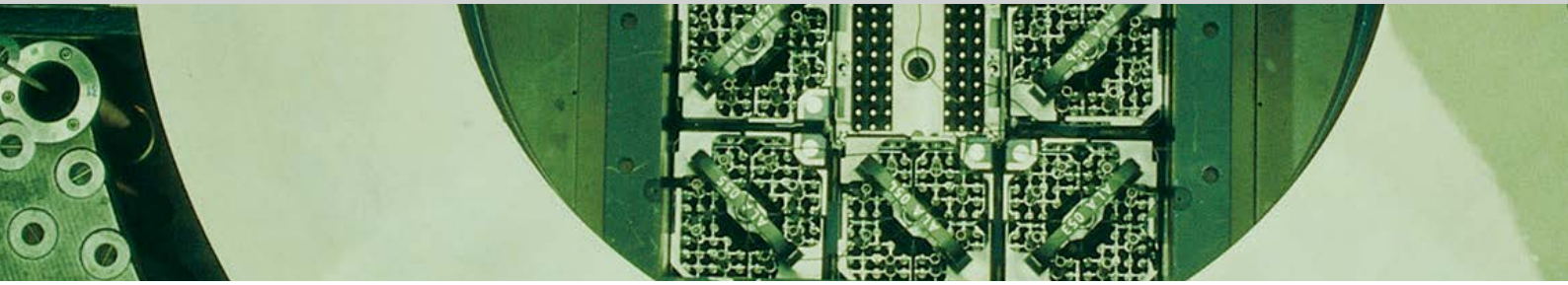
Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

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 2019

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2019

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

Research and Experience Report 2019

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 SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project 16
1.1.2 NEA CABRI International Project 19
1.1.3 LEAD – Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation 20
1.1.4 PIONIC – Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration 22
1.1.5 NORA III – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors & ZINC – Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted Cracking of Structural Materials 25
1.1.6 PROACTIV – Probabilistische Komponentenintegritäts-Analysen von Primärkreislaufkomponenten in KKWs 28
1.2 Interne Ereignisse und Schäden 31
1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme 31
1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange 32
1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange 33
1.3 Externe Ereignisse 35
1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen 35
1.3.2 NEA IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten 38
1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst 40
1.3.4 EXAR – Grundlagen Extremhochwasser Aare-Rhein 43
1.4 Menschliche Faktoren 45
1.4.1 ROES – Reliability of Operators in Emergency Situations 45
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe 48
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland 48
1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer 50
1.5.3 Verwendung von BEPU-Analysemethoden für generische PTS-Untersuchungen 52
1.5.4 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells 54
1.5.5 MSWI Cool – Melt-Structure-Water-Interactions: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability 55
1.6 Strahlenschutz 57
1.6.1 Strahlenschutzforschung 57
1.7 Entsorgung 60
1.7.1 Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern 60
1.7.2 HELP – Hydrogen-Enhanced Local Plasticity 62
1.7.3 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland 63
1.7.4 Experimente im Felslabor Mont Terri 64
1.7.5 Felslabor Mont Terri: SE-P-Experiment – Selbstabdichtungsprozesse in alten Auflockerungszonen 66
1.7.6 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Überbrüche 70
1.7.7 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment 74
1.7.8 Felslabor Mont Terri: FS-B-Experiment 75
1.7.9 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment 77
1.7.10 Felslabor Mont Terri: HM-B-Experiment – Hydromechanische Eigenschaften des Opalinuston (Saugwirkung) 79
1.7.11 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston 82
1.7.12 Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen 84

1.7.13 BenVaSim – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH2M-Simulatoren 87
1.7.14 DECOVALEX-2019 90
1.7.15 Forschung im Rahmen des NEA Clay Club 93
1.7.16 Projekte für die Abklärung von Fragen zu geologischen Tiefenlagern im Hinblick auf die Aktualisierung der Richtlinie ENSI-G03 94
1.7.17 Isochron-burial dating of Quaternary sediments 97
1.7.18 Quartärstratigraphie Hochrhein 100

2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen 103
2.1 Vorkommnis 1: Gefährdung der Funktion von Notstromdieselgeneratoren durch nicht erkannte seismische Interaktionen (INES 2) 104
2.2 Vorkommnis 2: Anstieg des Unterdrucks im Reaktorsicherheitsbehälter auf 80 mbar im Rahmen einer betrieblichen Schalthandlung 106
2.3 Vorkommnis 3: Anzeigen bei Wirbelstromprüfungen von Dampferzeuger-Heizrohren im Kernkraftwerk Neckarwestheim-2 (INES 0) 108

3. Internationale Zusammenarbeit 111
3.1 Internationale Übereinkommen 112
3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit 112
3.1.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle 112
3.1.3 OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks 112
3.1.4 Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM) 113
3.2 Multilaterale Zusammenarbeit 113
3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA 113
3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD 116
3.3 Behördenorganisationen 120
3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) 120
3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) 122
3.3.3 European Nuclear Security Regulators Association ENSRA 122
3.3.4 Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA) 122
3.3.5 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa 123
3.4 Bilaterale Zusammenarbeit 123
3.4.1 Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS) 123
3.4.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK) 124
3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich 124
3.4.4 Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS) 124
3.5 Weitere bilaterale Zusammenarbeit 125

4. Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht 127
4.1 Verordnungen 128
4.1.1 Kernenergieverordnung 128
4.1.2 «Ausserbetriebnahmeverordnung» 128
4.1.3 «Gefährdungsannahmenverordnung» 128
4.1.4 Strahlenschutzverordnung 128
4.1.5 Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen 129
4.2 Richtlinien 129
4.2.1 Richtlinie ENSI-G02: Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke 129
4.2.2 Richtlinie ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen 129

5. Strategie und Ausblick 131

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte 137

Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien 357

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2019 361

Anhang D: Richtlinien des ENSI 367

Einleitung

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

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



Zusammenfassung

Regulatorische Sicherheitsforschung

Die Projekte des Forschungsprogramms tragen zur Klärung offener Fragen bei. Sie liefern Grundlagen und entwickeln Hilfsmittel weiter, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben benötigt. Sie fördern die Kompetenzen für die Aufsichtstätigkeit und stärken die unabhängige Expertise. Schliesslich führen internationale Projekte zu Ergebnissen, die in der Schweiz alleine nicht erzielt werden könnten, und unterstützen die länderübergreifende Vernetzung. Dies sind die wichtigsten Ziele der ENSI-Forschungsstrategie. Die regulatorische Sicherheitsforschung umfasst sieben Themenbereiche:

