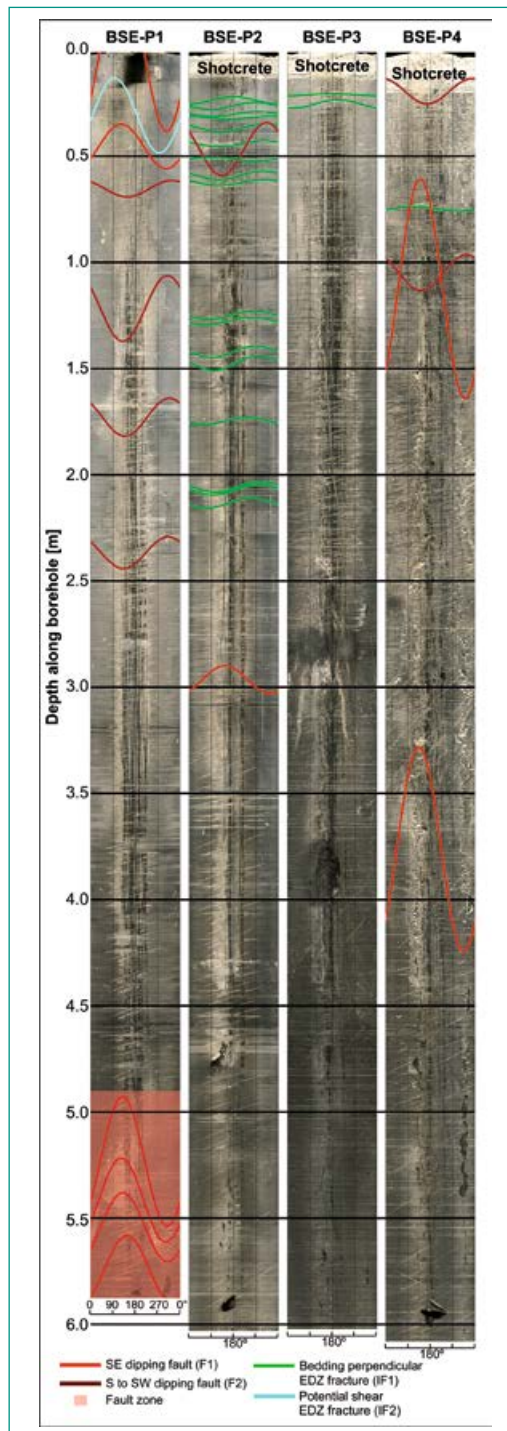


Figure 6: OPTV image logs with overlaid structural interpretation for BSE-P1 to BSE-P4. Green lines indicate EDZ fractures about normal to bedding and red lines represent tectonic faults.

This likely requires physico-chemical processes, such as slaking and swelling, and mineral precipitation at fracture surfaces alongside mechanical effects. Nevertheless, we identified changes in the rock mass over 10 years from our seismic refraction results, though to determine the underlying mechanisms causing these changes we will perform laboratory analyses on sampled OPA cores. Seismic velocities of fractured shales are dependent on shale composition, degree of induration, fracture and microcrack frequency, saturation, compaction, rock anisotropy, and confining pressure

and effective stress. At Mont Terri, stress redistribution caused by excavations leads to stress concentrations at gallery sidewalls, gallery intersections, and around rock mass heterogeneities such as faults and fault zones (Bossart et al., 2002; Martin and Lanyon, 2003). Increases in confining pressure and effective stresses lead to an increase in v_p in shales (e.g., Szewczyk et al., 2018). Consolidation can result in closure of macro-scale fractures, leading to increases in v_p as the rock mass returns to its former state as well. Such changes can also occur on smaller (μm - nm) scales as closure of compliant pores and microcracks. This is an important self-sealing mechanism (Schuster and Alheid, 2002). However, for stresses below 20 MPa v_p values increase very little (0.1–0.4 km/s) for shales. Holt et al. (2004) have determined that the sensitivity to stress corresponds to rock porosity, such that v_p values in low-porosity shales exhibit greater stress dependence regardless of bedding orientation. Increases in total porosity have also been linked to decreases in v_p for shales (Mondol et al., 2012; Voltolini et al., 2009), though this effect is not large at low effective stresses and confining pressures. Finally, increasing clay content generally causes v_p to decrease slightly in shales (e.g., Voltolini et al., 2009). However, we do neither expect large spatial nor any significant temporal changes in clay mineral content within the shaly facies of OPA at the MT URL (Bossart and Thury, 2008). It is more likely that mechanical effects (e.g., compaction and consolidation) due to stress concentrations, pore pressure changes, and hydromechanical coupling would have affected our results.

Swelling of OPA depends on rock mass permeability, availability of water, and confining stress magnitude, among other factors (Bastiaens et al., 2007; Blümling et al., 2007). Redistribution of stress during and after excavation leads to dissipation of excess negative pore pressure at the tunnel crown and invert whilst pore pressures are generally greater at tunnel sidewalls and re-equilibrate over time (Bossart et al., 2017, 2004). Re-equilibration of pore pressures can result in changes of v_p (see above) and movement of water could theoretically cause swelling. Increased acoustic wave velocities have been observed in fractured specimens of OPA and Callovo-Oxfordian clay under confinement when swelling was induced through injection of synthetic pore water (Zhang, 2011). In addition, Manukyan et al. (2012) detected increased seismic velocities (p- and s-wave) in an EDZ at the southern end of gallery 08 in the MT URL after water injection

and attributed this increased velocity to self-sealing, likely caused by swelling. Similarly, transmissivity of fracture networks in two EDZs were shown to decrease by one order of magnitude in just over a year and two orders of magnitude over two years following cycles of hydraulic injection and testing (Bossart et al., 2002; Martin and Lanyon 2004).

For clay shales such as the OPA, rock anisotropy due to bedding often plays a key role in the hydro-mechanical behavior. Sarout et al. (2014) showed that v_p in OPA increased with increasing confining pressure and effective stress anisotropically. In addition, saturation effects on v_p have been found in several studies to affect shale anisotropically. For example, Wild et al. (2015) determined that suction in OPA had very little effect on v_p parallel to bedding, but a much larger impact perpendicular to bedding which they attributed to desiccation cracks oriented parallel to bedding. Vales et al. (2004) have also shown similar results for v_p during the drying of Tournemire shale samples as those found by Wild et al. (2015). However, some shales exhibit decreases in v_p normal and parallel to bedding upon drying (Szewczyk et al., 2018), whilst others have noted increases in both directions (Ghorbani et al., 2009). Yurikov et al. (2018) have attributed such inconsistencies in v_p changes upon desaturation to the compositional and microstructural variance of different shales. An anisotropic hydromechanical behaviour of OPA specimen was found for swelling strains that increased substantially normal to bedding while staying relatively low parallel to bedding (e.g., Wolter, 2003). Such results suggest that sealing mechanisms may act upon and influence changes to the EDZ anisotropically, depending on bedding, fracture, and microcrack orientations. This is somewhat suggested by our seismic refraction results, e.g., by large area of decreased v_p values in profile 3 measured perpendicular to bedding in comparison to our other results, but this needs to be confirmed.

The increased v_p and decreased d_{min} values detailed in this report for the investigated section of gallery 08 could indicate that rock mass integrity has improved over the 10 year period in certain areas through consolidation of the rock mass, closure of fractures, stress concentration and associated compaction, saturation and swelling, or other effects (e.g., mineral precipitation at fracture surfaces). In contrast, decreased velocities could indicate rock mass integrity in such areas has reduced over time. It is not yet clear whether such processes

have resulted in changes solely to the bulk rock properties in these zones, or are the result of self-sealing (or opening) along specific fractures, or a combination of both. It is thus important that laboratory tests are completed on core and fracture samples to understand which of the mechanisms discussed above, if any, are the most likely to have induced the changes we have detected through our seismic refraction study. Further tests, such as pneumatic testing and analysis of ERT and cross-hole seismic tests will confirm (or refute) the refraction seismic results.

National Cooperation

ETH Zurich acts as a research partner of ENSI, which is a formal partner of the Mont Terri Consortium. Within this relationship, funding has already been granted to perform the analyses mentioned in this report. The Federal Office of Topography (Swisstopo) carried out geodetic surveying (Dr. Senecio Schefer and co-workers) and provided on-site support during field investigations (Dr. David Jaeggi and Thierry Theurillat). Reto Seifert (ETH) provided technical support. Schützeichel GmbH carried out the drilling works in April and June 2018 while Diamantbohr AG drilled our shotcrete plugs for the seismic refraction study. We thank the ETH Zurich Institute of Geophysics (Prof. Hansruedi Maurer and Dr. Edgar Manukyan) for lending the equipment to perform the tests and for many discussions on the seismic refraction survey. Dr. Edgar Manukyan provided numerical codes for the processing of refraction seismic data. Prof. Nathalie Dubois and Ron Lloren at the Swiss Federal Institute of Aquatic Science and Technology (Eawag) supported XRF core scans. Dr. Michael Plötze (ETH) provided important feedback on the laboratory planning of the SE-P project for the upcoming petrophysical, mineralogical, and geochemical tests. Dr. Luiz Grafalha Morales at the ETH Zurich Scientific Center for Optical and Electron Microscope (Scope-M) has likewise been a great resource for the planning of microscopic imaging. We are very grateful to all people involved in this project.

International Cooperation

The Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Germany and Radioactive Waste Management Limited (RWM) from the UK

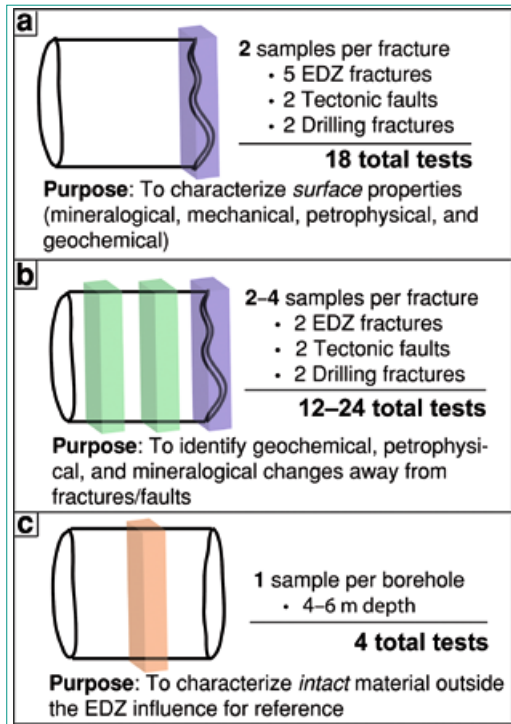
are project partners for this study. Dr. Kristof Schuster and his team at BGR performed the interval velocity measurements and cross-hole seismic tests in our boreholes. Dr. Markus Furche (BGR) performed the electrical resistivity tomography in our boreholes and at the gallery sidewalls.

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

As of the end of 2018, we performed much of the data analyses to answer our first research question – how and to what extent EDZs evolve over the time scale of 10–20 years. This study allowed us to identify areas where v_p values had increased over 10 years, suggesting self-sealing (Figure 3, Figure 4). Though, smaller, localized (profiles 1 and 2) and wide-spread areas (profile 3) with decreased v_p also exist. Radial and lateral EDZ fracture extents inferred from the drilled boreholes BSE-P1 to BSE-P10 were found to be much more heterogeneous, in contrast to our seismic results. Some results from the seismic refraction survey were presented at the European Geophysical Union (EGU) meeting in April 2018 (abstract EGU2018-11756). Borehole seismic tomography data obtained by BGR will be used in 2019 to infer EDZ extents in between the boreholes.

We are currently finalizing the results of the seismic refraction surveys and have begun preparing the first journal publication (Williams et al., in prep.), which will focus on the interpretation and integration of tunnel wall seismic refraction data and borehole data sets (rock mass structures, geophysical logs). This work will allow us to identify potential self-sealed zones through the assessment of the geophysical properties (elastic wave velocity, electrical resistivity) of the investigated EDZs and their changes over time. In addition, this analysis will assess how cm- to m-scale rock mass heterogeneity and anisotropy (e.g., mineralogical and lithological changes, fracture and discontinuity frequency) might influence EDZ evolution and self-sealing capability. Results of this study will be presented at the EGU meeting in April 2019. Considering in-situ investigations, two more borehole drilling and logging campaigns will be conducted in the summer of 2019 and in early 2020 to target zones of identified v_p increases/decreases, complete radial profiles, and perform pneumatic tests, with other borehole tests to be determined. Radial profiles will allow us to address radial heterogene-

Figure 7:
Division of OPA samples for laboratory tests. Several samples will be taken at identified fracture surfaces (a) while others will originate close to these surfaces (b). Samples reflecting the undamaged rock will come from the deepest cored sections (c).



ity in the EDZ extent, geometry, and transmissivity in the near field of the galleries. We will also analyze long-term monitoring of convergence measurements in galleries 98 and 08, and long-term pore pressure measurements in gallery 98 in the beginning of 2019, as these could give insight into the changes seen in seismic structures detailed in this report.

We have selected fracture surface samples from boreholes BSE-P1 to BSE-P10 for laboratory analyses. Sample preparation and laboratory tests will start in January 2019. Three types of samples will be investigated: (1) fracture surface samples (Figure 7a), (2) material adjacent to the fracture surfaces (Figure 7b), and (3) intact reference material from outside the EDZ volume (Figure 7c). In the first category, we will evaluate both sides of EDZ fractures, tectonic faults, and drilling-induced fractures for comparison. Specimens will be cut with a diamond wire saw and sectioned into smaller volumes of approximately 1 cm x 2 cm x 2 cm.

Because of the numerous processes which can result in self-sealing (Williams et al., 2018; Bock et al., 2010) a large spectrum of chemical, petrophysical, structural and mineralogical analyses are required to identify potential self-sealing mechanisms. These tests will include: X-Ray Diffraction (XRD), Total Inorganic Content (TIC), Cation Exchange Capacity (CEC), Fourier-Transform Infrared Spectroscopy (FTIR), gravimetric and volumetric wa-

ter content, helium pycnometry, micro-pore size distribution, thin section analysis, and Scanning Electron Microscopy (SEM) imaging with Energy Dispersive Spectroscopy (EDS) mapping.

XRD, TIC, CEC, and FTIR will allow us to identify potential mineralogical and geochemical changes that might have occurred over 10 and 20 years. Petrophysical measurements (water content, density, porosity, and micro-pore size distribution) can help determine, when interpreted alongside other data, what processes might have induced changes in our cores and samples over 10 and 20 years. For example, decreases in porosity close to a fracture surface might indicate that consolidation and compaction have occurred, especially if this porosity change is not related to mineral precipitation or mineralogical changes. We also plan to take systematic water content measurements to assess how much and if rock saturation varies near our samples and along the cores. Saturation and desaturation may have led to formation of microcracks, mineral precipitation, or swelling/shrinkage.

EDS maps will target mineral precipitants on the fracture surfaces and in micro-cracks not detected in XRD. Microscopic imaging (SEM and optical) can aid in identification of numerous processes, particularly slaking, mineral precipitation, compaction, and creep. Slaking has been imaged directly in SEM images as sloughing off of small (<5 µm) particles from fracture wall material induced by cycles of wetting and drying (Montes et al., 2004). Areas of compaction, which form microstructural pressure shadows, can be identified in SEM images as well (e.g., Laurich, 2015; Janssen et al., 2016; Schieber, 2011; Keller et al., 2013). For SEM and EDS measurements, samples will be cross-sectioned to study the variation in microstructure, mineralogy, and geochemistry from the fracture surface into the intact OPA parallel and perpendicular to bedding. Optional tests include micro-indentation at selected OPA (fracture) samples to investigate time-dependent alteration of fracture stiffness and transmission electron microscopy (TEM) measurements to characterize very small scale (< 10 nm) features and clay mineral assemblage. First laboratory results will be presented at the Euroclay Conference in July 2019. It is expected that final results will be available in 2020. The analyses of SEM images will be supported through a MSc thesis (Dominik Zangerl).

References

- [1] *Bastiaens, W., Bernier, F. and Li, X.L.* SELFRAC: Experiments and conclusions on fracturing, self-healing and self-sealing processes in clays. *Physics and Chemistry of the Earth*, 32(8–14): 600–615, 2007.
- [2] *Blümling, P., Bernier, F., Lebon, P. and Martin, C.D.* The excavation damaged zone in clay formations time-dependent behavior and influence on performance assessment. *Physics and Chemistry of the Earth*, 32(8–14): 588–599, 2007.
- [3] *Bock, H.* RA experiment: Rock mechanics analyses and synthesis. Mont Terri Project, Technical Report 2000–02, 2001.
- [4] *Bock, H.* RA Experiment: Updated review of the rock mechanics properties of the Opalinus Clay of Mont Terri URL based on laboratory and field testing. Mont Terri Project, Technical Report 2008–04, 2009.
- [5] *Bock, H., Dehandschutter, B., Martin C.D., Mazurek, M., de Haller, A., Skoczylas F. and Davy, C.* Self-sealing of fractures in argillaceous formations in the context of geological disposal of radioactive waste: review and synthesis. Nuclear Energy Agency, 2010.
- [6] *Bossart, P., Jaeggi, D. and Nussbaum, C.* Experiments on thermo-hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay at Mont Terri rock laboratory, Switzerland. *Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering*, 9(3): 502–510, 2017.
- [7] *Bossart, P., Meier, P.M., Moeri, A., Trick, T. and Mayor, J.C.* Geological and hydraulic characterization of the excavation disturbed zone in the Opalinus Clay of the Mont Terri Rock Laboratory, *Engineering Geology*, 66(1–2): 19–38, 2002.
- [8] *Bossart, P. and Thury, M.* Characteristics of the Opalinus Clay at Mont Terri. Mont Terri Rock Laboratory Project, Program 1996 to 2007 and results. Reports of the Swiss Geological Survey, 3: 2008.
- [9] *Bossart, P., Trick, T., Meier, P.M. and Mayor, J.-C.* Structural and hydrogeological characterisation of the excavation-disturbed zone in the Opalinus Clay (Mont Terri Project, Switzerland). *Applied Clay Science*, 26: 429–448, 2004.
- [10] *Burrus, F., Bossart, P. and Nussbaum, C.* Gallery 08: Documentation of the excavation and convergence measurements. Mont Terri Project, Technical Note 2008–10, 2010.
- [11] *Ghorbani A., Zamora M. and Cosenza P.* Effects of desiccation on the elastic wave velocities of clay-rocks. *International Journal of Rock Mechanics & Mining Sciences*, 46(8): 1267–1272, 2009.
- [12] *Holt, R.M., Fjaer, E. and Rzayev, E.* P- and s-wave velocities in shales: Experiments and a model. 6th North American Rock Mechanics Symposium (NARMS), ARMA-04-543, 2004.
- [13] *Janssen, C., Wenk, H.-R., Wirth, R., Morales, L., Kemnitz, H., Sulem, J. and Dresen, G.* Microstructures and their implications for faulting processes — Insights from DGLab core samples in the Gulf of Corinth. *Journal of Structural Geology* 86: 62–74, 2016.
- [14] *Kaufhold, A., Halisch, M., Zacher, G. and Kaufhold, S.* X-ray computed tomography investigation of structures in Opalinus Clay from large-scale to small-scale after mechanical testing. *Solid Earth*, 7(4): 1–13, 2016.
- [15] *Keller, L.M., Schuetz, P., Erni, R., Rossell, M.D., Lucas, F., Gasser, P. and Holzer, L.* Characterization of multi-scale microstructural features in Opalinus Clay. *Microporous and Mesoporous Materials* 170: 83–94, 2013.
- [16] *Lanyon, G.W.* Excavation damage zones assessment. Nuclear Waste Management of Canada, Technical Report DGR-TR-2011–21, 2011.
- [17] *Laurich, B.* Evolution of microstructure and porosity in faulted Opalinus Clay. PhD Thesis. RWTH Aachen, 2015.
- [18] *Manukyan, E., Maurer, H., Marelli, S., Greenhalgh, S.A. and Green, A.G.* Seismic monitoring of radioactive waste repositories. *Geophysics*, 77(6): EN73-EN83, 2012.
- [19] *Martin, C.C. and Lanyon, G.W.* Measurement of insitu stress in weak rocks at Mont Terri Rock Laboratory, Switzerland, *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*, 40(7–8): 1077–1088, 2003.
- [20] *Martin, C.C. and Lanyon, G.W.* Excavation Disturbed Zone (EDZ) in Clay Shale: Mont Terri. Mont Terri Project, Technical Report 2001–01, 2004.
- [21] *Mondol, N.H.* Velocity anisotropy in experimentally compacted clay-silt and clay-clay mixtures. SEG Technical Program Expanded Abstracts: 1–5, 2012.
- [22] *Montes, H.G., Duplay, J., Martinez, L., Escoffier, S. and Rousset, D.* Structural modifica-

tions of Callovo-Oxfordian argillite under hydration/dehydration conditions. *Applied Clay Science*, 25(3–4): 187–194, 2004.