1. Der Bereich **Brennstoffe und Materialien** betrifft den Reaktorkern und die gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf erhöhten Abbränden und Störfallverhalten. Die Mitte 2019 endende dritte Phase des NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) verbesserte das Verständnis des Brennstoffverhaltens bei Kühlmittelverlust-Störfällen und im Normalbetrieb; die anschliessende Phase umfasst auch Arbeiten zur langfristigen Trockenlagerung von Brennelementen. Bei den Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt, mit neuen Erkenntnissen zum Platinverhalten im Kühlmittel-Kreislauf beim 2019 abgeschlossenen Projekt NORA; im Anschlussprojekt fokussieren die Forscher des Paul Scherrer Instituts PSI auf die Zinkeinspeisung.
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 systematisch ausgewertet werden. Im Projekt NEA International Common-Cause-Failure Data Exchange (ICDE) wurden 2019 drei Berichte verabschiedet zu Anlageänderungen, zur Verbesserung von Tests und zu Ereignissen, die mehrere Blöcke eines Kernkraftwerks betreffen.
3. Erdbeben, Hochwasser und Flugzeugabstürze sind **externe Ereignisse,** mit denen sich die vom ENSI unterstützte Forschung befasst. Im Berichtsjahr lief die vierte Phase im finnischen IMPACT-Projekt an. In einem neuen Teststand soll der Anprall von Objekten auf noch massivere Stahlbetonteile und mit speziellen Belastungsarten untersucht werden.
4. Bei den **menschlichen Faktoren** geht es vor allem um den Einfluss von Operateurhandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken. Das PSI-Projekt ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) befasste sich seit 2015 mit der Erkennung und Beurteilung von Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, und mit dem Operateurverhalten in Extremsituationen. Davon profitieren probabilistische Sicherheitsanalysen wie auch Störfallvorschriften.
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. Die deutsche Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) konnte die Unsicherheiten bei Modellierungen des sogenannten Thermoschocks, also während der Einspeisung von kaltem Kühlmittel in den heissen Reaktordruckbehälter bei Störfällen, genauer aufzeigen. Auswirkungen auf dabei ebenfalls abgeschreckte Brennelemente erforscht das neue Projekt NEA Rod Bundle Heat Transfer (RBHT). Es umfasst aufwändig instrumentierte Experimente an der Pennsylvania State University.
6. Die anwendungsbezogenen Forschungsarbeiten des PSI im **Strahlenschutz** reichen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Die Mitarbeit an internationalen Normen trägt zur länderübergreifenden Harmonisierung von Methoden bei. Mit Blick auf den Rückbau des Kernkraftwerks Mühleberg enthält die laufende Projektphase auch die Weiterentwicklung von Verfahren zur

Probenanalyse. Dem ENSI geht es dabei insbesondere um die Einhaltung von Befreiungsgrenzen für Abfälle.

7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch ihr vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Das ENSI unterstützt zur langfristigen Trockenlagerung von Brennelementen zwei neue PSI-Projekte: Im Projekt HELP werden die Auswirkungen von Wasserstoff im Hüllrohrmaterial auf dessen Ermüdungs- und Kriecheigenschaften betrachtet. Und das Projekt DRYstars nutzt vorhandene PSI-Daten zu den in der Schweiz verwendeten Brennelementen, um deren Langzeitverhalten zu untersuchen. Zur geologischen Tiefenlagerung wurden mehrere Experimente im Felslabor Mont Terri installiert, die Themen wie das Bruchverhalten an Störungen, das Selbstabdichtungs-Vermögen und den Gastransport im Opalinuston behandeln, aber auch die Wirksamkeit technischer Barrieren. Das im Berichtsjahr beendete HM-B-Experiment konnte aufzeigen, dass bei Ausbruchsarbeiten im Opalinuston negative Porenwasserdrücke auftreten können, mit zu berücksichtigenden Auswirkungen auf Festigkeit und Tragfähigkeit. Schliesslich brachte die 2016–2019 laufende DECOVALEX-Phase die Modellierung hydraulisch-mechanischer Prozesse bei der Reaktivierung von Störungen im Tongestein deutlich voran.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen können konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsbedarf bei Auslegung und Betrieb liefern. Über die Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen berichtet das ENSI im Aufsichtsbericht. Der vorliegende Bericht beschreibt eine Auswahl lehrreicher ausländischer Vorkommnisse. Sie wurden analysiert, um ihre Relevanz für Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und bei Bedarf Verbesserungsmassnahmen abzuleiten. Die wichtigsten Ergebnisse für 2019 sind:

- In mehreren französischen Kernkraftwerken waren Leitungen der Hilfssysteme von Notstrom-Dieselaggregaten so verlegt, dass sie bei einem Erdbeben durch Interaktionen mit Baustrukturen beschädigt werden können, mit der möglichen Folge eines Ausfalls der Notstrom-Versorgung. In den Schweizer Kernkraftwerken wurden im Rahmen von umfangreichen Überprüfungen der Erdbebensicherheit auch dieser Aspekt berücksichtigt, aber keine vergleichbaren Defizite festgestellt.
- Im deutschen Kernkraftwerk Brokdorf kam es während eines Revisions-Stillstands zu einem unzulässigen Unterdruck im Reaktorsicherheitsbehälter (RSB). Grund dafür war eine Fehlbedienung der Lüftungsanlage im RSB, deren Auswirkung vom Betriebspersonal zunächst nicht erkannt wurde. Die Prüfung der Übertragbarkeit des Vorkommnisses auf Schweizer Kernkraftwerke führte dazu, dass im Kernkraftwerk Gösgen gestaffelte Alarmmeldungen für anormale Unterdruckbedingungen im RSB ergänzt wurden.
- Im deutschen Kernkraftwerk Neckarwestheim-2 wurden an über 100 Dampferzeuger-Heizrohren teilweise erhebliche korrosionsbedingte Verringerungen der Wandstärke gemessen. Sie wurden einerseits durch eingetragene Korrosionsprodukte und seit längerer Zeit nicht durchgeführte Reinigung der Dampferzeuger verursacht, andererseits durch ungünstige wasserchemische Bedingungen im Sekundärkreislauf infolge Kondensatorleckagen. In den Schweizer Druckwasserreaktoren sind derartig umfangreiche Befunde aufgrund betrieblicher Überwachungsmassnahmen sowie vorgeschriebener Inspektions- und Instandhaltungsprogramme bisher nicht aufgetreten.