- [23] *Nussbaum, C., Bossart, P., Amann, F., and Aubourg, C.* Analysis of tectonic structures and excavation induced fractures in the Opalinus Clay, Mont Terri underground rock laboratory. *Swiss Journal of Geosciences*, 104(2): 187–210, 2011.
- [24] *Perras, M., Diederichs, M.S. and Lam, T.* A review of excavation damage zones in sedimentary rocks with emphasis on numerical modeling for the EDZ definition. Proceedings of the 2010 Canadian Geotechnical Conference, Calgary, Sept. 2010, 2010.
- [25] *Sarout, J., Esteban, L., Piane, C.D., Maney, B. and Dewhurst, D.N.* Elastic anisotropy of Opalinus Clay under variable saturation and triaxial stress. *Geophysical Journal International*, 198(3): 1662–1682, 2014.
- [26] *Schieber, J.* Shale microfibrils and pore development: an overview with emphasis on the importance of depositional processes. In Lecki, D.A. and Barclay, J.E. (eds.), *Gas Shale of the Horn River basin*. Canadian Society of Petroleum Geologists: 115–119, 2011.
- [27] *Schuster, K. and Alheid, H.-J.* Engineered Barrier (EB) experiment and geophysical characterization of the excavation disturbed zone (ED-C) experiment: Seismic investigation of the EDZ in the EB niche. Mont Terri Project, Technical Report 2002–03, 2002.
- [28] *Schuster, K., Amann, F., Yong, S., Bossart, P. and Connolly, P.* High-resolution mini-seismic methods applied in the Mont Terri rock laboratory (Switzerland). *Swiss Journal of Geosciences*, 110(1): 213–231, 2017.
- [29] *Szewczyk D., Holt R.M. and Bauer A.* The impact of saturation on seismic dispersion in shales — laboratory measurements. *Geophysics*, 83(1): MR15–MR34, 2018.
- [30] *Thöny, R.* Geomechanical analysis of excavation-induced rock mass behavior of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (Switzerland). PhD Thesis. Department of Earth Sciences, ETH Zurich, 2014.
- [31] *Vales F., Nguyen M.D., Gharbi H. and Rejeb A.* Experimental study of the influence of the degree of saturation on physical and mechanical properties in Tournemire shale (France). *Applied Clay Science*, 26: 197–207, 2004.
- [32] *Voltolini, M., Wenk, H.-R., Mondol, N.H., Bjørlykke, K. and Jahren, J.* Anisotropy of experimentally compressed kaolinite-illite-quartz mixtures. *Geophysics*, 74(1): D13–D23, 2009.
- [33] *Wild, K., Wymann, L.P., Zimmer, S., Thoeny, R. and Amann, F.* Water retention characteristics and state-dependent mechanical and petro-physical properties of a clay shale. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 48(2): 427–439, 2015
- [34] *Williams, M., Ziegler, M. and Loew, S.* SE-P Project: Self-sealing processes in old excavation damaged zones at the Mont Terri URL. Erfahrungs- und Forschungsbericht. Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat. ENSI-AN-10294: 307–316, 2018.
- [35] *Williams, M., Ziegler, M., Manukyan, E., Schuster, K., Furche, M. and Loew, S.* Evolution of excavation damaged zones at the Mont Terri Underground Rock Laboratory over 10–20 years and implications for self-sealing behavior. In preparation.
- [36] *Wolter, K.E.* Rock mechanical analyses (RA) experiment: Petrophysical analyses of drill cores from the Opalinus Clay formation of the Mont Terri Rock Laboratory. Mont Terri Project, Technical Note 2002-46: 1–15, 2003.
- [37] *Yurikov, A., Lebedev, M., Pervukhina, M., and Gurevich, B.* Water retention effects on elastic properties of Opalinus shale. *Geophysical Prospecting*: 2018.
- [38] *Zhang, C-L.* Experimental evidence for self-sealing of fractures in claystone. *Physics and Chemistry of the Earth, Parts A/B/C*, 36(17–18): 1972–1980, 2011.
- [39] *Zhou, B. and Greenhalgh, S.* Non-linear travel time inversion for 3-d seismic tomography in strongly anisotropic media. *Geophysical Journal International*, 172(1): 383–394, 2008.

Development and validation of a constitutive law for Opalinus Clay

Author und Co-author(s)	Lisa Winhausen, Mohammadreza Jalali, Florian Amann
Institution	RWTH Aachen
Address	Lochnerstrasse 4–20
Phone, E-mail, Internet address	amann@lih.rwth-aachen.de
Duration of the Project	3 years

ABSTRACT

The overall goal of this project is to develop and validate constitutive relations for Opalinus Clay based on results of an intense laboratory program that addresses the hydro-mechanical-coupled behaviour of this clay shale. Besides other HM-coupled properties, this includes porosity-permeability relations, the effective stress dependent permeability and damage induced permeability changes.

In the first step of this project, permeability changes under various confining pressure are investigated. Thus, a permeability measurement campaign has been initiated at the RWTH Aachen University to measure and compare various permeability measurement techniques such as steady-state, transient, and oscillatory pore pressure methods. Samples from former studies have been used. Permeability measurement of Opalinus clay usually requires a tremendous amount of time (in order of weeks). The main objective of this first study was, therefore, to identify the most convenient measurement technique in terms of experimental time and ease of performance.

Steady-state and oscillatory pore pressure measurements were performed on core samples with a diameter of 37.5 mm and length of 24 mm under different confining pressure. For the steady-state measurement, a range of

pressure gradient (1 – 3 MPa) was established between upstream and atmospheric downstream. The steady-state flowrate at the downstream side was measured to estimate permeability using Darcy's law. During the oscillatory pore pressure tests, 5 %, 25 %, and 50 % of the applied mean pressure were considered as the maximum pressure amplitude under three different oscillation period (i.e. 4, 8 and 12 hours). Preliminary results indicate that the amplitude ratio increases with increasing oscillation period. For the phase shift, the trend is reversed as the shift decreases with increasing oscillation period. The influence of applied upstream amplitude, however, is not significant as both amplitude ratio and phase shift do not show any differences. Furthermore, we found that for the experiment performed with a small oscillation period ($T = 4$ h) and low applied amplitude ($A = 5$ % of the mean pressure), no sinusoidal downstream signal can be recorded.

The results present the applicability of the oscillatory pore pressure technique under substantially shorter experimental time, although the results were influenced by applied pressure amplitude and frequencies. More tests, which also consider transient permeability measurement, are ongoing and a comprehensive comparison will be presented in near future.

Project goals

A comprehensive understanding of the hydro-mechanically (HM) coupled behaviour of the Opalinus Clay is particularly important for predicting the short- and long-term development of a repository tunnel as a result of the tunnel excavation. Prediction models therefore require a detailed understanding of relevant HM-coupled aspects of the Opalinus Clay. The project aims at the development and validation of a constitutive model for Opalinus Clay based on HM-coupled experiments, which have been conducted in former studies or within this project. These experiments address 1) the effective strength, 2) porosity-permeability relations, 3) poro-elastic coupling factors, and 4) the consolidated creep behaviour. The constitutive model developed within this project will be implemented in a commercial numerical code and validated against appropriate laboratory and field data.

Work carried out and results obtained

For analysing the hydro-mechanical behaviour of Opalinus clay, it is important to characterize its hydraulic properties, i. e. permeability and storativity at relevant effective confining stress states. Therefore, permeability experiments were performed on core plugs obtained from the shaly facies of Opalinus clay in Mont Terri rock laboratory, Switzerland (i.e. bore cores of our former studies have

been utilized). The main objective in 2018 was to evaluate the applicability of three different permeability measurement techniques in terms of experimental time, ease of performance and the uncertainty of estimated hydraulic properties such as permeability, storativity and hydraulic diffusivity. In this study, we hypothesize that the oscillatory pore pressure measurement will perform better than the other two conventional measurements, i. e. steady state and transient tests.

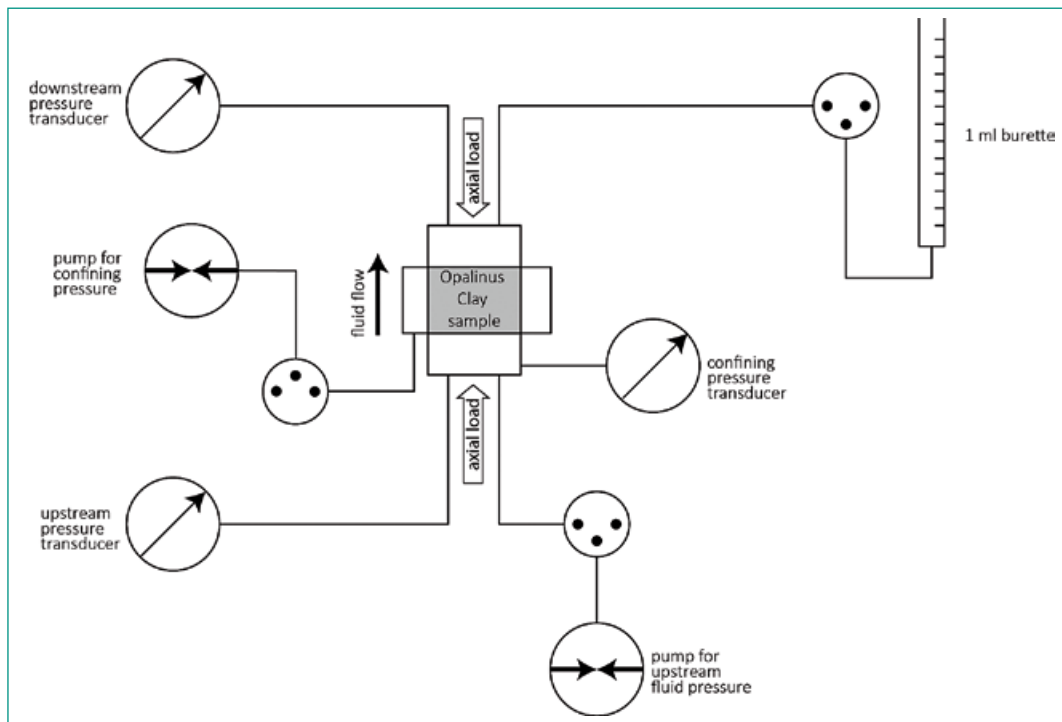
Experimental setup and methods

The cylindrical plugs were drilled with a dimension of 37.5 mm in diameter and a length of 24 mm. These are then installed into an experimental setup and saturated by Spontaneous Imbibition (SI). The fluid used for the permeability measurements is an artificial pore water resembling the in situ pore water chemistry (Mäder, 2011). Two experimental methods are performed in the first phase of this study for the permeability measurements: 1) steady-state flow and 2) the oscillating pore pressure method.

By using the steady-state method, a constant pressure was applied at the upstream side of the sample, whereas the downstream side was exposed to atmospheric pressure. The flow volume was measured at the downstream side of the sample by recording the water level in a burette over time (Figure 1). Permeability was then estimated according to Darcy's law.

In addition to the steady-state fluid flow method, the oscillating pore pressure technique was imple-

Figure 1:
Experimental setup for steady-state flow test.



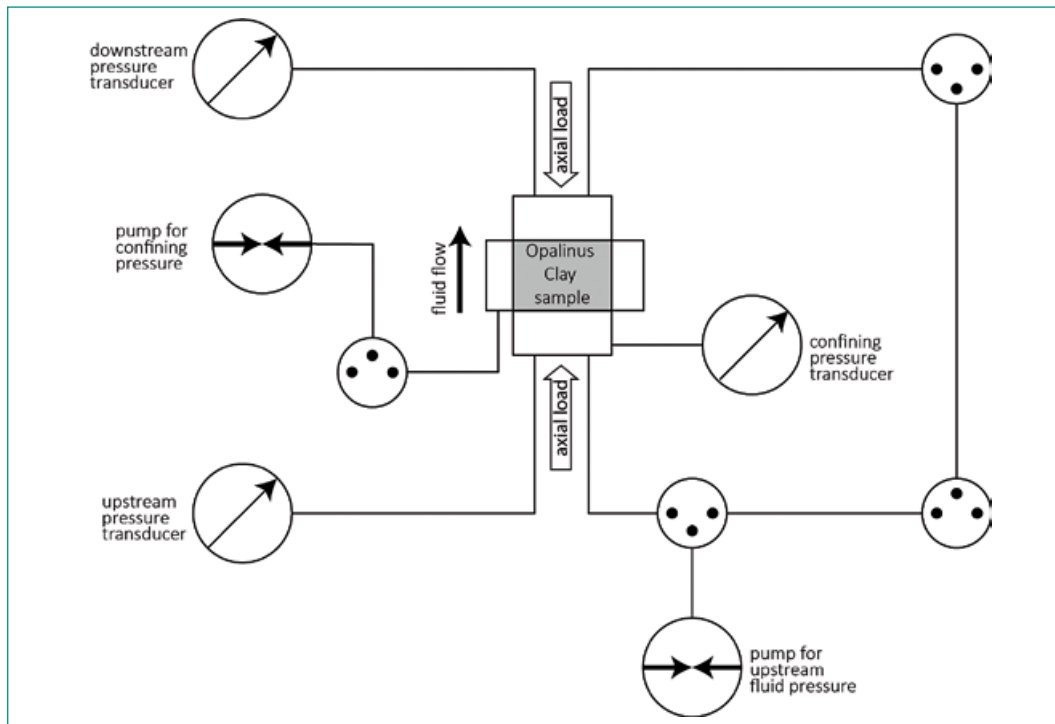


Figure 2:
Experimental setup
for oscillating pore
pressure technique.

mented. The advantages of this technique are the insensitivity against fluid leakage and the ability of continuous measurements with varying pressure conditions (Barnabé et al. 2006).

The experiment was performed by applying a sinusoidal pressure signal at the upstream side of the sample (bottom of the sample), which is recorded simultaneously by a pressure transducer (figure 2). This signal is defined by an amplitude oscillating around a fixed mean pressure and a specified frequency. This pressure signal was transmitted through the sample and was recorded at the downstream side of the sample via the second pressure transducer (top of the sample). During the experiment, the isostatic confining pressure and axial load were kept identical and constant.

The combination of applied upstream pressure and attenuated downstream pressure yields two parameters, which are the amplitude ratio, i. e. downstream amplitude/upstream amplitude (R) and the phase shift between the two sinusoidal signals (δ), were used for the quantification of the hydraulic properties (figure 3).

Experimental results

The steady-state flow experiments were conducted with different pressure gradients (1–3 MPa) and yield results, which are in accordance with the data from the literature.

The data obtained from the oscillation pore pressure experiments were analyzed according to two

different evaluation techniques (Kranz et al., 1990 and Barnabé et al., 2004). They derived mathematical formulations including the amplitude ratio and the phase shift of the pressure signals to obtain dimensionless parameters. These were then used together with the sample's geometry, the fluid's compressibility, fluid dynamic viscosity, the downstream reservoir volume, and the angular frequency to calculate the permeability.

For the oscillation pore pressure method, we performed different experiments with varying oscillation frequencies in the range of 23.1 to 69.5 mHz ($T = 4 - 12$ hours) and upstream amplitudes of 0.1 MPa, 1 MPa and 2 MPa corresponding to 5 %, 25 % and 50 % of the applied mean pressure (figure 4).

Table 1 shows the preliminary results indicating that the amplitude ratio increases with increasing oscillation period. For the phase shift, the trend is reversed as the shift decreases with increasing oscillation period. The influence of applied upstream amplitude, however, is not significant as both amplitude ratio and phase shift do not show any differences. Furthermore, we found that for the experiment performed with a small oscillation period ($T = 4$ h) and a low applied amplitude ($A = 5$ % of the mean pressure), no sinusoidal downstream signal can be recorded.

Figure 3:
Schematic illustration of upstream and downstream pressure signal during the pore pressure oscillation experiment.

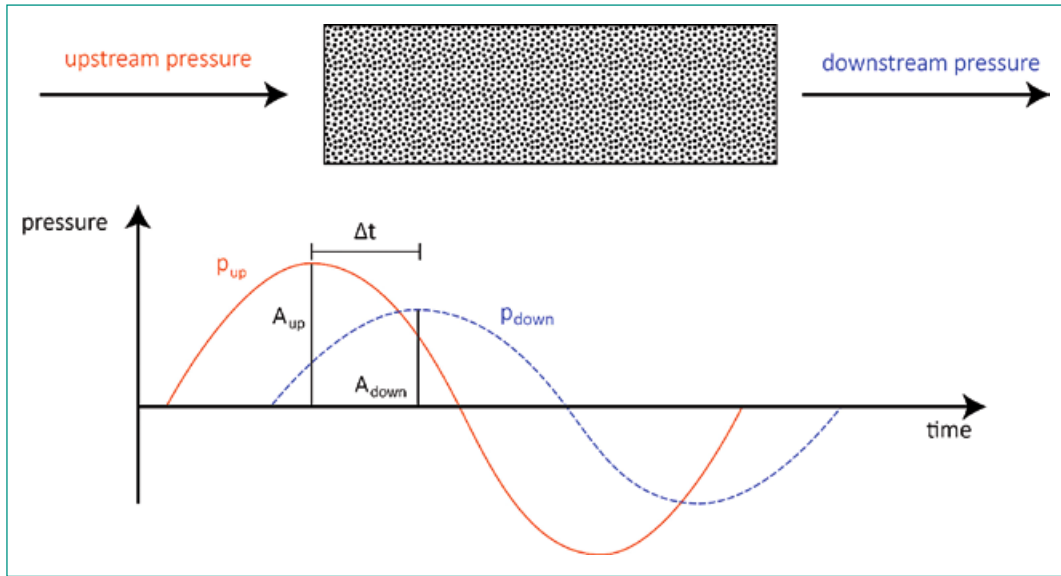


Figure 4:
Plots showing the upstream and downstream pressure curves over time for all performed experiments. For comparison, the oscillation period increases from left to right (4h, 8h and 12h) and the applied amplitude increases from top to bottom (5%, 25% and 50% of the mean pressure).