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.

Zum Übereinkommen über die nukleare Sicherheit von Kernkraftwerken (Convention on Nuclear Safety CNS) ist 2020 die achte reguläre Überprü-

fungskonferenz vorgesehen. Im Hinblick darauf hat die Schweiz im August 2019 fristgerecht ihren Länderbericht eingereicht und veröffentlicht.
Die WENRA einigte sich 2019 auf eine neue strategische Ausrichtung. Insbesondere sollen Sicherheit und Sicherung von Kernanlagen besser integriert werden. Dazu soll enger mit der europäischen Vereinigung der Aufsichtsbehörden im Bereich der nuklearen Sicherung ENSRA zusammengearbeitet werden. Im Herbst gab ENSI-Direktor Hans Wanner den WENRA-Vorsitz an den Chef der französischen Aufsicht Olivier Gupta ab.

Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Eine Totalrevision der Notfallschutzverordnung wurde Anfang 2019 wirksam. Am 1. Februar 2019 traten Änderungen der Kernenergieverordnung sowie damit verbundene Anpassungen der Ausserbetriebnahmeverordnung, der Gefährdungsannahmenverordnung und der Strahlenschutzverordnung in Kraft. Zudem führte das ENSI die Aktualisierung seiner Richtlinien weiter. Es verabschiedete folgende Neuausgaben:

- ENSI-G02: Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke;
- ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen.

Résumé

Recherche dans le domaine de la sécurité nucléaire

Les projets du programme de recherche contribuent à clarifier des questions en suspens. Ils fournissent des bases et développent des outils dont l'IFSN a besoin pour l'exécution de ses tâches. Ils permettent aussi de développer les compétences nécessaires à l'activité de surveillance et renforcent l'expertise indépendante. Les projets internationaux débouchent enfin sur des résultats qui n'auraient pas pu être obtenus par la Suisse seule et favorisent la création de réseaux internationaux. Tels sont 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 défenses en profondeur destinées au confinement des matières radioactives. Pour les combustibles, les taux de combustion accrus et le comportement de défaillance font l'objet d'une attention particulière. La troisième phase du projet NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP) qui s'est achevée à la mi-2019 a permis d'améliorer les connaissances relatives au comportement du combustible lors de défaillances entraînant une perte de fluide caloporteur et en exploitation normale; la phase suivante comporte aussi des travaux portant sur le stockage à sec de longue durée des assemblages combustibles. Le projet NORA également achevé en 2019 concernait les processus de vieillissement des matériaux structurels et a apporté de nouveaux acquis sur le comportement du platine dans le circuit du caloporteur; dans le projet qui a suivi, les chercheurs de l'Institut Paul Scherrer (PSI) concentrent leurs travaux sur l'ajout de zinc.*
2. *Les projets de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE sur les* **évènements 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 validé en 2019 trois rapports sur des modifications d'installations, sur l'amélioration des tests et sur les évènements affectant plusieurs tranches d'une même centrale nucléaire.*
3. *Les séismes, les crues ou les chutes d'aéronefs constituent des* **évènements externes** *traités par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. L'année de référence a vu la réalisation de la quatrième phase du projet finlandais IMPACT. Un nouveau banc de test doit permettre l'étude des effets d'impact d'objets sur des éléments encore plus massifs de béton armé et soumis à des contraintes structurelles particulières.*
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. Le projet ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) du PSI traite depuis 2015 de la détection et de l'évaluation d'erreurs d'actions qui peuvent influer négativement sur l'évolution d'une défaillance et du comportement des opérateurs dans des situations extrêmes. Les analyses de sécurité probabilistes de même que les prescriptions réglementaires à appliquer en cas de défaillance en profitent.*
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 fusion 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 proba-*

bilistes. La Société allemande pour la sécurité des installations et des réacteurs nucléaires (Deutsche Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit) est parvenue à mettre en évidence avec une plus grande précision les incertitudes de la modélisation du choc dit thermique lors de l'injection de caloporteur froid dans la cuve de pression chaude du réacteur en cas de défaillance. Le nouveau projet NEA Rod Bundle Heat Transfer (RBHT) étudie les effets sur les assemblages combustibles également soumis à ce choc thermique. Il comprend les coûteuses expérimentations instrumentées de l'Université de l'État de Pennsylvanie.

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. Dans le cadre du démantèlement de la centrale nucléaire de Mühleberg, la phase de projet en cours concerne aussi le développement de procédures d'analyse des échantillons. Pour l'IFSN, ceci va tout particulièrement concerner le respect des limites de libération pour les déchets.*
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. L'IFSN soutient deux nouveaux projets du PSI sur le stockage à sec prolongé d'assemblages combustibles. Le projet HELP traitera des effets de l'hydrogène sur le matériau des gaines de combustible en ce qui concerne leurs caractéristiques de fatigue et de fluage. Le Projet DRYstars utilise quant à lui des données du PSI sur les assemblages combustibles utilisés en Suisse afin d'analyser leur comportement sur le long terme. Dans le domaine du stockage en couches géologiques profondes, plusieurs équipements expérimentaux ont été installés dans le laboratoire souterrain du Mont Terri pour traiter des thèmes tels que le comportement de rupture au niveau des failles géologiques, la capacité d'autoobturation ainsi que la migration gazeuse dans l'argile à Opalinus, mais aussi de l'efficacité de barrières techniques. L'expérimentation HM-B qui s'est achevée dans l'année sous revue a pu mettre en évidence qu'il pouvait se produire des pressions interstitielles négatives lors d'opérations d'excavation de l'argile à Opalinus, avec des effets dont il convient de tenir compte sur la résistance et la portance. Enfin, la phase DECOVALEX qui s'est déroulée de 2016 à 2019 a permis des avancées substantielles dans la modélisation de processus hydromécaniques lors de la réactivation de failles géologiques dans la roche argileuse.*

Évènements instructifs survenus dans des installations à l'étranger

Des évènements dans des installations nucléaires peuvent fournir 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 pour vérifier leur pertinence pour les centrales nucléaires suisses et le cas échéant en vue d'élaborer des mesures d'amélioration. Les plus importants évènements relevés en 2019 sont:

- *Dans plusieurs centrales nucléaires françaises, des conduites de systèmes auxiliaires des groupes diesel d'alimentation de secours ont été posées de telle manière qu'elles risquaient d'être endommagées lors d'un séisme du fait d'interactions avec la structure des bâtiments, avec pour conséquence probable la défaillance de l'alimentation électrique de secours. Cet aspect a aussi été pris en compte dans le cadre des vérifications approfondies effectuées en matière de sécurité parasismique dans les centrales nucléaires suisses, mais il n'a été constaté aucun déficit comparable.*
- *Lors d'un arrêt programmé pour révision, il s'est produit dans la centrale nucléaire allemande de Brokdorf une dépression hors norme dans l'enceinte de confinement du réacteur. La raison est imputable à une erreur de manipulation de l'installation de ventilation de l'enceinte de confinement, dont les effets n'ont pas été immédiatement reconnus par le personnel d'exploitation. La vérification de la transposabilité de l'évènement aux centrales nucléaires suisses a conduit à compléter les annonces d'alarme échelonnés concernant les conditions anor-*

males de dépression dans les enceintes de confinement.

- *Dans la centrale nucléaire allemande de Neckarwestheim-2, il a été mesuré des pertes d'épaisseur en parties importantes sur plus de 100 tubes de chauffe des générateurs de vapeur dues à la corrosion. Cette corrosion est imputable d'une part aux agents de corrosion introduits dans le circuit et aussi aux nettoyages non effectués depuis longtemps des générateurs de vapeur, et d'autre part à des conditions hydrochimiques défavorables dans le circuit secondaire du fait de fuites dans les condenseurs. Au vu des mesures de surveillance d'exploitation en vigueur et des programmes d'inspection et de maintenance prescrits, des constats d'une telle ampleur n'ont pas été faits dans les centrales nucléaires suisses à eau pressurisée.*

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.

En matière de convention sur la sécurité nucléaire de centrales nucléaires (Convention on Nuclear Safety CNS), il est prévu de tenir en 2020 la huitième conférence régulière de vérification. Afin de préparer cette rencontre, la Suisse a transmis et publié son rapport national en août 2019, dans les délais.

La WENRA s'est mis d'accord en 2019 sur une nouvelle orientation stratégique. Celle-ci prévoit une meilleure intégration de la sécurité et de la sûreté de centrales nucléaires. Pour ce faire, il est nécessaire de collaborer plus étroitement avec l'ENSRA, l'Association des autorités européennes de sécurité nucléaire. À l'automne dernier, Hans Wanner, directeur de l'IFSN, a remis son siège de directeur de la WENRA à Olivier Gupta, chef de l'autorité de surveillance française.

Modification des fondements juridiques de la surveillance nucléaire

Une révision totale de l'ordonnance sur la protection d'urgence (OPU) a été promulguée début 2019. L'ordonnance sur l'énergie nucléaire a fait l'objet de modifications au 1er février 2019 avec l'entrée en vigueur d'adaptations concernant l'ordonnance sur la mise hors service d'une centrale nucléaire, l'ordonnance sur les hypothèses de risque et l'ordonnance sur la radioprotection. De plus, l'IFSN a procédé à l'actualisation de ses propres directives. Elle a notamment promulgué les nouvelles éditions suivantes:

- *ENSI-G02: Principes de dimensionnement pour les centrales en fonctionnement;*
- *ENSI-B12: Protection en cas d'urgence dans les centrales nucléaires.*

Summary

Regulatory safety research

Projects in the ENSI Research Programme seek to clarify outstanding issues, establish fundamentals and develop the tools that ENSI requires to discharge its responsibilities. The projects also foster the skills needed for regulatory activities and encourage the development of independent expertise. Finally, international projects deliver results that Switzerland could not achieve on its own and at the same time encourage international networking. These are the main objectives of ENSI's research strategy. The Regulatory Safety Research programme covers seven subject areas:

1. *The **Fuel and Materials** sector covers the reactor core and successive barriers used to contain the radioactive materials. Research into fuels is particularly concerned with high burn-up rates and behaviour in accident scenarios. The third phase of the NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP), concluding in mid-2019, led to an improved understanding of fuel behaviour in loss of coolant accidents as well as during normal operation; the next phase also includes work on the long-term dry storage of fuel elements. Research into structural materials focuses on ageing processes, with new information on platinum behaviour in the coolant circuit from the NORA project, which came to a close in 2019; researchers at the Paul Scherrer Institute (PSI) will be concentrating on zinc injection in the next project.*
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 experience on incidents, accidents and component damage that can trigger accidents or affect them adversely. Subject-specific databases are created for this purpose and used to facilitate the systematic analysis of operating experience from many countries. As part of the NEA's International Common-Cause-Failure Data Exchange (ICDE) project, three reports were issued in 2019 on plant modifications, improvements to tests and events affecting several units of a nuclear power plant.*
3. *ENSI supports research projects addressing **external events** such as earthquakes, flooding and aircraft crashes. The fourth phase of the Finnish IMPACT project started in the reporting year. Its aim is to investigate the impact of objects on even more solid reinforced concrete structures and with special load types in a new test rig.*
4. *The influence of operator actions on incidents and accidents in nuclear power plants is the most important **human factor** under consideration. The PSI ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) project has been looking into the identification and assessment of operator errors that have a negative effect on incidents and accidents, and into operator behaviour in extreme situations, since 2015. The results will be used for the benefit of probabilistic safety analyses and emergency operating procedures.*
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. German organisation Deutsche Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) was able to create a more accurate picture of uncertainties when modelling so-called pressurised thermal shock, i.e. when injecting cold coolant into the hot reactor pressure vessel during accidents. The new NEA Rod Bundle Heat Transfer (RBHT) project is investigating the effects on fuel elements that are quenched during the same event. It includes complex instrumented experiments at Pennsylvania State University.*
6. *PSI's applications-based research activities in the field of **radiological protection** range from*

radiation measurement techniques, through aerial radiometrics (airborne measurement of radioactivity on the ground), to developing new radionuclide analysis methods. Involvement in the development of international standards contributes to cross-border harmonisation of corresponding methods. The current project phase also includes developing sample analysis methods with an eye to dismantling the Mühleberg nuclear power plant. ENSI is particularly concerned with observing the waste discharge limits in this process.