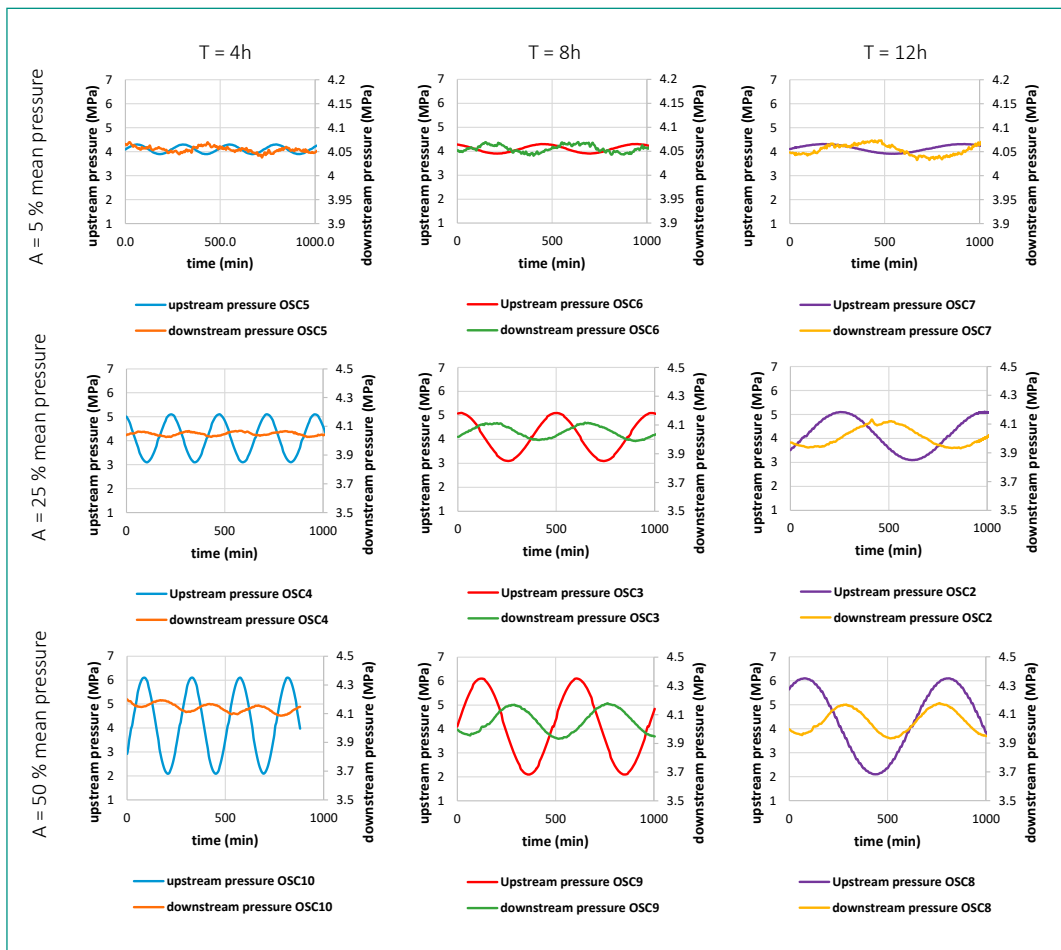


Table 1:
Overview of amplitude ratio (R) and phase shift (δ) obtained from the oscillatory pore pressure measurements

	T = 4h	T = 8h	T = 12h
A = 5 % of mean pressure	-	R = 0.05 δ = 118°	R = 0.12 δ = 127°
A = 25 % of mean pressure	R = 0.02 δ = 142°	R = 0.06 δ = 120°	R = 0.1 δ = 113°
A = 50 % of mean pressure	R = 0.02 δ = 133°	R = 0.06 δ = 119°	R = 0.1 δ = 101°

Future perspectives

The preliminary tests show that the oscillating pore pressure technique is applicable to characterize hydraulic properties of the low permeable Opalinus Clay. Permeability calculations are ongoing and will be finalized in the next couple of months. Further experiments will not only demonstrate permeability dependencies on frequency and applied amplitude, but also on mean effective pressure.

In addition to the above-mentioned experimental steps, consolidated undrained tests at relevant effective confining stress states will be performed using an experimental procedure that allows to determine 1) hydraulic properties (storativity and hydraulic conductivity), 2) poro-elastic properties and the effective strength properties of fully saturated Opalinus Clay. Subsequently to these tests, the laboratory specimens will be analysed using a scanning electron microscope to characterize microscopic deformation structures.

National Cooperation

ENSI provides major funding of this experiment and cooperates with RWTH in the coordination of this research activity.

International Cooperation

The Chair of Engineering Geology and Hydrogeology at RWTH Aachen University and ENSI internationally cooperate with 1) the Institute of Geology and Geochemistry of Petroleum and Coal of the RWTH Aachen University and 2). The Chair of Structural Geology, Tectonics and Geomechanics at the RWTH Aachen University

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

Core drilling using a triple tube core barrel with compressed air cooling could successfully be finished in 2018 and thirty high quality core meters were obtained. Preliminary permeability tests showed good quality and convincing results for future applications. Preliminary scanning microscope analysis were successfully finalized in 2018. Thus, the majority of preparatory work for a large testing program could be successfully finalized.

Early 2019, the climate chamber for hosting our triaxial compression device will be operational. Further, a new experimental setup designed for low permeability clay rocks will be delivered early 2019 and tests (e.g. consolidated undrained triaxial test and further permeability test) under differential stress conditions will be performed.

Publications

- *Kristof Schuster, Florian Amann, Salina Yong, Paul Bossart, Peter Connolly (2018)*. High-resolution mini-seismic methods applied in the Mont-Terri rock laboratory. *Swiss Journal of Geosciences* 02/2017; 110(1), DOI:10.1007/s00015-016-0241-4
- *Florian Amann, Yves Le Gonidec, Montse Senis, Sophie Gschwind, Jérôme Wassermann, Christophe Nussbaum, Joel Sarout (2018)*. Analysis of acoustic emission events recorded during a mineby experiment in an Underground Research Laboratory in clay shales. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences* 04/2018; 106., DOI:10.1016/j.ijrmms.2018.04.021
- *Katrin M. Wild, Florian Amann*: Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 1: Pore pressure response and effective geomechanical properties under consideration of confinement and anisotropy. *Engineering Geology* 02/2018; 237., DOI:10.1016/j.enggeo.2018.02.012
- *Katrin M. Wild, Florian Amann*: Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 2: Influence of the stress path on the pore pressure response. *Engineering Geology* 02/2018; 237., DOI:10.1016/j.enggeo.2018.02.011

References

- [1] *Mäder, U.* «Recipe and preparation of a simplified artificial pore water for Opalinus Clay and Brown Dogger.» *NAGRA AN* (2011): 11–159.
- [2] *Kranz, R. L., J. S. Saltzman, and J. D. Blacic.* «Hydraulic diffusivity measurements on laboratory rock samples using an oscillating pore pressure method.» *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences & Geomechanics Abstracts*. Vol. 27. No. 5. Pergamon, 1990.

- [3] *Bernabé, Y., U. Mok, and B. Evans.* «A note on the oscillating flow method for measuring rock permeability.» *International journal of rock mechanics and mining sciences* 2.43 (2006): 311–316.

Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel

In-situ and laboratory data analyses (Part 3)

Author und Coauthor(s)	T. Renz, 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	3.5 years

ABSTRACT

In this project we conduct research in the new Belchen N2 highway tunnel (Sanierungstunnel Belchen, STB), which cuts partly through Opalinus Clay shale (OPA). The focus of this project is on the behaviour of OPA rock mass during TBM tunnelling (short-term) and after tunnel completion (long-term). Research tasks relate to structural control on tunnel face stability, swelling mechanisms under in-situ conditions, and short- and long-term changes and interactions of the OPA rock mass with the tunnel support. This report focuses on the first phase of data interpretation from a monitoring section including boreholes equipped with Time-Domain Reflectometry (TDR) and hydraulic Double Packer (DP) monitoring systems. In addition, we report about the results of laboratory experiments on samples from OPA and annular gap grout. Hydraulic transmissivities from pulse tests in fractured intervals in two boreholes range between $4.3 \cdot 10^{-11} \text{ m}^2/\text{s}$ and $1.3 \cdot 10^{-9} \text{ m}^2/\text{s}$, which is substantially higher than

for intact OPA. Additionally, four borehole intervals were set up for long-term pore water pressure monitoring. After one year, three of the four monitoring intervals reached nearly stable pressure conditions, indicating a strongly reduced pore water pressure of about 120–170 kPa in the vicinity of the STB. The natural volumetric water content (VWC) of OPA was determined on specimens from a 3.5 m long drill core from the tunnel invert and compared with the in-situ water content monitored with the TDR borehole probe. The VWCs from drill core specimens suggest an about uniform initial water content along the borehole and were used to offset correct the in-situ data. Mechanical properties of the gap grout revealed that its tensile and compressive strengths strongly depend on the water saturation of the grout. The uniaxial compressive strength of saturated specimens ranged between 1.7 and 3.2 MPa with crack initiation between 0.92 and 1.36 MPa, which is similar to the range of measured radial total pressures (0.6–1.4 MPa).

Project status overview

The Belchen project aims at understanding the short-term performance of intact and faulted Opalinus Clay shale (OPA) and the long-term swelling processes around a specific monitoring section in the new, large-diameter Belchen highway tunnel (STB) excavated with a Tunnel Boring Machine (TBM). This includes identifying the hydromechanical rock mass properties and structural features that influence and control the swelling mechanisms and swelling potential of OPA, and investigating the scaling, anisotropy, and heterogeneity of swelling (Ziegler and Loew, 2017). The STB cuts through the OPA with variable overburden of 100–330 m, tectonic damage, and bedding orientation. It is therefore an important reference project to study technical and fundamental aspects of TBM excavation in OPA, an excavation method that is considered in the Swiss repository concept for high- and low-level nuclear waste (e.g., NAGRA, 2016).

Swelling of clay-rich soils and rocks such as OPA is caused by hydration of the interlayer cations of clay minerals (innercrystalline swelling) and water uptake due to an ion concentration gradient between the interlayer water and the pore water (osmotic swelling) (Norrish, 1954; MacEwan and Wilson, 1980). High pressures of many tens to several hundreds of MPa to prevent innercrystalline swelling of clay rocks explain why this type of clay swelling is not relevant for depths shallower than 1–2 km (Madsen and Müller-Vonmoos, 1989). In contrast, osmotic swelling takes place when the confining pressure of clay-rich rocks is reduced in the course of an excavation, and is controlled by the availability of water and the clay mineral type and content. Osmotic swelling is an important process for the self-sealing in clay rocks and, therefore, essential for the assessment of the long-term integrity and safety of OPA as a geologic barrier for a nuclear waste repository. On the other hand, swelling can lead to difficult ground conditions requiring comprehensive excavation procedures, and an incorrect mitigation scheme may lead to severe short-term and/or long-term damage of underground infrastructures (i.e., initial and final tunnel linings; e.g., Grob, 1972; Steiner and Metzger, 1988; Einstein, 2000). Thus, knowledge about the swelling processes at the site-scale is vital for the design and operation of a deep underground nuclear waste repository. However, swelling processes at the tunnel-scale are still poorly understood and swelling parameters derived from labo-

ratory swelling experiments commonly differ considerably from what is observed on the site-scale (Steiner, 1993; Madsen and Nüesch, 1989). The main research questions to be answered in this context are:

1. Where does swelling occur around the STB? And what is its time-dependent behaviour?
2. What are the likely water pathways and water sources?
3. What is the influence of the rock mass anisotropy (e.g., bedding) and heterogeneities (e.g., faults) on the identified swelling?
4. Can the identified swelling characteristics at the tunnel-scale be linked to rock and rock mass properties, and laboratory-scale tests?

These investigations take place at a monitoring site near cross passage 5a (CP 5a) at tunnel meter 1385 from South, where the overburden is 330 m and bedding orientation is $182/53 \pm 13^\circ$ (dip direction/dip angle). Apart from minor installation works during 2018, phase 1 of the project, which involved installations of long-term monitoring systems and structural analyses of the rock mass (Ziegler and Loew 2017, 2018), was completed at the end of 2017. During this reporting period we focused on the acquisition and interpretation of water content measurements from drill core samples and comparison with in-situ data from the Time-Domain Reflectometry (TDR) borehole probe. These analyses, together with structural analyses, are crucial to understand the origin of identified radial total pressure build-up on the outer STB lining in the monitoring section ranging between 0.6 and 1.4 MPa in August 2018 (research question 1).

Four 1 m long test intervals in two boreholes with different distance to the STB (about 0.6 and 2.4 tunnel radii) were set up for long-term pore water pressure monitoring. Monitoring and analysing the evolution of in-situ pore water pressure, water content, radial total pressures, and radial displacements will help to increase our understanding if and where swelling occurs in the STB monitoring section. For the interpretation of the radial total pressure data recorded by seven Total Pressure Cells (TPCs) sitting flush with the outside of the precast concrete lining elements (Ziegler and Loew, 2017), it was necessary to investigate the

mechanical behaviour of the annular gap grout. The mechanical properties of saturated and desaturated gap grout were studied in a set of experiments. To address research question 2 we began analysing in-situ data of pulse test screenings conducted in two boreholes in 2017 in the adjacent cross passage 5a. Finally, we have selected and prepared OPA specimens for clay mineralogical, petrophysical, and swelling tests (research questions 3 and 4).

Work carried out and results obtained

Investigations of the mechanical properties of the annular gap grout

Drill cores of the two-component (cement-bentonite slurry and activator) gap grout with a diameter of 74 mm were obtained on October 5th, 2017 from a rescue niche at the northern end of the STB. The cores were vacuum-sealed on-site within two minutes after drilling to prevent water loss. Material with macroscopic damage or larger pores was excluded from the experiments. Specimens were cut with a length (L) to diameter (D) ratio of 2 with end-faces ground parallel for Unconfined Compressive Strength (UCS) tests. For Brazilian Indirect Tensile Strength (BTS) tests L/D was 0.5. The cut specimens were kept in desiccator boxes at different relative humidity levels («natural», 98 %, 75 %, 51–54 %, 29–31 %) controlled with oversaturated salt solutions. The temperature was about constant (22 ± 1 °C) during the desaturation period of 10–50 days.

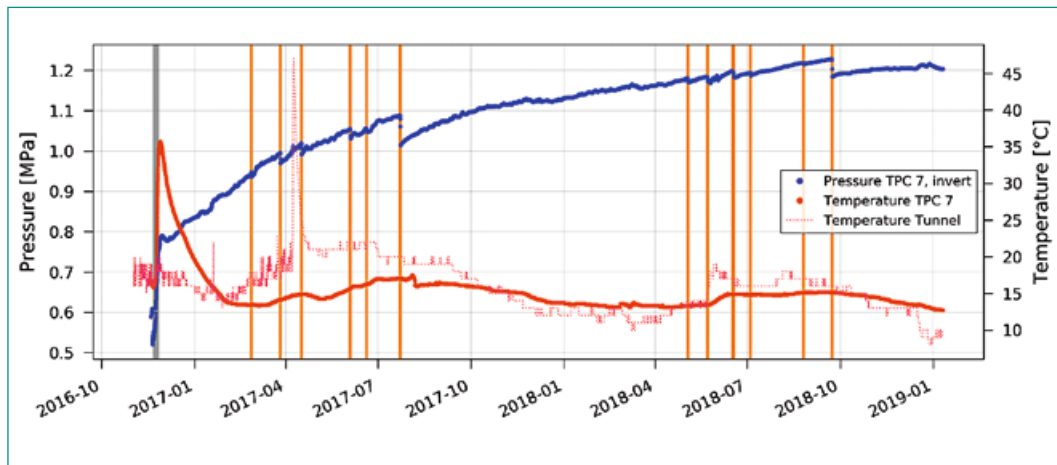
UCS tests were performed in the Rock Mechanical Laboratory at the Chair of Engineering Geology at ETH Zurich. A modified 2000 kN Walter&Bai servo-hydraulic rock testing device with digital feedback control was used. For UCS tests axial and circumferential strain gages were mounted at the central parts of the specimen to eliminate the influence of end effects on the strain measurements. Two axial strain gages (type BD 25/50, DD1, Hottinger Baldwin Messtechnik, Darmstadt, Germany), each with a measurement base-length of 65 mm, were firmly attached on opposite sides of the specimen. Circumferential strain was calculated from the displacement measured by a single gage (type 3544-150M-120m-ST, Walter&Bai AG, Löhningen, Switzerland) attached to a chain wrapped tightly around the specimen. The circumferential displacement rate was utilised as the

controlling feedback signal. The selected rate was 0.05 mm/min for all tests, and specimens failed within 1–3 minutes. BTS tests were conducted in the Mechanical Engineering Laboratory of the ETH Zurich. A Zwick/Roell 1474 retroLine universal testing machine was used. All mechanical tests were performed according to the ISRM suggested methods (Ulusay and Hudson, 2007). After mechanical testing the gravimetric water content (GWC) of each specimen was measured.

We determined UCS, Young's modulus, and Poisson ratio for 15 specimens with «natural» (7 specimens), 98 % (6 specimens), and ~86 % (2 specimens; note that no constant weight was achieved for specimens at 75 % humidity level) saturation levels. In addition, the crack initiation threshold (c_i) was estimated according to Lajtai (1974) using the circumferential strain response. Specimens at lower saturation levels developed a network of desiccation cracks and could not be tested. UCS ranged from 1.7 to 3.2 MPa (average and one standard deviation: 2.3 ± 0.6 MPa) and 1.4 to 3.4 MPa (2.5 ± 0.6 MPa) for «natural» and 98 % specimens, respectively (Antonioli, 2018). The transition from linear elastic to non-linear, plastic behaviour (i.e., c_i) for «natural» and 98 % saturated specimens is at 0.92–1.36 MPa (1.12 ± 0.17 MPa) and 0.79–1.36 MPa (1.12 ± 0.20 MPa), respectively. This shows that slight desaturation (~2 %) did not alter the mechanical behaviour significantly. The desaturated specimens (~86 %) yielded reduced UCS values of 1.0–1.1 MPa and reduced c_i of 0.58–0.77 MPa (Antonioli, 2018). Also the BTS depends strongly on the saturation of the specimens. Naturally-saturated specimens have highest BTS values ranging between 0.3 and 0.7 MPa and 30 % saturated specimens yielded strengths of 0.04–0.09 MPa (Antonioli, 2018). This dramatic loss in tensile strength is accompanied by shrinkage of the specimens and an increasing number of desiccation cracks.

The obtained UCS values for saturated specimens («natural», 98 %) are in good agreement with typical strength of gap grouts ranging between 1 and 3 MPa (e.g., Antunes, 2012). Both UCS and c_i of the saturated gap grout overlap with the range of expected swelling pressures (1 to 2 MPa) of OPA (Grob, 1972, Vögtli and Bossart, 1998). The sudden radial pressure drops at total pressures of 0.95–1.25 MPa recorded by TPC7 located in the tunnel invert (Figure 1) are at the crack initiation level for saturated gap grout, suggesting that the grout is saturated and yielding under the current

Figure 1: Total radial pressure build-up over 26 months in the tunnel invert of the monitoring section inferred from TPC-7. The setting of concrete in the tunnel invert caused the first rapid temperature and pressure increase in November 2016 indicated in grey. Pressure data has been corrected for sensor temperature. Rapid pressure drops (10–30 kPa within 2–9 hours) are indicated in orange.



stress. Consequently, yielding could limit the build-up of greater radial total stresses.

Volumetric water contents derived from TDR drill core and comparison with in-situ data

The core of the TDR borehole was drilled in the tunnel invert (Figure 2) with ambient air circulation in November 2016 using a triple tube core barrel with inner PVC liner. Immediately after on-site logging, the core was vacuum-sealed twice to prevent water loss and weighed. There was no mass loss detected during storage of the core. Seven 2 cm thick disks were cut from the 3.5 m long core centred at 41 cm, 45 cm, 84 cm, 156 cm, 239 cm, 321 cm, and 344 cm depth. Each disk was cut into 8 specimens, four from the rim of the core and four from the centre. The gravimetric water content of the core (GWC_{core}) was determined on two specimens per disk (one from the rim and one from the centre) according to the ISRM suggested methods (ISRM, 1979). The grain density, ρ_{gr} , was determined as duplicate measurements on four samples per core disk (two from the rim and two from the centre) with He-pycnometry (AccuPyc II 1340, Micromeritics Instrument Corp., USA). The volumetric

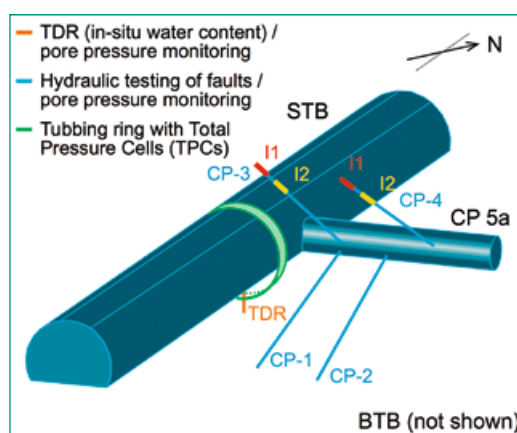
water content of core specimens (VWC_{core}) were calculated using Eq. 1:

$$VWC_{core} = \frac{\rho_w \cdot GWC_{core}}{\rho_w + \rho_{gr} \cdot GWC_{core}} \quad \text{Eq. 1}$$

where ρ_w is the density of the pore water, assumed to be 1.00 g/cm³. A pore water density of 1.02 g/cm³ as determined by Fernández et al. (2003) for squeezed OPA pore water changes the gravimetric water content by -0.1 %, which is in the range of the uncertainty and therefore no salinity correction has been applied.