7. *Research into **waste management** covers not only deep geological disposal, but also preceding processes such as transport and interim storage of radioactive waste. ENSI is supporting two new PSI projects on long-term dry storage of fuel elements: the HELP project looks at the effects of hydrogen in the cladding material on its fatigue and creep properties, and the DRYstars project uses existing PSI data for fuel elements used in Switzerland to investigate their long-term behaviour. A number of experiments on deep geological disposal have been set up in the Mont Terri Rock Laboratory, covering subjects such as fracture behaviour at faults, self-sealing capacity and gas transfer in Opalinus clay, but also extending to the effectiveness of technical barriers. The HM-B experiment, which came to an end in the reporting year, was able to demonstrate that negative pore water pressures can arise during excavation work in Opalinus clay with corresponding effects on strength and load-bearing capacity which should not be overlooked. Finally, the DECOVALEX phase, which ran between 2016 and 2019, led to considerable progress with modelling hydro-mechanical processes when reactivating faults in clay formations.*

Instructive events from facilities in other countries

Events in nuclear facilities can provide specific information on weaknesses and the need for improvement in all aspects of design and operation. Incidents in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Oversight Report. This report describes a range of instructive events in facilities outside Switzerland. These have been analysed to determine their relevance for Swiss nuclear facilities and, if necessary, used to make improvements. The most important results for 2019 are as follows:

- *Cables connecting the auxiliary systems to emergency diesel generators in a number of French nuclear power plants have been laid in such a way that they can be damaged due to interaction with building structures in the event of an earthquake, leading to a potential emergency power supply failure. This aspect was also considered in Swiss nuclear power plants as part of extensive tests on seismic safety, but no comparable shortcomings were observed.*
- *Inadmissable low pressure was observed in the reactor containment building (RCB) in the Brokdorf Nuclear Power Plant in Germany during an inspection outage. This was due to an operator error in the RCB ventilation system, with operating staff initially not realising what effect this would have. When checking to see whether this event could be replicated in Swiss nuclear power plants, this led to more staggered alarm messages for abnormal low pressure conditions in the RCB in the Gösgen Nuclear Power Plant.*
- *Over 100 steam generator heating tubes in the Neckarwestheim 2 Nuclear Power Plant in Germany displayed considerably reduced wall thickness values in places due to corrosion. This was caused by transported corrosion products and the fact that the steam generators hadn't been cleaned for quite some time. Unfavourable chemical conditions in the water in the secondary circuit due to leaks from the condenser also played their part. Such extensive findings have not been observed to date in Swiss pressurised water reactors due to in-service surveillance measures and the specified inspection and maintenance programmes.*

International cooperation

ENSI works intensively with international organisations and regulatory bodies, primarily the International Atomic Energy Authority (IAEA), the Nuclear Energy Agency (NEA) of the Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) and the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), as well as bilateral committees with 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.

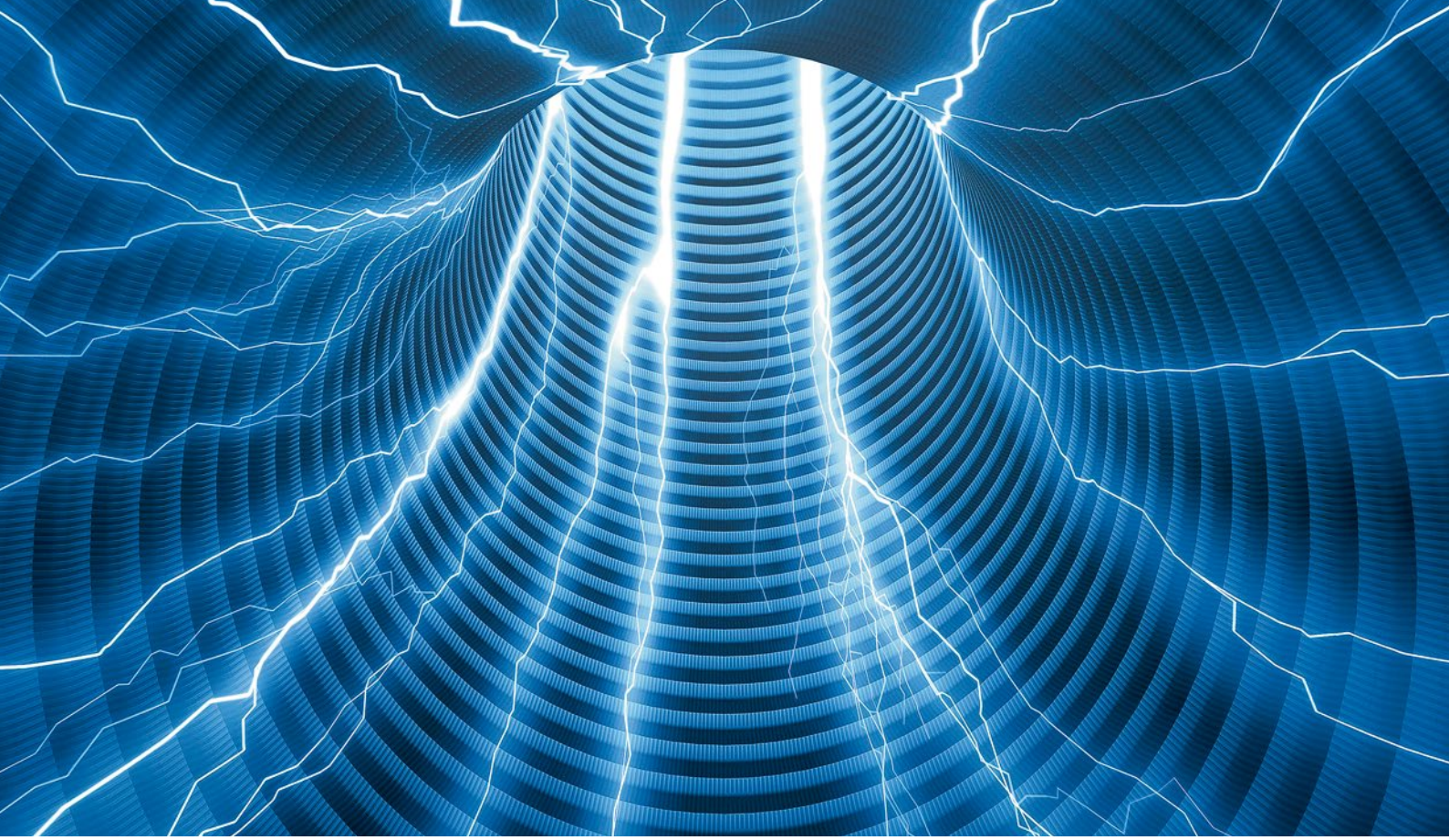
The 8th Regular Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety (CNS) will take place in 2020. Switzerland submitted and published its national report for this meeting on schedule back in August 2019.