The GWC_{core} values range between 5.5 and 5.9 wt.-% along the core with an average value of 5.69 ± 0.03 wt.-% (Naegeli, 2018), which is similar to GWC data for the shaly facies from Mont Terri (Bossart and Thury, 2008). There is no systematic trend of the GWC_{core} with increasing depth, i.e., most of the measurements overlap within their uncertainty ranges (Figure 3). The GWC_{core} of core centre and rim specimens are equal within the propagated uncertainties (Figure 4). If the core rim was desaturated due to dry drilling, the water content reequilibrated during storage of the core. Only little variation is observed for the grain density (2.679–2.718 g/cm³), with a mean of 2.695 ± 0.003 g/cm³ (Naegeli, 2018), which is slightly lower than grain densities for the shaly facies reported by Bossart (2008; 2.70–2.77 g/cm³) and Waber and Rufer (2017; 2.703 ± 0.005 g/cm³). The VWC_{core} of the specimens lie between 12.9 and 13.6 vol.-%, with a mean of 13.30 ± 0.06 vol.-% (Naegeli, 2018). The variability of VWC_{core} reflects the variability of GWC_{core} (note that a change of grain density from 2.68 g/cm³ to 2.72 g/cm³ alters the VWC by less than 2 %, relative). No systematic trend of the VWC_{core} with depth (Figure 3), nor significant differences between specimens from the centre and

Figure 2: 3D sketch of the situation of the STB monitoring section and cross passage 5a (CP 5a) with boreholes for hydraulic testing. The permanent pore water pressure test intervals in CP-3 and CP-4 are indicated.



the rim of the core were observed (Figure 4). At the sensor positions, marked in grey in Figure 3, the VWC_{core} was determined as 13.2 ± 0.1 vol.-% and 13.5 ± 0.1 vol.-%, respectively.

The TDR borehole probe measures the in-situ volumetric water contents at 0.2–0.4 m (sensor VWC-2) and 3.1–3.3 m (sensor VWC-1) depth inside the Opalinus Clay formation. Both sensors are precalibrated and use an offset-correction originally developed for the Collovo-Oxfordian clay rock formation from the Underground Rock Laboratory (URL) Meuse/Haute-Marne in France. Temperatures are measured in the logger shaft, at the gap grout-formation interface at 0 m (sensor T3), and at 3.47 m (sensor T0) depth in the formation (Figure 5 in Ziegler and Loew, 2017). VWC-1 was installed facing a desaturated borehole wall (due to drilling with air flushing) and is considered a reference, as it is not or much less influenced by the tunnel compared to VWC-2.

The strong increase of the VWC_{TDR} measured by VWC-1 during the first four months after installation was interpreted as resaturation of the OPA (Ziegler and Loew, 2017, 2018). After this resaturation phase and the installation of an oil back pressure system to keep the packer pressure constant (Ziegler and Loew, 2017), VWC-1 slightly increased from 11.8 to 12.1 vol.-% between April 2017 and August 2018 and stabilised. In the same time period the packer pressure decreased slightly from about 1090 kPa to 1020 kPa, and the temperature showed yearly fluctuation between 16 and 17 °C (Figure 5). Between August 2018 and January 2019 a slight increase of 0.1 % was observed. Assuming that the stable VWC_{TDR} of 12.1 vol.-% in August 2018 corresponds to the in-situ water content of the rock before the construction of the STB, an offset correction of +1.4 vol.-% was applied to both sensors.

The VWC_{TDR} measured by VWC-2 increased from 13.7 to 14.6 vol.-% (offset corrected) until January 2019. In contrast to VWC-1, the shallow sensor recorded seasonal fluctuations of about ± 0.3 vol.-% as a result of packer pressure variations (Figure 5). This is partly caused by the faster and more pronounced temperature changes at the gap grout-formation interface (3.3 °C at T3 compared to 1.5 °C at T0), and partly due to the back pressure system installed at the deeper packer, which keeps the pressure about constant and independent from temperature changes. The offset corrected VWC-2 reached the VWC_{core} (13.2 vol.-%) already three days after installation. The fast initial increase

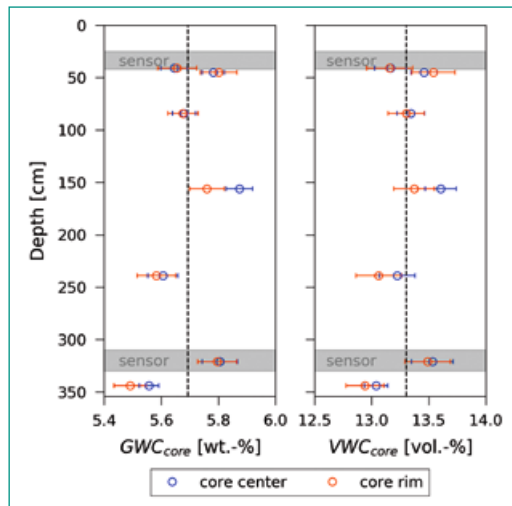


Figure 3: Gravimetric and volumetric water contents of OPA rock cores (GWC_{core} , VWC_{core}) as a function of depth in the TDR borehole. The dashed line indicates the average of all measurements. Error bars indicate the error of the mass measurements for the GWC_{core} and the propagated error for VWC_{core} .

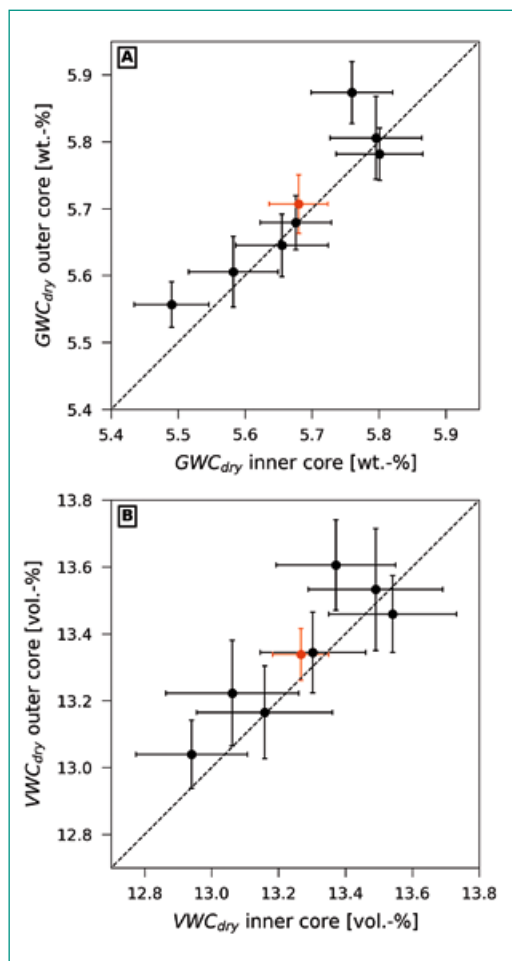


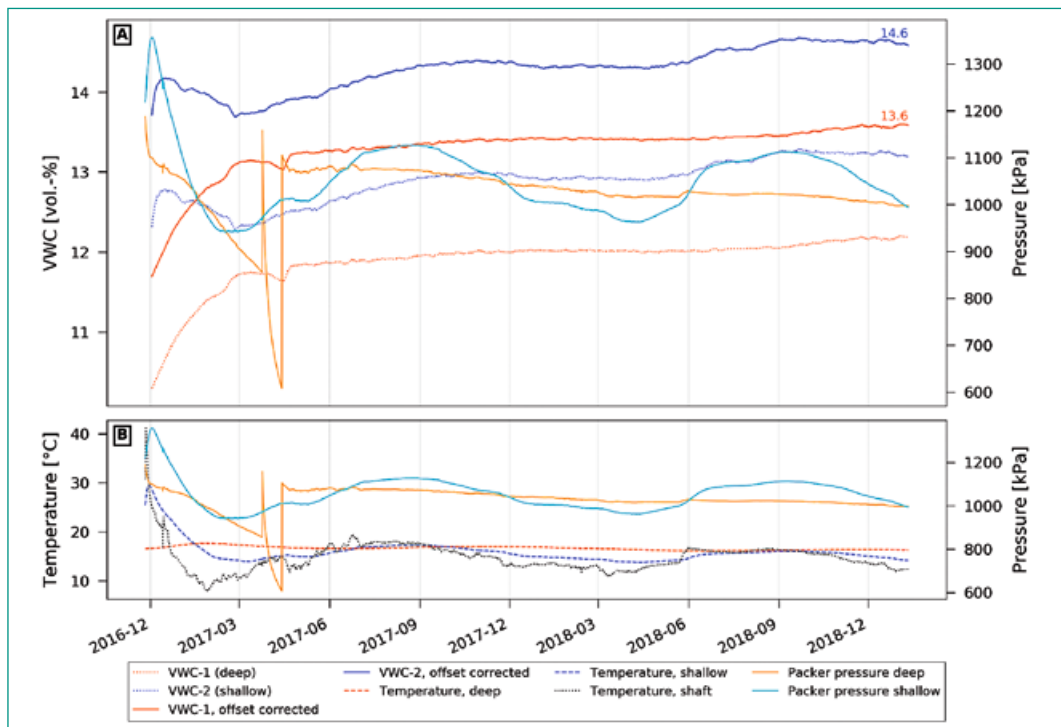
Figure 4: Gravimetric (A) and volumetric (B) water contents from samples of the core centre vs. the core rims. The water contents from the rim and centre are identical. Error bars indicate the error of the mass measurements in case of GWC_{core} and the propagated uncertainties in case of VWC_{core} . The dashed line indicates the 1:1 ratio. The mean and its standard error are marked in red.

up to 14.1 vol.-% is likely due to water inflow into the borehole (Ziegler and Loew, 2018). In January 2019, no steady state condition was reached and the ongoing water uptake may indicate swelling of the OPA in the tunnel invert.

Preliminary results of pore water pressure and hydraulic transmissivity

The boreholes CP-3 (near STB; trend/plunge: 182/-33) and CP-4 (near BTB; 180/-37) (Figure 2) were drilled, cored, and equipped with double packer

Figure 5: (A) Packer pressure and in-situ Volumetric Water Content (VWC) inferred from the Time-Domain Reflectometry (TDR) borehole probe. Note that VWC is given as equally weighed average over a moving time window of 7 days. The dotted lines show VWC data from the deep (3.1–3.3 m) and shallow (0.2–0.4 m) sensors, based on an offset correction developed for the Callovo-Oxfordian clay rock formation at the Meuse/Haute-Marne URL. The solid lines include an additional offset correction of +1.4 vol.-% inferred from the drill core water contents. (B) Packer pressures and temperatures measured close to the TDR sensors (i.e., at the gap grout-formation interface (0 m) and at 3.47 m depth), and in the logger shaft situated in the service gallery.



systems (DPS) in June 2017 (Ziegler and Loew, 2018). The test intervals in CP-3 are at depths of 16.93–17.43 m (Interval I1) and 14.93–15.93 m (Interval I2), and in CP-4 at depths of 13.13–14.63 m (Interval I1) and 11.13–12.13 m (Interval I2). Both boreholes cut through faulted Opalinus Clay in shaly facies, with small and irregularly embedded sand lenses or layers of millimetre to few centimetre thickness. The bedding in both intervals of CP-3 (dip direction/dip angle: 177/38) is at an angle of 71° to the borehole axis (note that in the first 2 m of the borehole, bedding was 178/64). CP-3 I1 exhibits three slickensided faults belonging to the same set with an orientation of 050/52 and one joint with an orientation of 119/11. In CP-3 I2 two densely faulted zones are present. In CP-4 I1 one fractured zone and one scaly clay zone (294/74) were identified, whereas CP-4 I2 lies in intact OPA with one few centimetre thick zone of scaly clay. The bedding is at an angle of 86° (124/62) and 88° (126/68) to the borehole axis in CP-4 I1 and CP-4 I2, respectively (cf., bedding mean orientation of 182/53±13° measured in CP 5a, Ziegler and Loew, 2018). The hydraulic test intervals were kept under pressure smaller than or equal to atmospheric pressure for seven months since the installation of the DPS, but as was expected no pore water could be extracted from these intervals. The minimum distances between the STB and the borehole test intervals are 4.4 and 4.0 m for CP-3 I1 and I2 and 16.2 and 16.6 m for CP-4 I1 and I2. According to

Giger et al. (2015), a pore water pressure of about 7 % and 35–50 % of the undisturbed pore water pressure can be expected for distances of about 1.6 and 3.3 tunnel radii from the STB tunnel axis. Based on an assumed natural background pore water pressure between 2 and 3 MPa and neglecting the influences of the BTB (long-term) and the CP 5a (short-term) pore water pressure between 200–300 kPa and 1000–1500 kPa could be expected in the test intervals. Taking into account a reduction of the initial pore water pressure due to long-term drainage of the adjacent BTB, the pore water pressures in the intervals of CP-3 and CP-4 might be considerably lower. On February 2nd 2018 all test intervals were filled with artificial pore water with a similar chemistry as given by Pearson (2002) and interval pressures were set to about 120–794 kPa. All borehole packer pressures were adjusted to about 2.4 MPa. After shut-in the test intervals in CP-3 showed a rapid decrease within five hours and reached pressure levels as low as 98 kPa (I2) and 115 kPa (I1) within one and four days, respectively, indicating that the intervals were not fully saturated. Both intervals were repressurised on February 12th, after which the pressure in interval I2 showed an asymptotic, still ongoing decline from 1010 to 168 kPa in January 2019 (Figure 6). This corresponds to 7–10 % of the assumed undisturbed natural pore water pressure (2–3 MPa), which is close to the estimated 7 % from Mont Terri observations (Giger et al.,

2015). The pressure in the deep interval I1 decreased within one month after pressurisation from 933 to around 101 kPa (Figure 6). On that level, pressure fluctuated between 101 and 102.5 kPa with an irregular frequency between one to several days. This is a strong indication that the interval is hydraulically connected to the STB and the interval pressure mimics atmospheric pressure variations. The test intervals in borehole CP-4 showed pressure drops within 2–4 hours after the pressurisation, before the interval pressures increased rapidly (Figure 6). Maximum pressures of 2154 kPa and 687 kPa were reached after ten days in I1 and after five days in I2, respectively. Pressure in I1 rose to nearly three times the initial pressure pulse, whereas pressure in I2 did not exceed the initial pressure pulse. Since then, the pressures in both intervals were decreasing and approached steady state at about 149 kPa (I1) and 139 kPa (I2) in January 2019. In both test intervals pressures were significantly lower (10–15 % and 5–7 %) than what was expected (35–50 %). This could be explained by superimposed pore water pressure reduction in the vicinity of the old BTB tunnels (long-term; distance: 15.7 m) and the CP 5a (short-term; distances: 10.6 and 11.5 m), the dense fracture network cutting through and surrounding the pore water pressure intervals, and large anisotropy in rock mass elasticity (Wild et al., 2015). It is not clear yet what caused the pressure rise in the test intervals of CP-4 shortly after the initial pulse. A possible explanation is pronounced swelling due to borehole damage or collapse during the seven months between drilling and testing that might have led to an increase in OPA surface prone to swelling. In addition, the intervals of the up-

wards-directed boreholes may not have been saturated leading to a possible two-phase response and more complex pressure reaction.

In June 2017, 14 fractured borehole sections in the boreholes CP-1 and CP-2 were chosen, based on core and optical televiewer (OPTV) logs as primary test intervals for pulse test screening to obtain transmissivity estimates of the fractured rock mass. Both boreholes were drilled subparallel to bedding. The tests were conducted with a double packer system with an interval length of 1 m. The intervals were saturated with artificial pore water with a similar chemistry as given by Pearson (2002) and pressure pulses of typically 120 to 330 kPa were generated by injecting water. The mass of the injected water was recorded and the pressure decay was monitored for 30 minutes up to 25 hours, depending on the rate of pressure decay. Due to time constraints (testing during tunnel construction) and the low permeability of OPA it was not possible to achieve pressure equilibrium between the intervals and the formation before pulse injection. The tests were analysed by type curve fitting using the Cooper-Breddehoeft-Papadopoulos-Neuzil analytical model (Neuzil, 1982) in the Matlab toolbox Hytool (Renard, 2017).

Analytical solutions could be obtained for interval I5 (10.2–11.2 m, two tests), I6 (9.0–10.0 m, single test), and I7 (5.5–6.5 m, two tests) in CP-1 and interval I4 (11.6–12.6 m, single test) in CP-2. For all other intervals the type curve fitting approach was not successful, probably due to alteration of the rock at the borehole wall, unsaturated condition, or insufficient pressure equilibration time before pulse testing. The obtained transmis-

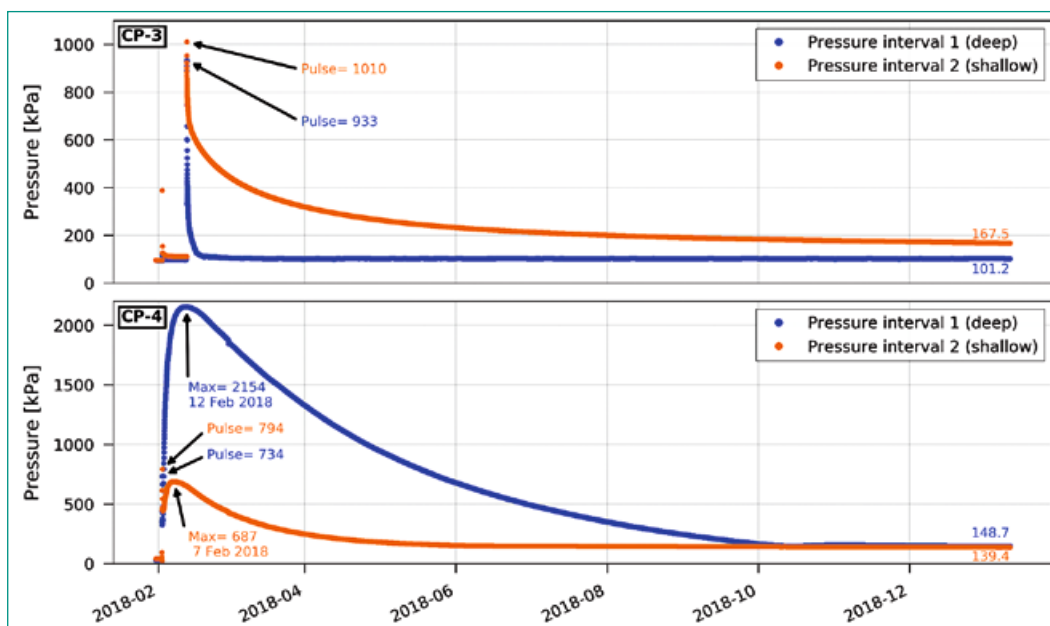


Figure 6: Pressure in the test intervals in boreholes CP-3 (near STB) and CP-4 (central between STB and BTB) in CP 5a. The test intervals in CP-3 are at depths of 16.93–17.43 m (Interval I1) and 14.93–15.93 m (Interval I2), and in CP-4 at depths of 13.13–14.63 m (Interval I1) and 11.13–12.13 m (Interval I2).

sivities range between $1.3 \cdot 10^{-9} \text{ m}^2/\text{s}$ and $4.3 \cdot 10^{-11} \text{ m}^2/\text{s}$, which are one to four orders of magnitudes higher than transmissivities of undisturbed rock ($5 \cdot 10^{-13}$ – $1 \cdot 10^{-12} \text{ m}^2/\text{s}$, Blümling et al., 2001), but comparable to transmissivities derived for the «outer EDZ» by Bossart et al. (2002) at the Mont Terri Underground Research Laboratory (MT URL). The lowest transmissivity of $4.3 \cdot 10^{-11} \text{ m}^2/\text{s}$ was obtained for CP-1 I7 where no faults or joints were visible in the core and OPTV log. Transmissivities of $3.4 \cdot 10^{-10} \text{ m}^2/\text{s}$, $1.3 \cdot 10^{-9} \text{ m}^2/\text{s}$, and $4.6 \cdot 10^{-10} \text{ m}^2/\text{s}$ were obtained for intervals CP-1 I5, CP-1 I6, and CP-2 I4, respectively. CP-1 I5 is cut by three discrete faults with slickensided surfaces and one mineralised discontinuity dipping in the same direction as the bedding (174°), but are steeper (67 – 85°) compared to bedding dip (60°). Interval CP-1 I6 and CP-2 I4 are cut by two and five, discrete slickensided faults, respectively. These faults are oriented $149/84$ (bedding $176/60$) in CP-1 I6 and in case of CP-2 I4 $166/68$ (bedding $170/60$).

Minor installation works

The temporary wooden cover for the TDR shaft in the service gallery was replaced with a perforated, traversable metal cover. Since installation of the new cover the data transmission system could not connect to the temporary mobile network of the STB. The same problem occurred with the DPS transmitter systems in CP 5a after construction of the final doorway. Tests with a different antenna did not solve the problem. New tests of the data transmitting systems will be conducted after the final, stronger mobile network will have been installed in January 2019 (IUB Engineering AG, pers. comm.). Permanently installed plastic covers for the DPS logger boxes in CP 5a replaced the preliminary wooden covers and will allow remote data transfer. Final metallic covers of the TPC logger boxes in the main tunnel were installed by Marti AG.

National Cooperation

ENSI provided the funding of the investigations in the new Belchen tunnel and cooperates with ETH in the coordination of this research. We also greatly appreciate that the Federal Roads Office (FEDRO/ASTRA) allowed us to carry out these investigations.

International Cooperation

The ETH Chair of Engineering Geology collaborates with the Chair of Foundation Engineering, Soil and Rock Mechanics of Ruhr-University Bochum (RUB, Germany) on swelling tests of Opalinus Clay shale drilled from the CP 5a and on numerical simulations of the short-term (i.e., excavation-induced) and long-term (e.g., swelling-induced) hydromechanical (HM) behaviour of the monitoring section upon TBM excavation. HM simulations will account for rock mass structures, mechanical and hydrogeological anisotropy, OPA swelling characteristics based on the results of the swelling tests, among tunnelling parameters. The collaboration was started in May 2018. First swelling tests and numerical model setup will begin in early 2019. The RUB Chair of Foundation Engineering, Soil and Rock Mechanics is a member of the Collaborative Research Centre 837 (Interaction Modelling in Mechanised Tunnelling) funded by the German Research Foundation (DFG).

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

In 2018, we started the analyses of in-situ TDR and TPC data, related to research question 1, i.e., if and where swelling around the STB occurs. We calibrated the TDR system located beneath the tunnel invert against water content measurements from drill core samples. The VWC_{TDR} recorded by the deep reference sensor stabilised after a resaturation phase. The VWC_{TDR} at the shallow sensor exceeds the VWC_{core} of drill core samples by 1.0 % shortly after installation and comprises an increasing trend, indicating water uptake, i.e., swelling. The required water likely originates from construction works carried out before the sealing and drainage system had been installed, e.g., from filling of the annular gap with a low viscosity, wet grout. The gap grout with a gravimetric water content of 140–155 % may function as water source for initial swelling at the gap grout-formation interface. On the long-term, another source of water is formation water (fracture water and pore water; e.g., Grob, 1972). Possible water pathways are advective flow along fractures and laterally along the tunnel-formation interface, or diffusive transport. The likely sources and pathways will be evaluated in 2019 (research question 2).

The existence of swelling in the tunnel invert is supported by the continuous pressure build-up from about 0.8 MPa in January 2017 to 1.2 MPa in January 2019 recorded by TPC-7 (pressure maximum of 1.23 MPa in August 2018). In contrast, the remaining TPCs show considerably lower pressure values (0.6–0.9 MPa) superimposed by seasonal pressure variations between 0.1 and 0.3 MPa. TPC-4 at the eastern side of the STB records the highest pressure (1.4 MPa, not shown). Reversible pressure peaks correlate with prominent temperature peaks related to the setting of concrete and indicate that thermal expansion and contraction of the tunnel lining may alter radial total pressure readings (to be assessed in 2019, see below). Elastic and plastic deformations of the annular gap grout likely influence and may limit the radial total pressure and, thus, potential swelling pressure magnitudes (cf., Madsen and Müller-Vonmoos, 1989). Water saturated annular gap grout from Belchen yields between 0.8 and 1.4 MPa (i.e., crack initiation stress level) under short-term uniaxial loading, which is within the range of expected maximum swelling pressures for OPA. This may explain the rapid stress drops recorded by TPC-7 (Figure 1) and may prevent greater swelling pressures until full compaction of the gap grout. However, the long-term, triaxial stress-strength behaviour of the gap grout needs to be understood to better approximate the in-situ conditions in the monitoring section.

Pore water pressure monitored in four test intervals in boreholes CP-3 and CP-4 since February 2018 are lower than expected and lie in the range of about 140 to 170 kPa. No pore water pressure data prior to excavation of the STB are available, but the low pore water pressure values in CP-4 and a comparably small pore water pressure gradient (about 4 kPa/m) between CP-3 and CP-4 suggest a far-reaching pore water pressure drawdown or a lower initial natural pore water pressure. The small pressure gradient hints also towards a rather enhanced rock mass permeability. As discussed earlier the nearby BTB and the CP 5a, as well as anisotropy of the elastic parameters of OPA and the fracture network may considerably reduce pore water pressure in the vicinity of the underground infrastructure. In borehole CP-3 the test interval I1 (distance to STB: 4.4 m) is 1 m away from the test interval I2 (distance to STB: 4.0 m) and, in contrast to I2, is hydraulically connected to the STB, suggesting a complex, heterogeneous fracture network that partly connects to the STB.

Interpretation of pulse tests with type fitting methods was often (for 10 out of 14 test intervals) inconclusive, probably due to unsaturated condition, alteration of the rock at the borehole wall or because no steady state conditions were reached prior to testing. Transmissivities for the fractured intervals where a robust analytical solution could be derived are one to four orders of magnitude higher ($4.3 \cdot 10^{-11} \text{ m}^2/\text{s}$ to $1.3 \cdot 10^{-9} \text{ m}^2/\text{s}$) than for intact OPA at the MT URL. This might allow for advective flow along these structures towards the tunnel and foster swelling.

In 2019, we will install an oil back pressure system for the shallow TDR sensor to minimise temperature and pressure effects on the water content readings. After steady state is reached pneumatic and/or hydraulic tests will be conducted in the boreholes CP-3 and CP-4 to investigate the permeability around these test intervals. In addition, we will carry out two-dimensional, thermo-mechanical simulations to assess the thermal effects on the radial total pressures to distinguish these from potential swelling pressure signals and convergence in the TPC data. Analysing the evolution of in-situ pore water pressures, water contents, radial total pressures, and radial displacements will help to address research question 1. Finally, we will investigate the swelling properties of the Opalinus Clay shale at Belchen with a laboratory program, involving swelling tests, petrophysical investigations, and clay mineralogical analyses, starting in the first half of 2019 (research question 3). This research will be carried out in collaboration with the Chair of Foundation Engineering, Soil and Rock Mechanics of Ruhr-University Bochum, Germany. The sample preparation technique for OPA swelling tests has been established at ETH and the core samples for swelling tests have been selected. Swelling tests will address the development and anisotropy of swelling pressure and heave parallel and perpendicular to bedding with water of different ionic strength. Simple free swelling tests on cubic specimens with deionised and artificial pore water are planned as index tests for a first estimate of swelling strain. The maximum swelling pressure will be assessed by volume-constrained tests on cylindrical specimens (diameter: 5 cm, thickness: 2 cm). Additionally, combined volume and load controlled swelling tests are planned, according to the method described by Pimentel (2015): a cylindrical specimen (diameter: 5 cm, thickness: 2 cm) is installed in an oedometric cell in a stiff reaction frame and watered. After volume constant swell-

ing (i.e., once the maximum swelling pressure is reached) the specimen will be unloaded stepwise and the axial strain response will be measured. With these tests the maximum swelling pressure and a stress-strain relationship can be determined with one specimen. Volume-constrained and combined tests will be conducted parallel and perpendicular to bedding with deionised and artificial pore water. One major aspect of this work is to assess the difference in swelling behaviour of disturbed (e.g. faulted, scaly clay) and undisturbed OPA. However, sample preparation for the tests described above is restricted to intact core material and can not be adopted for faulted, non-cohesive material. Powder swelling tests are planned for fault material as first estimate for its swelling potential. Completion of the mineralogical and petrophysical investigations of the OPA drill cores is planned until May 2019. This includes X-Ray Diffraction (XRD), Total Inorganic Carbon Content (TIC), Cation Exchange Capacity (CEC), Fourier-Transform Infrared Spectroscopy (FTIR), gravimetric and volumetric water content, helium pycnometry, micropore size distribution, and thin section analyses.

Publications

In 2018, Fiona Nägeli finished her B. Sc. thesis with the title *Investigation of in-situ and laboratory water content of Opalinus Clay shale from a borehole drilled at the new Belchen highway tunnel*. Her results were summarised in this report. In the framework of a second B. Sc. thesis, entitled *Mechanical properties of gap grout installed in the TBM-excavated new Belchen A2 highway tunnel*, Brian Antonioli investigated the elastic and plastic behaviour of Belchen gap grout under saturated and desaturated states. Journal publications and conference contributions are planned for 2019 and 2020.

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 Emch+Berger AG (G. Gnädiger) offered important support. Michael Plötze, Annette Röthlisberger, and Marion Rothaupt from the Institute for Geotechnical Engineering (ETH) helped with the planning and implementation of density measurements on core sam-

ples. Reto Seifert (ETH) provided technical support. We thank Giulio Molinari of the Mechanical Engineering Laboratory (ETH) for lab access and support for the mechanical testing of the gap grout.

References

- [1] Ziegler, M., Loew, S.: Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Final installations and first results (Part 1). 2016 ENSI Research and Experience Report, ENSI-AN-9961: 281–288, 2017.
- [2] NAGRA: 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., 2016.
- [3] Norrish, K.: The swelling of montmorillonite. *Discussions of the Faraday Society*, 18: 120–134, 1954.
- [4] MacEwan, D. M.C., Wilson, M.J.: Chapter 3 – Interlayer and intercalation complexes of clay minerals. In: Brindley, G. et al. (Eds.), *Crystal structures of clay minerals and their x-ray identification*, Mineralogical Society London, U.K., Vol. 5, 197–248, 1980.
- [5] Madsen, F. T., Müller-Vonmoos, M.: The swelling behaviour of clays. *Applied Clay Science*, 4(2): 143–156, 1989.
- [6] Grob, H.: Schwelldruck im Belchentunnel. *Proceedings International Symposium on Underground Openings*, September 11–14, Lucerne, Switzerland, 1972.
- [7] Steiner, W., Metzger, R.: *Bahn 2000 – Wissenbergtunnel. Erfahrungen aus Tunneln in quellendem Gestein*. 137 p., 1988.
- [8] Einstein, H. H.: Tunnels in Opalinus clayshale – A review of case histories and new developments. *Tunneling and Underground Space Technology*, 15(1): 13–29, 2000.
- [9] Steiner, W.: Swelling rock in tunnels: Rock characterization, effect of horizontal stresses and construction procedures. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Science & Geomechanics Abstracts*, 30(4): 361–380, 1993.
- [10] Madsen, F. T., Nüesch, R.: Quellende Gesteine, Quellmechanismen und die Bestimmung massgebender Quellparameter im Labor. *Studientagung*, April 6–7, Delsberg, Switzerland, Mitteilungen der Schweizerischen Gesellschaft für Boden- und Felsmechanik, 1989.

- [11] Ziegler, M., Loew, S.: Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Final installations and first results (Part 2). 2017 ENSI Research and Experience Report, ENSI-AN-10294: 315–322, 2018.
- [12] Ulusay, R., Hudson, J.A. (Eds.): The complete ISRM suggested methods for rock characterization, testing, and monitoring: 1974–2006. ISRM Turkish National Group, Ankara, 2007.
- [13] Lajtai, E.Z.: Brittle fracture in compression. *International Journal of Fracture*, 10(4): 525–536, 1974.
- [14] Antonioli, B.: Mechanical properties of gap grout installed in the TBM-excavated new Belchen A2 highway tunnel. B.Sc. thesis at the Department of Earth Science, Chair of Engineering Geology, ETH Zurich, 63 p., 2018.
- [15] Antunes, P.: Testing procedures for two-component annulus grouts. In: Fowler, M. et al. (Eds.), *North American Tunneling 2012 Proceedings*, June 24–27, Indianapolis, Indiana, U.S.A., 14–22, 2012.
- [16] Vögtli, B., Bossart, P.: DT Experiment: Swelling experiment on Opalinus Clay drillcores. Mont Terri Project, TN97–06, 1998.
- [17] ISRM: Suggested methods for determining water content, porosity, density, absorption and related properties and swelling and slake-durability index properties. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Science & Geomechanics Abstracts* 16(2): 141–156, 1979.
- [18] Fernández, A.M., Bath, A., Waber, H.N., Oyama, T.: Annex 2: Water sampling by squeezing drillcores. In: Pearson, F.J. et al. (Eds.), *Mont Terri project – Geochemistry of water in the Opalinus Clay formation at the Mont Terri Rock Laboratory*. Swiss Federal Office for Water and Geology (FOWG), *Geology Series*, 5: 171–199, Bern, 2003.
- [19] Naegeli, F.: Investigation of in-situ and laboratory water content of Opalinus Clay shale from a borehole drilled at the new Belchen highway tunnel. B.Sc. thesis at the Department of Earth Science, Chair of Engineering Geology, ETH Zurich, 51 p., 2018.
- [20] Bossart, P. and Thury, M. (Eds.) *Mont Terri Rock Laboratory – Project, program 1996 to 2007 and results*. Reports of the Swiss Geological Survey, 3, 2008.
- [21] Waber, H.N., Rufer, D.: Porewater geochemistry, method comparison and Opalinus Clay – Passwang formation interface study at the Mont Terri URL. Mont Terri Project, TR2017–02, 2017.
- [22] Giger, S.B., Marschall, P., Lanyon, B., Martin, C.D.: Hydromechanical response of Opalinus Clay during excavation works – a synopsis from the Mont Terri URL. *Geomechanics and Tunneling*, 8(5): 421–425, 2015.
- [23] Pearson, F.J.: PC Experiment: Recipe for artificial porewater. Mont Terri Project, TN2002–17, 2002.
- [24] Wild, K., Amann, F., Martin, D.: Some fundamental hydromechanical processes relevant for understanding the pore pressure response around excavations in low permeable rocks. *ISRM 2015 – Shale Symposium*, May 10–13, Montreal, Canada, 2015.
- [25] Neuzil, C.E.: On conducting the modified «slug test» in tight formations. *Water Resources Research*, 18(2): 439–441, 1982.
- [26] Renard, P.: Hytool: an open source Matlab toolbox for the interpretation of hydraulic tests using analytical solutions. *Journal of Open Source Software*, 2(19): 441, 2017.
- [27] Blümling, P., Hoteit, N., Meier, P.M.: Selfhealing: Experiments at the Mont Terri Underground Laboratory. Proceedings of the self-healing topical session of the IGSC Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (Clay Club), May 16, Nancy, France, 2001.
- [28] Bossart, P., Meier, P.M., Moeri, A., Trick, T., Mayor, J.-C.: Geological and hydraulic characterization of the excavation disturbed zone in the Opalinus Clay of the Mont Terri Rock Laboratory. *Engineering Geology*, 66: 19–38, 2002.
- [29] Pimentel, E.: Existing methods for swelling tests – a critical review. *Energy Procedia*, 76: 96–105, 2015.

Isochron–burial dating of Quaternary sediments

Author und Co-author(s)	Catharina Dieleman, Naki Akçar
Institution	Institute of Geological Sciences Bern
Address	Baltzerstrasse 1+3, 3012 Bern, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address	+41 31 631 52 79, catharina.dieleman@geo.unibe.ch, www.geo.unibe.ch
Duration of the Project	4 years

ABSTRACT

The Swiss Deckenschotter (Cover Gravels in German) deposits covering the Tertiary Molasse or Mesozoic bedrock represent the oldest Quaternary units in the northern Alpine Foreland. They are characterised by a succession of glacio-fluvial beds, which are intercalated with glacial and/or overbank deposits. The Deckenschotter is subdivided by a significant phase of incision into two units: Höhere Deckenschotter (HDS: Higher Cover Gravels) and Tiefere Deckenschotter (TDS: Lower Cover Gravels). They document the landscape changes during the Early and Middle Pleistocene in the Northern Alpine Foreland. The Northern Alpine Foreland has been glaciated at least 13 times during the Quaternary. The pace of at least eight glacier advances can be tracked in these sediment sequences. HDS and TDS were for a long time correlated with the Günz (HDS) and Mindel (TDS) glaciations. Recently, a new chronology has been established by dating HDS and TDS deposits in several outcrops at Irchel, Mandach, Siglistorf and Stadlerberg with cosmogenic nuclides. This chronology indicates that HDS and TDS are ca. 2 Ma and ca. 1 Ma old, respectively. However, the new chronology at Irchel is challenging the existing chronology,

where 2 Ma old deposits are located at the same topographic elevation as 1 Ma old ones. The aim of this project is to study the Swiss Deckenschotter deposits at Irchel, the area around Mandach and Lake Constance in detail to yield knowledge on the timing of the Early and Middle Pleistocene glaciations, erosion patterns and finally, to implement these results into a more complex landscape evolution model than thought so far. Sedimentological analyses will be used to identify the provenance, the transport mechanism and the depositional environment of the Deckenschotter sequences at these sites. The chronology will be reconstructed by the isochron-burial dating technique with cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al . In 2018, previous studies on Deckenschotter have been surveyed as well as two sites in the area around Lake Constance were sampled: one site morphostratigraphically attributed to the HDS and one to the TDS. In parallel, the collected samples have been prepared in the laboratory for the cosmogenic nuclide analysis. First accelerator mass spectrometry analysis of these samples are expected by summer 2019. Furthermore, samples for clast petrography and morphometry at the sites in Irchel were collected.

Project goals

In the beginning of the 19th century, Merian described the Deckenschotter deposits in the Northern Alpine Foreland as flood deposits [1]. In 1844, however, Escher von der Linth attributed these to the upper layer of the Molasse [2]. Later, he questioned whether these sediments might be part of the Molasse bedrock or not and in 1869 he found evidence pointing their deposition during the Quaternary [3; 4]. For the first time, Du Pasquier related the Swiss Deckenschotter to glaciofluvial activity in the foreland [5]. In the literature, the term «löchrige Nagelfluh» (porous conglomerate in German) was used to describe the Swiss Deckenschotter deposits because they looked unconsolidated and porous [5; 6; 7; 8]. The «löchrige Nagelfluh» and the Tertiary Nagelfluh (Molasse conglomerate) were distinguished based on the degree of cementation and weathering, number of clast molds, clast petrography, roundness and size [6; 7; 8]. At the end of the 19th century, Gutzwiler divided the Swiss Deckenschotter into two units: older and younger Deckenschotter because he observed that the base of these two units were located at different elevations [9]. Frei describes in his «Monographie des Schweizerischen Deckenschotter» that Deckenschotter deposits are forming the plateau shaped hills in the Northern Alpine Foreland [8]. As the permeability of the Deckenschotter deposits is higher than that of the underlying Molasse bedrock, the groundwater drainage leads to the formation of springs along their contact [10]. Today, the term Deckenschotter is attributed to a succession of glaciofluvial gravel layers with intercalated glacial and/or overbank deposits [5; 8; 11; 12]. Today, the Swiss Deckenschotter are considered as the oldest Quaternary units in the northern Swiss Alpine Foreland and document the landscape changes during the Early and Middle Pleistocene. These deposits covering the Molasse or Mesozoic bedrock occur within and beyond the Last Glacial Maximum (LGM).

In the southern part of Germany, Penck classified similar sediments as Deckenschotter because he interpreted these deposits as one layer of sediments covering the Tertiary bedrock [13]. In 1909, Penck and Brückner proposed four glaciation periods based on different levels of former outwash plains in the southern part of Germany: the Günz, Mindel, Riss, and Würm glaciation [14]. For a long time, the Quaternary stratigraphy in the Swiss northern Alpine Foreland has been correlated with

the stratigraphy in Southern Germany. Accordingly, the Quaternary morphostratigraphy of the Northern Alpine Foreland is characterised by four units: Höhere Deckenschotter (Higher Cover Gravels, HDS), Tiefere Deckenschotter (Lower Cover Gravels, TDS), Hochterrasse (Higher Terrace, HT) and Niederterrasse (Lower Terrace, NT). These four units show a reversed stratigraphic relationship, which means that units located at a higher elevation are considered to be older than units at a lower elevation [12; 15]. The HDS and TDS are separated from each other by a significant phase of incision [16]. In 1988, Schlüchter proposed a new stratigraphy for the Quaternary glaciations in the northern Swiss Alpine Foreland showing that glaciers advanced and overrode the Alpine Foreland at least 13 times [17]. Among these glacier advances, four to eight glaciations are attributed to the Deckenschotter deposits in the early Pleistocene. The Möhlin, Habsburg, Hagenholz, Beringen, and Birrfeld (including two advances) glaciations are known as middle to late Pleistocene glaciations [18].