WENRA agreed to a new strategic orientation in 2019, with the emphasis on improved integration of safety and security in nuclear plants. To this end, they are keen to work more closely with the European Nuclear Security Regulators Association, ENSRA. Last autumn, ENSI Director Hans Wanner stood down as Chairman of WENRA, handing over the reins to Olivier Gupta, Head of the French Nuclear Safety Authority.

Changes to the legal principles underlying nuclear surveillance

A full revision of the Emergency Preparedness Ordinance came into effect in early 2019. Amendments to the Nuclear Energy Ordinance and associated changes to the Provisional Taking Out of Service Ordinance, the Hazard Assumptions Ordinance and the Radiological Protection Ordinance came into force on 1 February 2019. ENSI also updated its own guidelines, producing the following new editions:

- *ENSI-G02: Design Principles for Operational Nuclear Power Plants;*
- *ENSI-B12: Emergency Preparedness in Nuclear Installations.*

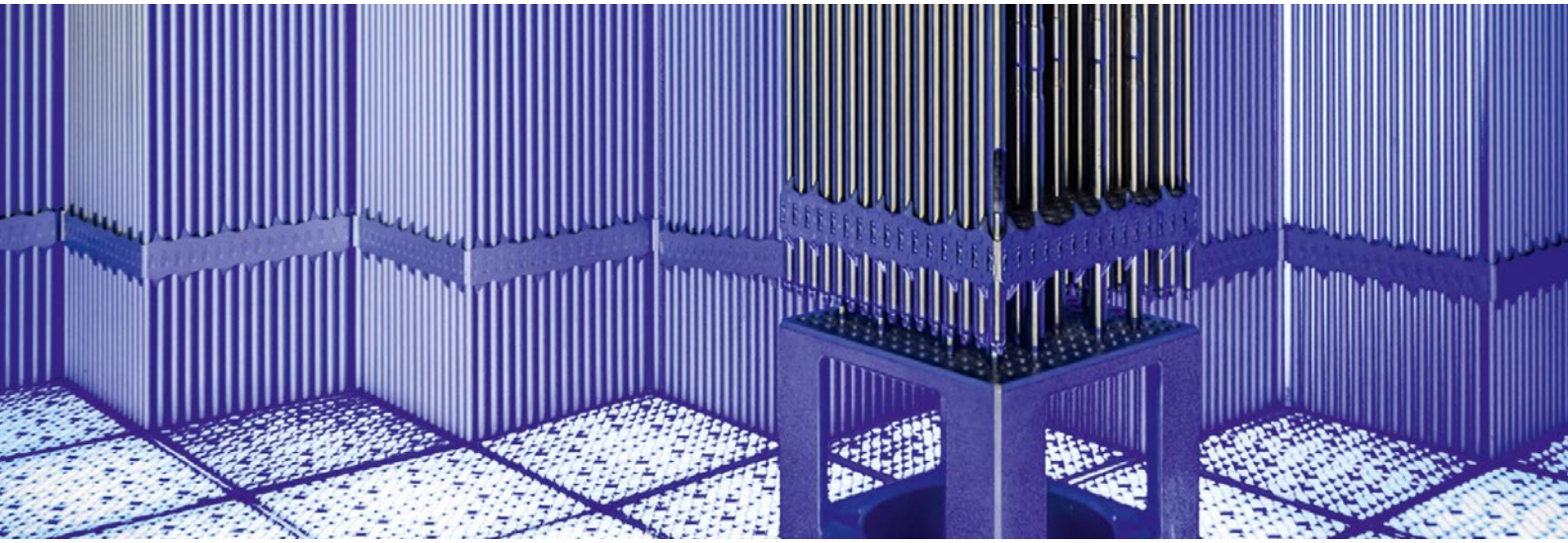


1. Regulatorische Sicherheitsforschung

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

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

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



Reaktorkern

1.1 Brennstoffe und Materialien

Dieser Forschungsbereich beschäftigt sich mit dem Reaktorkern sowie den Strukturmaterialien der wichtigsten gestaffelten Barrieren, welche den Brennstoff und den Reaktorkern umgeben und die radioaktiven Stoffe einschliessen. Die Brennelemente werden mehrere Jahre im Reaktorkern eingesetzt, bevor sie abgebrannt sind und ausgetauscht werden; beim Brennstoff und den Brennstab-Hüllrohren stehen deshalb die Anforderungen während dem Normalbetrieb und während Auslegungsstörfällen im Mittelpunkt. Bei den wenigen nicht austauschbaren Komponenten des Primärkreislaufs, vor allem dem Reaktordruckbehälter und dem Sicherheitsbehälter (Containment), sind vor allem die Prozesse der Materialalterung entscheidend. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke muss gewährleistet sein, dass für alle Anforderungen weiterhin ausreichende Sicherheitsmargen vorhanden sind.

1.1.1 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik, Schweden
ENSI-Projektbegleiter: Lutz Adam,
Reiner Mailänder
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.
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. Um die Rückhaltung der radioaktiven Spaltprodukte zu gewährleisten, 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Phase SCIP-III endete Mitte 2019 nach fünf Jahren Laufzeit. Die Experimente sind abgeschlossen, die Ergebnisberichte sind erstellt und werden derzeit geprüft.