The timing of the Deckenschotter deposits is still poorly understood. The lithostratigraphy was reconstructed based on the morphostratigraphy and absolute ages are scarce. In 1996, mammal fossils were found in HDS deposits at Irchel, which were dated to MN17 (Mammal Neogene Zone 17: 1.8-2.5 Ma) [19]. Deckenschotter deposits in southern Germany were for the first time dated with cosmogenic nuclides in 2007. Häuselmann et al. yielded ages of 2.4 Ma for HDS and 0.7 Ma for TDS [20]. Recently, Swiss Deckenschotter deposits at seven sites in the northern Alpine Foreland were dated with depthprofile dating and isochron-burial dating within the ENSI research project «Timing of Early and Middle Pleistocene glaciations in the Alps» (Project no. H-100898). At Irchel, which is morphostratigraphically attributed to the HDS three sites were dated: (1) Wilemer Irchel (Forenirchel Gravel) to ca. 2 Ma, (2) Steig (Steig Gravel) to ca. 1 Ma and (3) Hütz (Irchel Gravel) to ca. 1 Ma [21]. HDS deposits at Stadlerberg are ca 2 Ma old and those at Siglistorf 1.5 ± 0.2 Ma [22; 23]. In the area around Mandach, the HDS deposits at Buech are dated by depth-profile dating to ca. 1.0 Ma and the TDS deposits at Ängi to 0.6 Ma [21; 24]. The TDS deposits at Rechberg and Pratteln are 0.7 Ma and 0.3 Ma old [21; 25]. According to Claude et al., the HDS accumulation occurred at around 2 Ma. The subsequent incision created the space for the TDS deposits to accumulate [22]. In addition, sedi-

ments at these sites were analysed to collect information about the provenance, transport mechanism and depositional environment. The sediment analyses at Wilemer Irchel and Stadlerberg yielded a clast provenance from the Northern Central Alps with some recycling of clasts from the Molasse conglomerates [21; 22]. A fingerprint of the Linth paleoglacier was found at Stadlerberg and an incision into the TDS at around 1 Ma is suggested [22]. The sedimentology of the Deckenschotter at Steig and Hütz at Irchel and Rechberg showed a provenance from the Northern Central and Central Eastern Alps as well as recycling from the Molasse bedrock. Additionally, a fingerprint of the Linth and Rhaetian paleoglaciers were determined [21]. At Pratteln site, which had been originally attributed to the TDS, however, depth-profile dating of the sediments indicated a timing of deposition during the HT glaciations [25].

Deckenschotter are considered to have a reversed morphostratigraphic relationship meaning that the older deposits are located at higher elevation than younger ones [12; 15]. The reconstructed chronology of the HDS at Wilemer Irchel, Siglistorf and Stadlerberg support this consideration as they seem to agree with the existing morphostratigraphy and chronology [21; 22; 23]. In contrast, the isochron-burial ages of ca. 1Ma of the HDS deposits at Steig and Hütz at Irchel contradict the published morphostratigraphy and relative ages for these sites. So, 1 Ma old deposits are located at the same elevation as 2 Ma old ones [21]. This raises the question how far can the ages with the simplistic approach «same elevation means same age» be explained.

After the LGM-glaciers melted, many lakes in the Swiss Foreland were formed and since then they store the sediments coming from the Alps. Similarly, such sediment traps should have been built between and after Deckenschotter glaciations. The reconstructed sediment pathways and drainage network patterns for Deckenschotter sequence, therefore, require the presence of glaciers in the northern Alpine Foreland for their deposition during the Quaternary, because otherwise sediments originating from the alpine valleys would have been stored in such traps during their transport to the Northern Alpine Foreland [17]. During the Middle Pleistocene at least five glaciations reached the foreland and two, including the LGM, during the Late Pleistocene [17; 18]. In comparison to older glaciations, the extent of the LGM piedmont glaciers and their chronology are well

known [26]. Geomorphological evidences for older glaciations have probably been eroded by the LGM advance. There is only limited or little information available about the older glaciations, including the Most Extensive Glaciation (MEG) and the Deckenschotter glaciers [17; 18]. The MEG is locally attributed to the Möhlin Glaciation [27]. Due to the scarcity of the information about past glaciations, particularly during the Early and Middle Pleistocene, when and where the glaciers in the foreland were and when they reached their most extensive position remain to be revealed.

The focus of the «Isochronburial dating of Quaternary sediments» project is on: Deckenschotter deposits in the Mandach region, at Irchel and the area around Lake Constance; sediments related to the MEG (local Möhlin glaciation) around Basel. In this study, we aim to yield knowledge on the timing of the Deckenschotter glaciations and the MEG, on erosion patterns and on the landscape development in the Northern Alpine Foreland since the Pleistocene. To achieve this, one MEG and eleven Deckenschotter sites will be studied in detail. The chronology will be reconstructed by isochron-burial dating with ^{10}Be and ^{26}Al . Sediment analysis including clast petrography, morphometry and fabric, will be performed in order to understand where the sediment has its origin, which direction the water was flowing, and which depositional environment and transport mechanisms were present. As mentioned above, the new chronology at Irchel contradicts the attributed chronology based on the morphostratigraphy [21]. To disentangle the sequence of events into a more complex landscape evolution model, additional sites at Irchel will be dated. This contradictory sequence of events might be valid for other Deckenschotter sites. Therefore, further HDS and TDS deposits in the area around Mandach will be studied. This knowledge will allow a better understanding of the development of erosion patterns in the Northern Alpine Foreland from the Pleistocene on. In the area around Lake Constance, there is a large difference in elevation between the base Deckenschotter and the local base of erosion. The chronology of the Deckenschotter deposits in this area is important to trace the pace of the Rhaetian Lobe as well as the Rhine and Thur rivers and to reconstruct the erosion history leading to this difference in elevation. Hence, HDS and TDS deposits will be dated and studied. In brief, this project will give some indication of how important glaciers are for the landscape evolution, how the process ori-

ented erosion history developed in the foreland during the Quaternary and what the trigger mechanisms for erosion were.

Work carried out and results obtained

In addition to the ongoing literature survey through 2018, in spring, we selected and sampled two sites in the area around Lake Constance: (1) Schienerberg and (2) Chroobach (Figure 1), in addition to the previously sampled nine sites. The site Schienerberg is morphostratigraphically attributed to the TDS and Chroobach to HDS. A total of 10 clasts were collected from the Schienerberg site (Figure 2): one gneiss, one conglomerate, one siliceous limestone and seven quartzite clasts. The quartzite clasts have following colours: white, reddish, orange, grey and light brown. The clasts size ranges from 8–24 cm. The clast weight vary between 0.6 and >5 kg. At the

base of the outcrop, till is embedded in the Deckenschotter deposits. Within the till a scratched clast was found (Figure 2). The sediment sample has been taken from the till. In addition, the clasts at this outcrop are coated by glacier flour.

Twelve quartzite clasts were collected at Chroobach. The quartzite clasts are white, orange, dark red, light brown and dark grey. The clasts size changes from 9 cm to 16 cm and weight from 0.4 to 4 kg. Additionally, an amalgamated sediment sample consisting of >50 quartz pebbles has been collected.

Clasts for the petrography and morphometry analysis were collected at the three sites at Irchel: Hochwacht, Hasli and Scharthenflue. For each site, 250 clasts were taken to determine the lithology and 100 veinquartz clasts for the morphometry analysis, i.e. measuring the length, width, thickness and radius of the smallest curvature of the clast (Figure 3). To make sure not being optically influenced by any colour or lithology, the clasts for the clast petrography were taken blind [22].

For each sampling site, 9 clasts and on sediment sample were chosen for the sample preparation in the laboratory [after 24]. First, they were crushed and sieved. Then, the magnetic parts were removed by magnetic separation. Thereafter, the samples were leached with weak HF. The leaching of a total of 110 samples was finished by the end of 2018. After the leaching process, aliquots are prepared for total Al concentration measurements on the ICP-MS. We aim to decrease the Al concentration down to less than around 20 ppm, so that the uncertainty of the $^{26}\text{Al}/^{27}\text{Al}$ at the AMS analysis is < 10 % [24]. Based on these results of the ICP-measurements, we will identify the five clast samples per site based on the total Al amount and the quantity of the isolated quartz. These will be further processed for the ^{10}Be and ^{26}Al extraction.

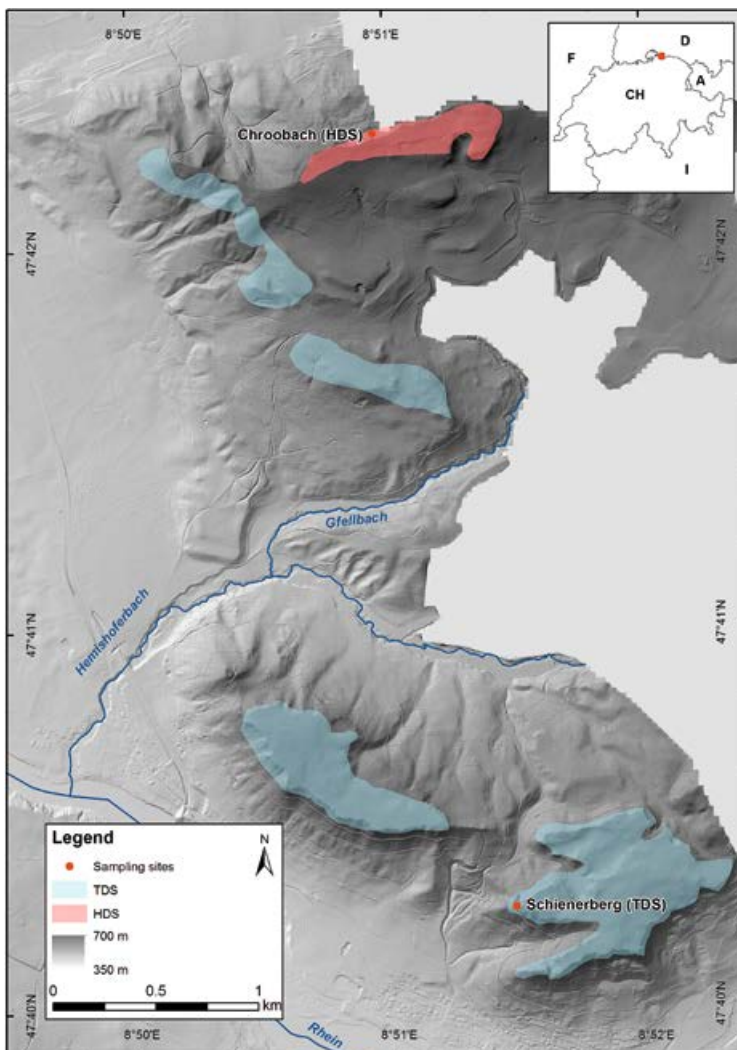


Figure 1: DEM of the area around Lake Constance. The red dots indicate the two sampling sites Schienerberg and Chroobach, which are morphostratigraphically attributed to the TDS and HDS respectively.

National Cooperation

The scientific collaboration on cosmogenic nuclide methodology and applications between the Institute of Geological Sciences at the University of Bern and the Laboratory of Ion Beam Physics (LIP) at ETH Zürich, established in the early 90's, yielded several research projects, international publications, PhD and MSc. theses. This consortium has a long tradition and a wealth of experience in applying terrestrial cosmogenic nuclides (^{10}Be , ^{26}Al and ^{36}Cl) to determining the timing of events and rates

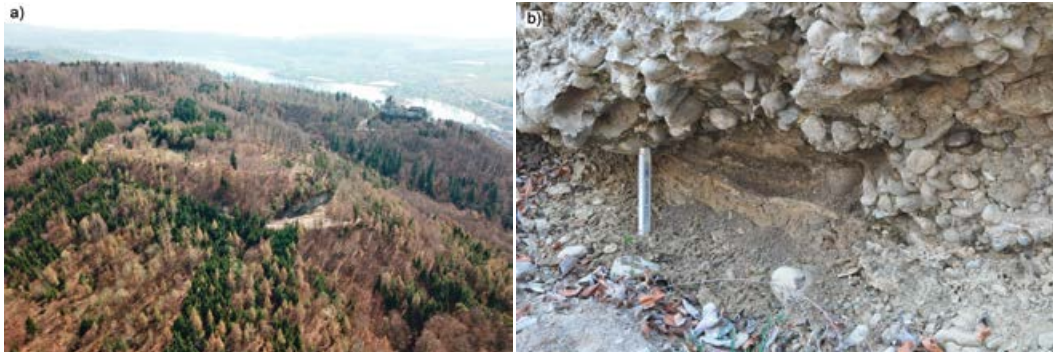


Figure 2: a) Picture taken with a drone showing the outcrop Schienerberg and the surrounding area. b) Till layer below the gravel deposits, which are coated by glacier flour.



Figure 3: Pictures from the site Irchel a) Clast collection for the petrography at Scharfenflue. b) collecting vein-quartz-clasts for the clast morphometry at Hasli. c) collected clasts in the sieve for the clast petrography at Hochwacht.

of landscape change in four different settings: Quaternary glaciations, local and large-scale surface erosion, landslides, and neotectonics. In addition, the specificity of the LIP group is its 30 years of innovations and experience in AMS, while being the largest European tandem accelerator facility with a broad AMS program in the European scientific landscape.

Assessment 2018 and Perspectives for 2019

With the sampling campaign in the area around Lake Constance in spring, our sample collection for the isochron-burial dating comprises 137 samples in total. The sample preparation of the samples taken in 2017 has already been started by the end of 2017. In 2018, we continued with the preparation of these samples. The quartz purification of

the samples from the three sites at Irchel, the six in the region around Mandach and the two in the area around Lake Constance has been completed. From 70 of the samples from the sites at Irchel and Mandach aliquots are ready for the ICP-MS analyses. Beginning of 2019, aliquots will be prepared for the remaining 20 samples from Irchel and Mandach as well as the 20 samples from the area around Lake Constance. Total Al amounts of the samples will be then measured by ICP-MS analysis. Based on these analyses, the five clast samples with the lowest total Al amount per site as well as the sediment sample will be selected for the chemical sample preparation. In the first half of 2019, the site Möhlin will be sampled. The sample preparation of all samples will be completed and the ^{10}Be and ^{26}Al measured at the AMS facility at ETH Zurich. In addition, clast petrography, clast morphometry and clast fabric of the sediments at the study sites will be accomplished.

References

- [1] *P. Merian*: Übersicht der Beschaffenheit der Gebirgsbildungen in der Umgebung von Basel, Beiträge zur Geognosie, v. 1, 1821.
- [2] *A. Escher von der Linth*: Geognostische Schilderung des Kantons Zürich, in Gemälde der Schweiz, 1844.
- [3] *A. Escher von der Linth*: Bemerkungen über die Molassegebilde der Ostschweiz, Mittlg. d. nat. Ges. Zürich, 1847.
- [4] *A. Escher von der Linth*: Über das quartäre Konglomerat der Utokuppe, Vierteljahresschr. d. zürch. nat. Ges., v. 14, 1869.
- [5] *L. Du Pasquier*: Ueber die fluvioglacialen Ablagerungen der Nordschweiz 1891
- [6] *J. Hug*: Geologie der nördlichen Teile des Kantons Zürich und der angrenzenden Landschaften, Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz., p. 141, 1907.
- [7] *J. Früh*: Die beiden Deckenschotter auf dem westlichen Seerücken zwischen Untersee und Thurtal, Mitteilungen der Thurgauischen Naturforschenden Gesellschaft, v. 19, p. 3–21, 1910. doi: 10.5169/seals-593958.
- [8] *R. Frei*: Monographie des Schweizerischen Deckenschotter, Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 37, 1912.
- [9] *A. Gutzwiller*: Die erratischen Gesteine der prähistorischen Niederlassung zum Schweizerbild, Neue Denkschriften der schweiz. nat. Ges., v. Bd. 35, 1896.
- [10] *A. Aepli*: Erosionsterrassen und Glazialschotter, Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, p. 128, 1891.
- [11] *A. Güller*: Ueber den Deckenschotter am Südhang der Lägern (Kt. Zürich), Eclogae Geologicae Helvetiae, v. 37, 1944.
- [12] *H.R. Graf* Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz, ETH Zürich Dissertation Nr. 10205, 151 pages, 1993.
- [13] *A. Penck*, Die Vergletscherung der deutschen Alpen, 1882.
- [14] *A. Penck, E. Brückner*: Die Alpen im Eiszeitalter, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.
- [15] *H.R. Graf* Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz, Beiträge zur geologischen Karte der Schweiz (Vol. 168), Wabern, Switzerland: Bundesamt für Landestopographie, swisstopo, 2009.
- [16] *H.R. Graf, B. Müller* Das Quartär: Die Epoche der Eiszeiten, In: T. Bolliger (Ed.), Geologie des Kantons Zürich (pp. 71–95), Thun: Ott Verlag, 1999.
- [17] *C. Schlüchter*: The deglaciation of the Swiss Alps: A paleoclimatic event with chronological problems. Bulletin de l'Association Française pour l'étude du Quaternaire, 2(3), 141–145, 1988.
- [18] *F. Preusser, H.R. Graf, O. Keller, E. Krayss, C. Schlüchter*: Quaternary glaciation history of northern Switzerland, Quaternary Science Journal (Eiszeitalter und Gegenwart), 60, 282–305, 2011.
- [19] *T. Bolliger, O. Fejfar, H. Graf and D. Kaelin*: Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich), Eclogae geol Helv, v. 89, p. 1043–1048, 1996.
- [20] *P. Häuselmann, M. Fiebig, P.W. Kubik, and H. Adrian*: A first attempt to date the original «Deckenschotter» of Penck and Brückner with cosmogenic nuclides, Quaternary International, v. 164–165, p. 33–42, 2007. doi: 10.1016/j.quaint.2006.12.013.
- [21] *A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, M. Christel, C. Vockenhuber, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter* Changes in landscape evolution patterns in the northern Alpine Foreland during the Mid-Pleistocene Revolution submitted.
- [22] *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.
- [23] *N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, F. Schlunegger, A. Claude, R. Reber, M. Christl, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter*: Isochronburial dating of glaciofluvial deposits: First results from the Swiss Alps Earth Surf. Process. Landforms, 42, 14, 2414–2425, 2017.
- [24] *N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, A. Claude, H.R. Graf, A. Dehnert, P. W. Kubik, M. Rahn, J. Kuhlemann, C. Schlüchter*: The first major incision of the Swiss Deckenschotter landscape, Swiss J Geosci, 107, 337–347, 2014.

- [25] A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. Rentzel, C. Pümpin, D. Tikhomirov, P.W. Kubik, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter Chronology of Quaternary terrace deposits at the locality Hohle Gasse (Pratteln, NW Switzerland), *Swiss J Geosci*, 2017. DOI 10.1007/s00015-017-0278-z
- [26] A. Bini, J.-F. Buonchristiani, S. Couterand, D. Ellwanger, M. Felber, D. Florineth, et al. Switzerland during the Last Glacial Maximum (LGM), 1:500'000 Wabern: Federal Office of Topography, swisstopo, 2009.
- [27] K. A. Dick, H.R. Graf, B. U. Müller, P. Hartmann and C. Schlüchter: Das nordalpine Wasserschloss und seine eiszeitgeologische Umgebung, *Eclogae geol. Helv.*, 89 (1), 635–645, 1996.

Quartärstratigraphie 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 stratigraphische 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-stratigraphischen Interpretationen des vorhandenen Sedimentinventars (Bodensee-Rheingletschergebiet/zentrale Nordschweiz/südlicher Oberrheingraben). Das Forschungsprojekt hat 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.

Nach Abschluss der mit dem vorliegenden Projekt in Zusammenhang stehenden Arbeiten für das Blatt Sissach-Rheinfelden des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25000 im Vorjahr, ging es in der aktuellen Phase darum, das Sedimentinventar des westlichen Teils des Projektgebietes (Gebiet Blatt Rheinfelden bis südlicher Oberrhein) anlässlich von Feldbegehungen zu sichten, zu validieren und zu beproben (Geröll- und Sandproben). Es zeigte sich, dass hier dem Frühpleistozän zuzuordnende Ablagerungen zwar flächenmässig in relativ grosser Verbreitung

vorkommen, dass aber Aufschlüsse in Höheren Deckenschottern äusserst selten sind. Tiefere Deckenschotter und mittel- bis spätpleistozäne Ablagerungen sind hingegen für unsere Zwecke ausreichend gut aufgeschlossen und beprobbar. Weiter wurden die bisher ausgezählten Geröllproben aus Aufschlüssen, den uns vom Baden-Württembergischen LGRB zur Verfügung gestellten Kernen der Forschungsbohrungen Namsheim und Hartheim sowie weiteren Kernbohrungen statistisch ausgewertet. Als vorläufiges Resultat kann ausgesagt werden, dass die Proben aus Höheren und Tieferen Deckenschottern offenbar in enger Beziehung zu den Proben aus der Breisgau-Formation des südlichen Oberrheingebiets stehen. Dies bestätigt die bestehende Korrelation jener Einheit mit dem Frühpleistozän. Weiter zeigt es sich, dass die Proben aus Hochterrassenschottern ganz allgemein eng miteinander verwandt sind und auch Beziehungen zu den älteren Anteilen der Neuenburg-Formation aufweisen – was wiederum die bestehende Interpretation der tieferen Lagen der Neuenburg-Formation bestätigt. Insgesamt kann aus diesen vorläufigen Resultaten geschlossen werden, dass sich die Methoden der Sedimentpetrographie durchaus eignen für eine Korrelation der Schotterterrassen im Hochrheingebiet mit den Abfolgen der Füllung des südlichen Oberrheingrabens.