Überblick über die Arbeiten

Im Versuchsprogramm wurden die folgenden wissenschaftlichen Tätigkeiten erfolgreich abgeschlossen:

- Herstellung, Inbetriebsetzung und Qualifizierung eines neuen Versuchsstandes zu Kühlmittelverlust-Störfällen (Loss of Cooling Accident LOCA)

- Experimentelle Untersuchungen an 15 bestrahlten Hochabbrand-Brennstäben
- 23 LOCA-Versuche an bestrahlten Brennstäben
- 9 LOCA-Versuche an unbestrahlten Zry-4-Hüllrohrmaterialien
- 36 Aufheiz-Versuche
- 22 Mandrel-Versuche
- 22 mechanische Versuche (Kriechversuche, Ring-Kompressionstest, Ring-Zugversuche)
- Untersuchungen mit optischen und elektronischen Mikroskopen, Probenvorbereitung mit heisser Vakuumextraktion und Laserextraktion
- Ein Modellierungs-Workshop

Teilprojekt 1: LOCAs und Temperaturtransienten
Bei den 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 anschliessendem Bersten des Hüllrohrs kommen, der Brennstoff kann in kleine Stücke zerfallen (Fragmentierung) und teilweise aus dem Hüllrohr austreten. Die Versuchsanlage von Studsvik (Abbildung 1) lässt LOCA-Tests ausserhalb eines Reaktors zu, was den Aufwand senkt und somit mehr Versuche ermöglicht. 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. Für Brennstofffragmentierung, -umverteilung und -austritt wurden die Einflüsse durch Abbrand, Hüllrohrdehnung, Temperatur, Hüllrohrinnendruck, freies Volumen und Mikrostruktur-Effekte untersucht. Die Konsequenzen von Hüllrohrüberhitzung aufgrund von Störfalltransienten bei niedrigeren Temperaturen und die Auswirkungen auf das Hüllrohrmaterial wurden ebenso untersucht. Des Weiteren wurde die Auswirkung axialer Dehnung auf das Brennstabverhalten während LOCA-Transienten untersucht.
Die Ergebnisse der Versuchsreihen haben bestätigt, dass die Fragmentierung, das heisst das Aufbrechen der Brennstoffpellets in kleinere Partikel, abhängig von Brennstoffabbrand, Dehnung und Temperatur ist. Weitere Einflüsse rühren vom Aufplatzen des Hüllrohres und der einhergehenden Druckentlastung im Hüllrohr her, dem Austreten von Brennstoffteilen aus dem Hüllrohr und der Umverteilung der Brennstoffpartikel sowie dem Verdichten dieser Partikel in Teilen des Hüllrohres. Teilweise ist die Ableitung von Schwellenwerten möglich, dass also die Fragmentierung erst ab bestimmten Werten für Abbrand, Hüllrohrdehnung und Temperatur unter Berücksichtigung weiterer Parameter zu erwarten ist.
Aus diesen Ergebnissen können dann Weiterentwicklungen für die Analysesoftware, welche für die Brennstoffauslegung und die Beschreibung des Brennstoffverhaltens verwendet wird, und Konkretisierungen für die Bewertung des Unfallverhaltens vorgenommen werden.

Teilprojekt 2: Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr mit der Folge von 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. Die dann wirkenden chemischen und mechanischen Prozesse, die zur Spannungsrisskorrosion im Hüllrohr führen können, sind prinzipiell ähnlich wie bei anderen Strukturmaterialien. Allerdings ist das Verhalten von Zirkonium mit dem von Stählen nicht vergleichbar, und bei PCI spielen zudem andere Stoffe zusätzlich 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. Studsvik testete den Einfluss von Sauerstoff bei gleichzeitiger Anwesenheit von Iod mit sogenannten Mandrel-Tests. Bei diesen wird das Hüllrohr mechanisch gespreizt, indem eine gekerbte Keramikeinlage eingepresst wird. Unter anderem haben sich bei den untersuchten Proben Oxidationen an der Rissoberfläche gezeigt, welche aber erst infolge der Rissbildung entstanden.
Die für 2018 geplanten Vergleichstests im Halden-Reaktor konnten wegen Schliessung dieses Reaktors nicht mehr durchgeführt werden. Stattdessen wurden weitere Versuche für die anderen Tasks durchgeführt.

Teilprojekt 3: Modellierung
Die Modellierungen wurden vorlaufend zu Tests durchgeführt, um die Planung und Auslegung der Experimente zu unterstützen, und im Anschluss an die Versuche, um die Versuchsergebnisse nachzu-