Fortgesetzt wurde die Beschaffung von Kartengrundlagen und Bohrdaten für die vorgesehene Karte der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen des Untersuchungsgebietes.

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, spielen 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, vertikaltektonischen Bewegungen gesehen (z.B. [5]). 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 sedimentpetrographischen Untersuchungen soll eine detaillierte stratigraphische 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.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

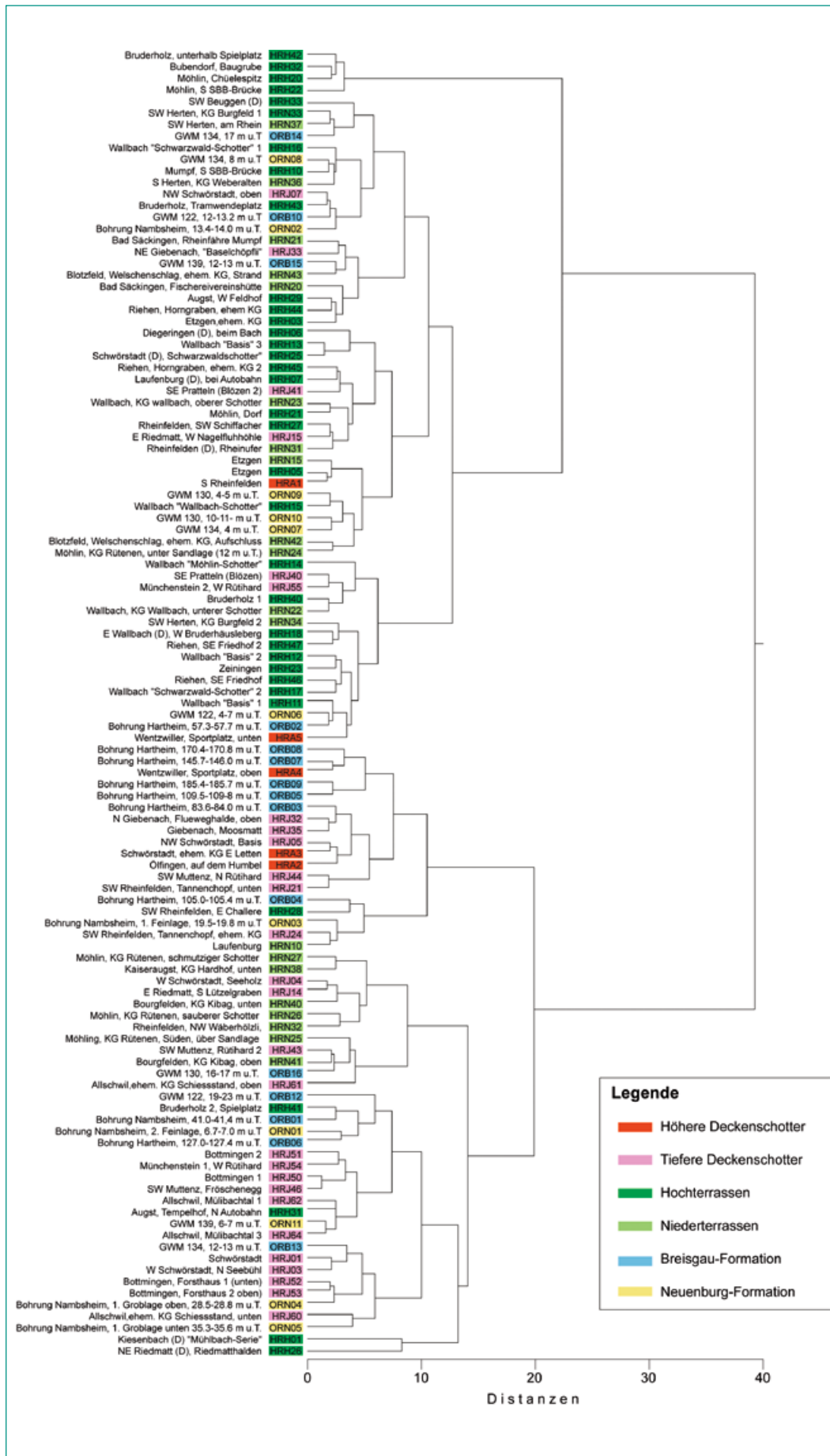
Bis Ende 2017 wurden die pleistozänen Ablagerungen im Untersuchungsgebiet zwischen der Aaremündung und dem Gebiet von Blatt Rheinfeldern begangen und beprobt. Im 2018 wurden die entsprechenden Feldarbeiten im westlich anschließenden Bereich bis zum südlichen Oberrheingebiet ausgeführt. Als Unterstützung für die Begehung der in Frankreich gelegenen Gebiete konnte Dr.

Michel George, ein ehemaliger Mitarbeiter des französischen Bureau de Recherches Géologiques et Minières (BRGM) und ausgewiesener Kenner der lokalen geologischen Verhältnisse, gewonnen werden. Dadurch gestaltete sich die Feldarbeit effizient und wurde zudem durch zahlreiche Hinweise seinerseits auf (z.B.) frühere Bauvorhaben und Grundwassernutzungen wertvoll ergänzt.

Es zeigte sich, dass im 2018 untersuchten Gebiet Höhere Deckenschotter auf den bestehenden geologischen Kartenblättern zwar in grossflächiger – und weitgehend auch nachvollziehbarer – Verbreitung angegeben sind, dass Aufschlüsse aber kaum existieren. Dies ist in erster Linie auf eine flächige Deckschicht aus Löss, Lösslehm und Verwitterungsschutt zurückzuführen. Demgegenüber sind Tiefere Deckenschotter sowie Schotter von Hoch- und Niederterrasse in für eine repräsentative Beurteilung und Beprobung ausreichendem Masse aufgeschlossen.

Die bis Ende 2018 im Untersuchungsgebiet gewonnenen Kiesproben, welche aus Aufschlüssen, aus den vom Baden-Württembergischen Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau (LGRB) zur Verfügung gestellten Kernen der Forschungsbohrungen Namsheim und Hartheim sowie weiteren Kernbohrungen aus dem südlichen Oberrheingebiet stammen, wurden gemäss der in [2] beschriebenen Methodik analysiert und statistisch ausgewertet. Als erste, noch provisorische statistische Auswertung der Geröllzählungen wurde eine hierarchische Clusteranalyse ausgeführt. Das Resultat ist als Dendrogramm in Abb. 1 dargestellt. Die ausgewerteten Proben sind darin nach morphostratigraphischen Einheiten (Hochrheingebiet) bzw. nach lithostratigraphischen Einheiten (südlicher Oberrhein) farblich markiert. Dabei umfassen – gemäss Interpretation der Landesaufnahme von Baden-Württemberg – die Neuenburg-Formation die Ablagerungen der letzten zwei Glazialzyklen, während die Breisgau-Formation frühpleistozäne Ablagerungen beinhaltet ([4]).

Das Dendrogramm zeigt bei einer Distanz von ca. 40 (vgl. Skala in Abb. 1) eine Aufteilung der Proben in 2 Cluster – wobei die Abgrenzung im «Kontaktbereich» der beiden Cluster erfahrungsgemäss eher graduell als scharf ist. Im oberen Cluster sind der grösste Teil der Proben aus Hochterrassenschottern zu finden, während im unteren Cluster die meisten Proben aus der Breisgau-Formation der beiden Forschungsbohrungen zu finden sind. Dazu kommen die meisten Proben aus Höheren und Tieferen Deckenschotter sowie wenige aus



Niederterrassenschottern. Etliche Proben aus Tieferen Deckenschottern sind auch im oberen Cluster zu finden. Die Proben aus den Niederterrassen und der Neuenburg-Formation sind in beiden Cluster zu finden. In erster Näherung kann dies so interpretiert werden, dass aus geröllpetrographischer Sicht deutliche Beziehung zwischen den Deckenschottern und der Breisgau-Formation bestehen (was die bisherige zeitliche Einordnung der beiden Gruppen von Einheiten soweit bestätigt) und die Hochterrassenschotter untereinander sehr ähnlich zu sein scheinen. Allerdings ist auch erkennbar, dass die Proben aus Tieferen Deckenschottern und Niederterrassen nicht zueinander gruppiert werden. Das deutet darauf hin, dass in diesen beiden Einheiten unterschiedliche Schüttungen vorkommen könnten. Solche Verteilungen haben in früheren Untersuchungen oft das Potenzial für weiterführende Erkenntnisse getragen. Dem weiter nachzugehen wird Inhalt der Arbeiten in 2019 sein. Die vorläufigen Resultate zeigen jedoch, dass die angewandte Methode auch für die Ablagerungen im Untersuchungsgebiet dieses Projektes wertvolle Erkenntnisse liefert.

Fortgesetzt wurde 2018 auch die Beschaffung von digitalen geologischen Kartengrundlagen und Bohrdaten beim LGRB, bei der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) und kantonalen Stellen. Durch die Universität Basel (Prof. Dr. P. Huggenberger) wurden die vorhandenen Bohrdaten in der Umgebung von Basel zusammengestellt und eine Interpretation in Form von Felsisohypsen erarbeitet. Diese Daten stehen uns nun ebenfalls zur Verfügung. Diese Grundlagen dienen der Erstellung der für den Projektbericht vorgesehenen 1:50 000-er Karte der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen des Untersuchungsgebiets.

Nationale Zusammenarbeit

Wie oben erwähnt, erarbeitet das Bundesamt für Landestopographie swisstopo das Blatt Sissach/Rheinfeld des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25 000. Unser Forschungsprojekt liefert die Basis für die stratigraphische Einstufung der pleistozänen Ablagerungen auf diesem Blattgebiet. Ferner soll das entsprechende Teilgebiet der 1:50 000-er Karte der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen unseres Untersuchungsberichts zu eine Tafelbeilage der Erläuterungen als Felsisohypsenkarte aufbereitet werden.

Die im südlichen Bereich des Möhliner Feldes im Gebiet der Gemeinde Zeiningen gelegene Kiesgrube «Bünten» wurde schon mehrmals wissenschaftlich bearbeitet (u.a. [1], [2] und [6]) und ist vor allem deshalb von grosser Bedeutung, weil darin eine Präsenz der alpinen Gletscher festgestellt werden konnte. Nachdem diese Grube lange Zeit kaum aktiv war, sind nun wieder Abbauarbeiten im Gang. Es sollen nun Möglichkeiten zur erneuten Freilegung der alpinen Moräne (Bünten-Till) gesucht werden, um eine Datierung mittels kosmogener Nuklide zu versuchen (Universität Bern, ENSI-Forschungsprojekt «Isochron-burial dating of Quaternary Sediments»).

Internationale Zusammenarbeit

Das LGRB in Freiburg i.Br. stellte uns Bohrkerne von zwei Forschungsbohrungen sowie Sedimentproben aus weiteren Kernbohrungen aus dem südlichen Oberrheingraben für sedimentpetrographische Untersuchungen zur Verfügung. Unsere Resultate werden im Gegenzug dem LGRB zur Verfügung gestellt. Im Weiteren stellt die Zusammenarbeit mit dem LGRB einen wesentlichen Pfeiler für die Diskussion der genetischen und stratigraphischen Zusammenhänge im Raum zwischen Bodensee, zentraler und westlicher Nordschweiz sowie dem Oberrheingebiet dar.

Die für 2019 vorgesehene Aufbereitung der Schwermineralproben inkl. Herstellung der Präparate wird von Mitarbeitern der Universität Freiburg i. Breisgau ausgeführt.

Eine Untersuchung der stratigraphisch-genetischen Verhältnisse der eiszeitlichen Terrassen im Gebiet Hochrhein – südlicher Oberrhein lieferte Hinweise auf zum Teil sehr junge Alter der allgemein als «Akkumulationsniveau» der letzteiszeitlichen Schotter (Niederterrassen) betrachteten Ablagerungen [3]. Sollten sich diese Alter bestätigen bzw. konkretisieren lassen, würde ihre bisherige Korrelation mit den gletscherdynamischen Vorgänge im Alpenvorland infrage gestellt. Möglicherweise ergäben sich daraus sogar Konsequenzen hinsichtlich der generellen Korrelierbarkeit der Terrassenschotter im Hochrheintal mit den pleistozänen Ablagerungen im nordschweizerischen Mittelland. Es ist vorgesehen, in Zusammenarbeit mit der Albert-Ludwigs-Universität Freiburg die Altersstellung der angesprochenen Ablagerungen mit neuen Datierungen (OSL-Methode) zu überprüfen. Die entsprechenden Untersuchungen

sollen 2019 erfolgen. Parallel dazu soll ebenfalls an der Universität Freiburg im Rahmen einer Masterarbeit die Sedimentologie der Niederterrassenschotter in verschiedenen aktiven Kiesgruben des Projektgebiets untersucht werden.

Bewertung 2018 und Ausblick 2019

Die Arbeiten des Jahres 2018 standen wesentlich im Zeichen der Beschaffung von Informationen und sedimentpetrographischen Proben sowie von digitalen Karten- und Bohrdaten. Nun stehen uns flächendeckend die Bohrdaten der schweizerischen Gebiete (Quellen: Universität Basel, swisstopo, Kanton Aargau, Nagra, LGRB) zur Verfügung. Ebenso konnten die digitalen Daten der vorhandenen geologischen Karten im Massstab 1:25000 vollständig beschafft werden. 2019 soll die als Beilage zum Bericht vorgesehene 1:50000-er Karte der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen (Felsisohypsen) fertiggestellt werden.

Die Beprobung der zu untersuchenden Ablagerungen ist praktisch abgeschlossen. Die Geröllzählungen sind zu einem grossen Teil ausgeführt. Die vorläufigen Ergebnisse sind vor dem morpho-/lithostratigraphischen Hintergrund des Untersuchungsgebietes bisher gut interpretierbar. Die Schwermineralzählungen werden 2019 nach Bereitstellung der Proben erfolgen. Im Frühjahr 2019 soll in Zusammenarbeit mit der Universität Bern abgeklärt werden, ob in der bekannten Kiesgrube Bünthen (Zeiningen) eine Freilegung und ggf. Beprobung der alpinen Moräne (vgl. oben) möglich sein wird. Ebenfalls im Frühjahr 2019 soll in Zusammenarbeit mit der Universität Freiburg i. Br. die Untersuchung der Niederterrassenschotter hinsichtlich Sedimentologie und Altersstellung in Angriff genommen werden (vgl. oben). Und schliesslich soll per Ende 2019 die Synthese sowie abschliessende Berichterstattung erfolgen.

Referenzen

- [1] *K. A. Dick, H. R. Graf, B. U. Müller, P. Hartmann & C. Schlüchter*: Das nordalpine Wasserschloss und seine eiszeitgeologische Umgebung, *Eclogae geol. Helv.*, 89/1: 635–645, 1996.
- [2] *H. R. Graf*: Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz, *Beitr. Geol. Karte Schweiz*, N. F. 168, Bundesamt für Landestopografie swisstopo, 2009

- [3] *S. Kock*: Pleistocene Terraces in the Hochrhein area – formation, age constraints and neotectonic implications, *Diss. Univ. Basel.*, 2008.
- [4] *LGRB Baden-Württemberg (Hrsg.)*: Symbol Schlüssel Geologie Baden-Württemberg. Verzeichnis geologische Einheiten – Aktual. Ausg. Jan. 2004, Internet-Publ.: www.lgrb.uni-freiburg.de
- [5] *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
- [6] *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
Nuclear Security Contact Group (NSCG)		Sicherung
Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPRiSC)		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
International Reporting System (IRS)		Allgemein
International Nuclear Event Scale (INES)		Allgemein
Power Reactor Information System (PRIS)		Reaktorsicherheit
Emergency Preparedness and Response Information Management System (EPRIMS)		Notfallschutz
International Nuclear Information System (INIS)		Allgemein
Spent Fuel Performance Assessment and Research		Entsorgung
International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)	Working Group 4 «Regulators» (WG4)	Reaktorsicherheit
International Decommissioning Network IDN		Stilllegung
TECDOC on Regulatory Oversight of Human and Organisational Factors		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
TECDOC on Safety Culture of the Regulatory Body		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Vereinte Nationen		
UNECE	Working Party 15 (Transport gefährlicher Güter)	Transporte
OECD NEA		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Inspection Practices (WGIP)	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
	Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)	Allgemein
	Working Group on Operating Experience (WGOE)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Safety Culture (WGSC)	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
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Entsorgung
	NEA Regulators' Forum	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) <ul style="list-style-type: none"> ■ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB) ■ Expert Group on Operational Safety (EGOS) 	Entsorgung
	Expert Group on Predisposal Management of Radioactive Waste (EGPDMRW)	Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) <ul style="list-style-type: none"> ■ Best Estimate plus Uncertainty 	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) <ul style="list-style-type: none"> ■ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures ■ IAGE Subgroup Seismic Behaviour ■ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing 	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOE)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Electrical Systems (WGELEC)	Reaktorsicherheit
	Senior Group of Experts on Safety Research – Capabilities and Facilities (SESAR/CAF2)	Reaktorsicherheit
Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM)		Reaktorsicherheit
NEA International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
NEA Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
NEA Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
NEA CABRI International Project (CIP)	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	Management Board	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group	Reaktorsicherheit
NEA Hydrogen Mitigation Experiments for Reactor Safety (HYMERES); PSI/IRSN-Projekt	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit
OECD – NEA Data Bank	Liaison Officer	Allgemein
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS)		Reaktorsicherheit

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
Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (CPPNM)	Nationale Kontaktstelle (National Contact Point)	Allgemein
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (OSPAR)	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»		Strahlenschutz
CFS groupe d'experts «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 (DGRF)		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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Entsorgungskommission (ESK-ST)	Stilllegung	Stilllegung
Reaktorsicherheitskommission (RSK, Deutschland)	Ausschuss Reaktorbetrieb (RSK-RB) Fachgebiet Reaktorbetrieb	Reaktorsicherheit
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
DISCO – Modern spent fuel dissolution and chemistry in failed container conditions (EU-Projekt im Rahmen von Horizon 2020)	End User Group of the DISCO Project (Beratungsgremium)	Entsorgung
Bioprotta International Forum		Entsorgung
Institut für Kernenergie und Energiesystem (IKE) der Universität Stuttgart	Advisory Board für das Projekt «sCO ₂ -HeRo» (Entwicklung eines diversitären Wärmeabfuhrsystems)	Reaktorsicherheit
Fachverbände		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e. V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
VDI-GEU (Gesellschaft Energie und Umwelt)	Fachausschuss Kraftwerkstechnik ehemals: FA Kerntechnik	Kerntechnik/ Entsorgung
American Society of Mechanical Engineers (ASME)	Amerikanischer Ingenieursverband	Maschinentechnik, Anlagenbau
Normenorganisationen		
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions ENSI-FANC		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit
Fachaustausch mit Baden-Württemberg		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Fachaustausch mit Schweden		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Fachaustausch mit Frankreich (ASN)	einschliesslich IRSN	Transporte, Behälter

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2018

Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
R. K. Ahlfänger	R. K. Ahlfänger: Control of Legionella pneumophila in the cooling towers of two Swiss NPPs. 21 ST International Conference On Water Chemistry In Nuclear Reactor Systems, San Francisco, California, USA, 9.–14. September 2018.
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2017. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2018), S. 50–54.
B. Bucher	G. Butterweck, B. Bucher, L. Gryc, Ch. Debayle, Ch. Strobl, St. Maillard, M. Thomas, A. Helbig, I. Krol, S. Chuzel, C. Couvez, M. Ohera, L. Rybach, C. Poretti, B. Hofstetter-Boillat, S. Mayer, G. Scharding: International Intercomparison Exercise of Airborne Gamma-Spectrometric Systems of the Czech Republic, France, Germany and Switzerland in the Framework of the Swiss Exercise ARM17. PSI-Bericht Nr. 18–04. October 2018. ISSN 1019–0643.
B. Bucher, R. Habegger, J. Löhle	B. Bucher, R. Habegger, J. Löhle: MADUK, Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der Kernkraftwerke, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2017. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2018), S. 146–150.
B. Graupner, J. Hansmann, M. Sentis	M. Runterberg, J. Feierabend, K.-H. Lux, J. Massmann, M. Sentis, B. Graupner, J. Hansmann, O. Czaikowski, K. Wiczorek, L. Friedenber, S. Hotzel, I. Kock, J. Rutqvist, M. Hu, A. Rinaldi: BenVaSim – A benchmarking of Simulators for Modelling TH2M Processes in the Context of Radioactive Waste Disposal. Proceedings of TOUGH symposium, Berkeley October 2018. https://drive.google.com/drive/folders/1WICMPjvbkEKm51PWTWvSAG6Ls-bGfb1c
M. Herfort	M. Herfort: Die Rolle der Hydrogeologie bei der Standortsuche geologischer Tiefenlager: Fallbeispiel Schweiz, Poster auf der Tagung der Fachsektion Hydrogeologie e.V. in der DGGV e.V. Grundwasser im Umfeld von Bergbau, Energie und urbanen Räumen, Bochum.
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: Vom radiologischen Unfall zum sicheren Betrieb. Strahlenschutzpraxis Heft 2/2018, Seite 18–22, ISSN 0947–434 X
M. Rahn	Wang H., Rahn M., Zhou J (2018): Tectonothermal evolution of the Triassic flysch in the Bayan Har Orogen, Tibetan plateau. Tectonophysics 723, 277–287.
M. Rahn	Lu G., Winkler W., Rahn M., von Quadt A., Willett S.D. (2018): Evaluating igneous sources of the Taveyannaz formation in the Central Alps by detrital zircon U-Pb age dating and geochemistry. Swiss Journal of Geosciences 111, 399–416.
C. Schneeberger	Arja Saarenheimo, Michael Borgerhoff, Kim Calonius, Anthony Darraba, Alexandre Hamelin, Sara Ghadimi Khasraghy, Amin Karbassi, Christian Schneeberger, Matthias Stadler, Markku Tuomola, Pekka Välinkangas: Numerical Studies on Vibration Propagation and Damping Test V1, Finnish National Journal of Structural Mechanics, Vol. 51, No 1, 2018, pp. 55–80, https://rakenteidenmekaniikka.journal.fi/article/view/68954/35911
M. Sentis	A. Rinaldi, J. Rutqvist, L. Blanco, M. Hu, M. Sentis: Coupling TOUGH3 with FLAC3D for Parallel Computing of Fluid Flow and Geomechanics. Proceedings of TOUGH symposium, Berkeley, October 2018. https://drive.google.com/drive/folders/1WICMPjvbkEKm51PWTWvSAG6Ls-bGfb1c
M. Sentis	D. Livingston, C. Gable, S. Karra, M. Sentis, M. Hannon, R. Pawar: VORONOI: An Orthogonally-Constrained and Numerically Accurate Pre-processor for Subsurface Codes. Proceedings of TOUGH symposium, Berkeley, October 2018. https://drive.google.com/drive/folders/1WICMPjvbkEKm51PWTWvSAG6Ls-bGfb1c
M. Sentis	M. Hannon, C. Gable, S. Finsterle, M. Sentis, D. Livingston: Permeability Estimates of Fractured Cylindrical Samples by the Analysis of Pressure Transients. Proceedings of TOUGH symposium, Berkeley, October 2018. https://drive.google.com/drive/folders/1WICMPjvbkEKm51PWTWvSAG6Ls-bGfb1c
T. Szczesiak	S. Hak, Y. Mondet, T. Szczesiak, U. Bumann: Remarks on current methods for the evaluation of the seismic capacity of RC walls in nuclear facilities, Paper 54, TINCE 2018 – Technological Innovations in Nuclear Civil Engineering, France, Paris-Saclay – 2018, August 29–31

Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
F. Altkind, D. Schmid	F. Altkind, D. Schmid: Cable deposits for Electrical Cables. Topical Peer Review Workshop, Ageing management, ENSREG, Luxemburg, May 14 th –18 th , 2018
F. Altkind, D. Schmid	F. Altkind/D. Schmid: Documentation for Electrical Cables. Topical Peer Review Workshop, Ageing management, ENSREG, Luxemburg, May 14 th –18 th , 2018
F. Altkind, D. Schmid	F. Altkind/D. Schmid: Cable measurement technics for electrical cables with no visual inspection possibility. Topical Peer Review Workshop, Ageing management, ENSREG, Luxemburg, May 14 th –18 th , 2018
D. Billeter	D. Billeter: Inspection and Enforcement. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
T. Brogle	T. Brogle: Bedeutung von Social Media im Notfallschutz in der Schweiz. 41. Sitzung der Arbeitsgruppe 2 der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), EPF Lausanne, 16.–17. Mai 2018
T. Brogle	T. Brogle: Werksnotfallübung IKARUS im Kernkraftwerk Gösgen mit Schwerpunkt RENE-GADE. 48. Sitzung des Arbeitskreises Notfallschutz vom Fachverband für Strahlenschutz, TÜV Süd München, 08.–09. November 2018
B. Bucher	B. Bucher, L. Rybach: Longterm analysis in the environs of the Swiss nuclear facilities using airborne gamma spectrometry data. International Workshop ARM17, Zürich, 26.10.2018.
J. Dejoz	J. Dejoz: The Swiss Implementation of the CPPNM and its 2005 Amendment. National Workshop on IPPAS in Switzerland, Brugg, 16.01.2018.
J. Dejoz	J. Dejoz: Cyber Security at Regulatory Level. IPPAS Mission Switzerland 2018, Bern, 29.05.2018.
S. Dugan	Regulatory Oversight for Long-Term Operation in Switzerland, IAEA IGALL Phase 4, 1 st Meeting Working Group 4, Vienna, Austria, July 24–27, 2018
S. Dugan, R. Döring	Thematic Presentation on Reactor Pressure Vessels, ENSREG Topical Peer Review Workshop Ageing Management, Luxemburg, May 14–18, 2018
A. Gorzel	S. Dugan, A. Gorzel: ASN-IFSN Inspection croisée, ASN, Paris, 20.02.2018
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelles aus Aufsicht und Forschung, 34. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, KKG, 17.04.2018
A. Gorzel	Clifford I, Pecchia M, Mukin R, Ferroukhi H and Gorzel A, Studies on the Effects of Local Power Peaking on Heat Transfer under Dryout Conditions in BWRs, PHYSOR 2018, Cancun, Mexiko, 22.–26.04.2018
A. Gorzel	A. Gorzel: Vorkommnis AREVA Hüllrohrfertigung Paimboeuf, Deutsch-Schweizerische Kommission-Arbeitsgruppe 1, Koblenz, Deutschland, 08.–09.05.2018
A. Gorzel	A. Gorzel: Lokale Hüllrohrverfärbungen KKW Leibstadt, Deutsch-Schweizerische Kommission-Arbeitsgruppe 1, Koblenz, Deutschland, 08.–09.05.2018
A. Gorzel	A. Gorzel: HPG Statement to IFE Board, 109. Sitzung des Halden Board of Management, Moskau, 19./20.06.2018
A. Gorzel	A. Gorzel, J. Dus, L. Adam: Status of the KKL fuel event, Videokonferenz U. S.NRC – ENSI, 31.08.2018
A. Gorzel	A. Gorzel: Local cladding marks in a Swiss BWR, 19. Plenarsitzung der NEA Working Group on Fuel safety, Paris, 21.09.2018
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelle Reaktor -und Brennstoffthemen, 35. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, BKW, Bern, 21.11.2018
R. Hausherr	R. Hausherr: Protection of NPP against river floods in Switzerland. OECD/NEA/WGGEV, International Workshop on Riverine Flooding: Hazard Assessment and Protection of Nuclear Installations, Paris, France, 21.–23.03.2018
M. Herfort	Felslabor Mont Terri: Ein(e) Führung, St. Ursanne, 17.07.2018
M. Herfort	Karst and Deep Geological Repositories for Radioactive Waste. Eurokarst 2018, Besançon, France, 02.–04.07.2018.
S. Hueber	S. Hueber: Local Dryout KKL – The story about the story. Workshop der Working Group on Public Communication (WGPC), Bern, 02.05.2018
S.-G. Jahn	Design, Modification and Maintenance of Contamination Barriers of RCA as a Challenging Part of Radiation Protection. ISOE-Symposium 2018, Uppsala http://www.isoe-network.net/publications/pub-proceedings/symposia/european-tc-symposia/upsala-sweden/slides-36.html
S.-G. Jahn	Rules and Requirements regarding Source Term Reduction. ISOE Regulatory Body Representatives Meeting Day 2018, Uppsala

Autoren ENSI	Vortrag
S.-G. Jahn	Gesetzliche Grundlagen im Strahlenschutz, Inaktivfreigabe, Umgang mit geschlossenen Strahlenquellen, Ausbildungskurs für Strahlenschutz-Fachkräfte K314 an der Strahlenschutzschule PSI
T. Krietsch	T. Krietsch: Übersicht über den Stand der Stilllegungsverfahren in der Schweiz. Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), 41. Sitzung der Arbeitsgruppe 1: Anlagensicherheit, Solothurn, 08.05.2018.
T. Krietsch	T. Krietsch: Overview of Decommissioning Procedures in Switzerland. Bilateral Meeting: FANC/BelV – ENSI, Brussels, June 1 st , 2018.
T. Krietsch	T. Krietsch: Die Stilllegung des KKM. Ämterkoordination konventionelle Arbeitssicherheit, Brugg, 15.11.2017.
T. Krietsch, G. Schwarz	Die Aufsicht des ENSI bei der Stilllegung des KKM, Info-Anlässe der BKW Energie AG, Allenlütten 11.09.2018 und Uettingen, 17.09.2018.
H. Mattli	H. Mattli: Integrated Security-Safety in NPP. International Physical Security Forum (IPSF), Bad Reichenhall, 23.–27. März 2018
H. Mattli	H. Mattli: ENSI integrated Nuclear Regulation. ENSRA plenary meeting 2018, Stockholm, 9.–10. Oktober 2018
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: News from Regulatory Activities in Switzerland. ENSI-INRA Workshop, Teheran, 17. November 2018
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: Emergency Preparedness and Response in Switzerland. ENSI-INRA Workshop, Teheran, 19. November 2018
M. Oberle	M. Oberle: Status of JRODOS at the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI). RODOS User Group meeting, BfS, München/Neuherberg, 14.–15. Mai 2018
L. Peloli	L. Peloli: Kultur für die Sicherheit – interne und externe Einflüsse. VdTÜV-Forum Kerntechnik, Sicherheit im Fokus, Berlin, 16.–17. April 2018.
M. Rahn	Rahn M., Wang H., Dunkl I.: Zircon fission track ages from the Songpan-Garzê flysch, China: clues to temperature range for long-term annealing and several episodes of cooling. 16 th International Conference on Thermochronology, Quedlinburg, Deutschland, September 2018.
M. Rahn	Nibourel L., Rahn M., Berger A., Herman F., Dunkl I., Herwegh M.: Neogene exhumation of the Aar Massif controlled by crustal thickening and paleogeography. Swiss Geoscience Meeting, Bern, Schweiz, November 2018.
R. Rusch	R. Rusch: Protection en cas d'urgence aux environs des installations nucléaires. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 20.04.2018.
R. Rusch	R. Rusch: Tätigkeitsbericht der DSK-AG 2 Notfallschutz. DSK-Hauptsitzung, Morat, 22–23. 11.2018.
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, 24.05.2018.
C. Ryser	C. Ryser: Security Culture – ENSI's Approach. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
C. Ryser	C. Ryser: Sicherheitskultur und Aufsichtskultur. 36. Hauptsitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), Murten, 22.11.2018.
R. Sardella	R. Sardella: Swiss regulatory framework. Preparatory Meeting on IPPAS in Switzerland, Brugg, 18.01.2018.
R. Sardella	R. Sardella: Results of the IPPAS Mission Switzerland 2005. Preparatory Meeting on IPPAS in Switzerland, Brugg, 18.01.2018.
R. Sardella	R. Sardella: Nuclear Security Regime. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
R. Sardella	R. Sardella: Sustaining the Nuclear Security Regime. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
A. Schefer	A. Schefer: Regulatory Framework. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Neues aus der Schweizer Strahlenschutzgesetzgebung. 11. Expertentreffen Strahlenschutz, Berchtesgaden, 7. März 2018
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologische Grundlagen zum Risiko. Technisches Forum Kernkraftwerke, Brugg, 23. November 2018
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie, verschiedene Kurse an der Strahlenschutzschule PSI
D. Schmid, F. Altkind	D. Schmid, F. Altkind: Thematic Presentation on Electrical Cables. Topical Peer Review Workshop, Aeging management, CH, ENSREG, Luxemburg May 14 th –18 th , 2018

Autoren ENSI	Vortrag
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Vibration Propagation and Damping Test V3, IMPACT III, 18 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finland, 25.04.2018
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Combined Bending and Punching Test X12, IMPACT III, 18 th Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finland, 25.4.2018
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Considerations on Crushing Behaviour of Projectiles in Combined Bending and Punching Tests X11 and X13, IMPACT III, 10 th Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finland, 26.–27.04.2018
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Considerations on Combined Bending and Punching Tests with Larger Span, IMPACT III, 10 th Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finland, 26.–27.4.2018
R. Schulz	R. Schulz: Die neuen Erdbebengefährdungsannahmen für die Schweizer KKW-Standorte. Bevölkerungsschutzkonferenz 2018, Zürich, 23.–24.10.2018
G. Schwarz	G. Schwarz: Decommissioning of Mühleberg NPP, Riunione della Commissione Italo-Svizzera, Basel, 11.01.2018.
G. Schwarz	G. Schwarz: Stilllegung Kernkraftwerk Mühleberg, Neujahresgespräch BFE-ENSI-PSI, Villigen, 12.01.2018.
G. Schwarz	G. Schwarz: Befunde im RDB des KKW Beznau: The Safety Case, Deutsch-Schweizerische Kommission, Brugg, 5.03.2018
G. Schwarz	G. Schwarz: Flaws in the RPV of Beznau NPP: The Safety Case, 39 th Meeting of the OECD/NEA Committee on Nuclear Regulatory Activities, Paris, 4.–5.06.2018.
G. Schwarz	G. Schwarz: Nuclear safety and backfitting programme in Switzerland, IAEA Technical Meeting on Safety Improvements in Existing NPPs, Wien, 11.–14.06.2018.
G. Schwarz	G. Schwarz: The VDNS: Avoiding large and early releases for existing KWU reactors in Switzerland, 6 th Meeting of the KWU Regulators Club, Rio de Janeiro, 9–12.07.2018.
G. Schwarz	G. Schwarz: Ageing management programme of Switzerland, 2 nd ENSI-INRA Workshop, Teheran, 17.–19.11.2018.
G. Schwarz, K. Theiss	G. Schwarz, K. Theiss: National Presentation of Switzerland, EU Topical Peer Review on Ageing Management, Luxemburg, 14.05.2018.
B. Stauffer	B. Stauffer: Physischer Schutz von Critical Digital Assets: die Sicht der nuklearen Aufsicht. Weiterbildungskurs Nuklearforum: IT-Sicherheit im Alltag – Praxiswissen für Mitarbeiter in der Nukleartechnik, Baden, 22.11.2018.
B. Stauffer	B. Stauffer: Activities of NSGC Working Group on Interfaces. IAEA 14 th Meeting of the Nuclear Security Guidance Committee, Wien, 11.–14.12.2018.
B. Stauffer	B. Stauffer: Nuclear Security in Switzerland. National Workshop on IPPAS in Switzerland, Brugg, 16.01.2018.
B. Stauffer	B. Stauffer: Guidelines on Nuclear Security. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
B. Stauffer	B. Stauffer: Interfaces and Cooperation – National Actors in Nuclear Security. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
B. Stauffer	B. Stauffer: Transport of Nuclear Material. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 30.05.2018.
R. Sutter	R. Sutter: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 15.08.2018.
E. Thut	E. Thut: Vorschriften und Verstösse: Haltung zu Vorschriften (-entwicklung) und den Umgang mit Verstössen aus Sicht des Regulators. Plattform Sicherheitsmanagement 1/2018, Olten, 04.07.2018.
T. van Stiphout	T. van Stiphout: Regulatory Requirements for DGR Monitoring in Switzerland, 2 nd Technical Meeting of the Working Group on the Use of Monitoring Programmes in the Safe Development of Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste, IAEA Vienna, Austria, 3–7. Dezember 2018
T. van Stiphout	T. van Stiphout: Radioactive Waste Disposal and Site Selection Process in Switzerland, South Bruce CLC meeting, Mildmay, Ontario, Kanada, 7. Juni 2018
T. van Stiphout	T. van Stiphout: Radioactive Waste Disposal and Site Selection Process in Switzerland – Independent expert group&research, Independent Advisory Group of Canadian Nuclear safety Commission, CNSC, Ottawa. Kanada, 2. Februar 2018
T. van Stiphout	T. van Stiphout: Regulatory Earthquake Research, Natural Ressources Canada, Ottawa, Kanada, 12. April 2017

Autoren ENSI	Vortrag
T. van Stiphout, A. Dehnert	T. van Stiphout, A. Dehnert: Geological investigations in the context of the Swiss site selection, Ottawa, Kanada, 15. März 2018
H. Wanner	H. Wanner: Current use of nuclear energy in Switzerland and main challenges. Preparatory Meeting on IPPAS in Switzerland, Brugg, 18.01.2018.
H. Wanner	H. Wanner: The nuclear security regime in Switzerland. Preparatory Meeting on IPPAS in Switzerland, Brugg, 18.01.2018.
H. Wanner	H. Wanner: Mission Overview. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
H. Wanner	H. Wanner: Introduction to ENSI. IPPAS Mission Switzerland 2018, Brugg, 28.05.2018.
H. Wanner	H. Wanner: Sachplan geologische Tiefenlager: Stand aus Sicht des ENSI, GV Forum Vera in Zürich, 31.05.2018
H. Wanner	H. Wanner: Die Aufgaben des ENSI – und der Beitrag der MeteoSchweiz, Kadertag MeteoSchweiz im KKG, 27.09.2018
H. Wanner	H. Wanner: Die Auswirkungen von Naturereignissen auf die Schweizer Kernanlagen und die Angst vor radioaktiver Strahlung, Bevölkerungsschutzkonferenz in Zürich, 23.10.2018

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2018)

Fett gedruckte Angaben beziehen sich auf Richtlinien, die in Kraft sind.

Nicht fett gedruckte Angaben beziehen sich auf Richtlinien, die geplant oder in öffentlicher Anhörung sind.

Die Sicherungsrichtlinien sind nicht aufgeführt.

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 (SSK)	
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-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	Bauliche und organisatorische 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 alle Kernanlagen	
ENSI-G20	Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb	Februar 2015
ENSI-G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Bauausführung von Bauwerken in Kernanlagen	
ENSI-G23	Auslegungsanforderungen an sonstige Kernanlagen	

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-A01	Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen	September 2018
ENSI-A03	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	Oktober 2014
ENSI-A04	Gesuchunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	September 2009 (Revision 1)
ENSI-A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität	Januar 2018
ENSI-A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	November 2015
ENSI-A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	Februar 2010

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	Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht	November 2018
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 (BRK): Wiederkehrende Prüfungen	
ENSI-B09	Ermittlung und Aufzeichnung der Dosis strahlenexponierter Personen	Juli 2018
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
ENSI-B17	Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente	

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	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986
HSK-R-103	Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle	November 1989

Herausgeber

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
CH-5200 Brugg
Telefon 0041 (0)56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch

Zusätzlich zu diesem Erfahrungs- und Forschungsbericht...

...informiert das ENSI in weiteren jährlichen
Berichten (Aufsichtsbericht, Strahlenschutzbericht)
aus seinem Arbeits- und Aufsichtsgebiet.

ENSI-AN-10577
ISSN 1664-3178
© ENSI, April 2019

ENSI-AN-10577
ISSN 1664-3178

ENSI, Industriestrasse 19, 5200 Brugg, Schweiz, Telefon +41 56 460 84 00, info@ensi.ch, www.ensi.ch