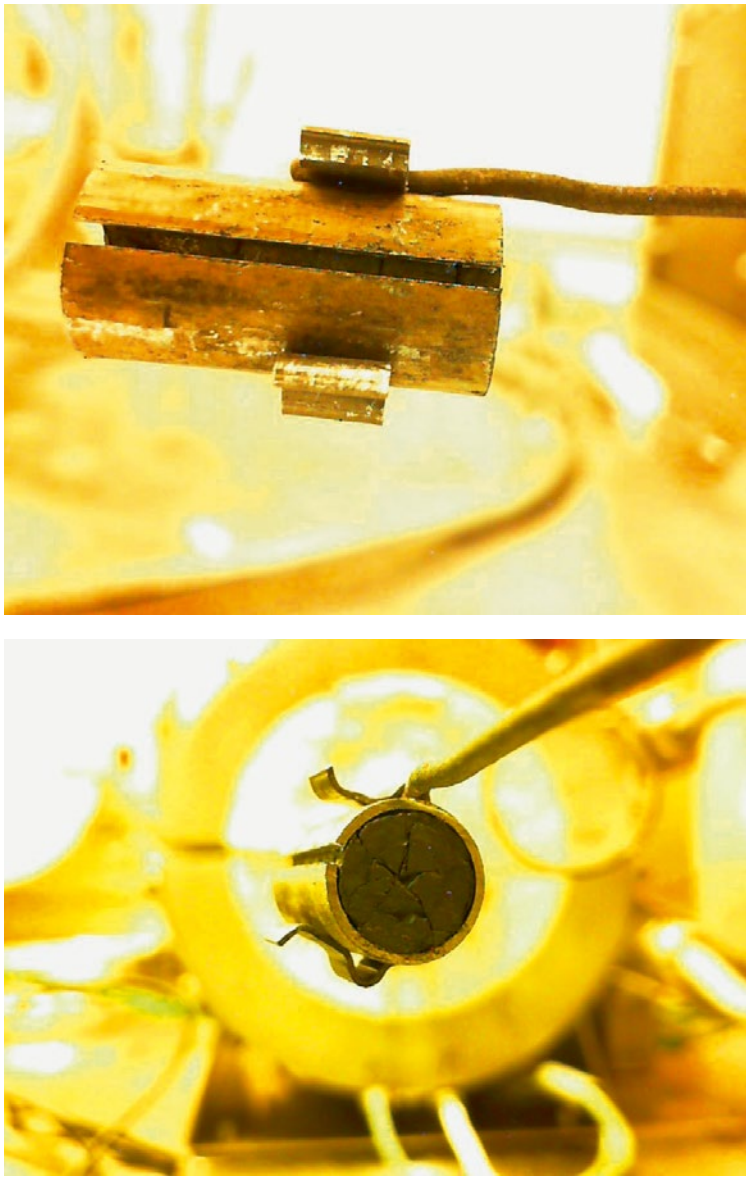


Abbildung 1: *Heiztest zur Bestimmung der Brennstoff-Fragmentierung bei einem Kühlmittelverlust-Störfall. Quelle: Studsvik.*

vollziehen, damit gegebenenfalls erforderlicher Verbesserungsbedarf in der Software identifiziert werden kann. Durch die Vorausrechnungen konnten die Experimente genauer geplant werden, das Brennstoffverhalten während der Versuche konnte oft genau vorhergesagt werden. In einigen Fällen haben die Versuchsergebnisse wertvolle Daten geliefert, um die Berechnungsmodelle erweitern zu können. Dennoch hat sich gezeigt, dass weitere Experimente sinnvoll sind, um noch bestehende Datenlücken zu füllen.

Start der Projektphase SCIP IV

Die Projektphase IV wurde im Juli 2019 begonnen, an ihr werden voraussichtlich 37 Organisationen aus 15 Ländern teilnehmen. Bis Ende 2019 liefen vor allem Vorbereitungen zu den geplanten Experimenten (siehe im Abschnitt Ausblick).

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken und Lagerbehältern. 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 Betriebs- und Störfallverhalten untersucht. Zudem wird auf der Basis dieser Forschung die Analysesoftware auf ihre Korrektheit überprüft und gegebenenfalls weiterentwickelt.

Ausblick

Zu den geplanten Forschungstätigkeiten in SCIP IV gehören die folgenden Teilprojekte:

Teilprojekt 1: Trockene Zwischenlagerung von abgebrannten Brennelementen

- Unterprojekt 1.1: Kriechen und Hydrid-Reorientierung bei Brennstäben unter simulierten Trockenlagerbedingungen
- Unterprojekt 1.2: Hydrid-Reorientierung bei niedrigen Temperaturen
- Unterprojekt 1.3: Brennstäbe unter Transport-, Handhabungs- und Unfallbedingungen
- Unterprojekt 1.4: Undichte Brennstäbe

Teilprojekt 2: Kühlmittelverlust-Störfälle und Temperaturtransienten

- Unterprojekt 2.1: Mikrostrukturuntersuchungen bezüglich der Brennstofffragmentierung
- Unterprojekt 2.2: Brennstofffragmentierung, Umverteilung und Freisetzung bei besonderen Brennstabkonzepten
- Unterprojekt 2.3: Tests separater Effekte wie die Abhängigkeit der Fragmentierung von der Änderung des Temperaturanstieges und des Druckabfalles beim Bersten des Hüllrohres
- Unterprojekt 2.4: Spaltgasfreisetzung und axiale Umverteilung der Spaltgase
- Unterprojekt 2.5: LOCA bei Brennelementen im Nasslager

Teilprojekt 3: Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr

Teilprojekt 4: Modellierung

1.1.2 NEA CABRI International Project

Auftragnehmer: OECD-NEA und IRSN
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel, Marc Wolff

Einleitung

Im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasser- oder Siedewasser-Reaktoren (DWR bzw. SWR) werden auch postulierte Störfälle untersucht, bei denen der Reaktor durch schnelle unkontrollierte Bewegung eines Steuerelements kurzzeitig überkritisch wird. Auslösende Ereignisse für solche Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA) sind der postulierte Bruch des Stutzens eines Steuerelementantriebs (DWR) bzw. das Entkuppeln eines Steuerelements von seinem Antrieb (SWR). Der damit verbundene Auswurf des Steuerelements bzw. das Herabfallen des Steuerelements führt zu einem 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), um die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen anzugleichen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bei dem Qualifikationstest im Jahr 2018 war es zu unerwarteten Hüllrohrschäden gekommen. Deshalb waren 2019 zuvor nicht eingeplante Dekontaminationsarbeiten nötig, und zudem wurde eine bereits vorher feststehende periodische Sicherheitsüberprüfung durch die französische Aufsichtsbehörde ASN durchgeführt. Als Folge davon wurde 2019 kein RIA-Test durchgeführt.

Als Ursache für die Hüllrohrschäden im Qualifikationstest hat sich die Hypothese eines Wassereintritts in das Probensegment vor der Versuchsdurchführung verfestigt. Die Ergebnisse aus den Nachbestrahlungsuntersuchungen in den Heissen Zellen (LECA Facilities) liegen noch nicht vor.

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 (zum Beispiel FALCON, welches vom PSI verwendet wird, siehe 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 eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen zur Verfügung. Die nicht-zerstörenden und zerstörenden Untersuchungen des Qualifikationstests in den Heissen Zellen sollen abgeschlossen werden. Ab 2020 sind zwei RIA-Tests pro Jahr geplant. Das technische Beratungsgremium einigte sich darauf, den geplanten Test an chromdotiertem Brennstoff zeitlich vorzuziehen, um dem gewachsenen Interesse an unfallresistentem Brennstoff (Accident Tolerant Fuel, ATF) Rechnung zu tragen. Der Abschluss des Projekts ist für 2024 vorgesehen.



Strukturmaterialien

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Wilfried Motschiedler
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 I: 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 (DWR) tieferen Temperaturen des Siedewasserreaktors (SWRs) unter bestimmten Wasserchemiebedingungen eine SpRK-Anfälligkeit vorliegt.

Der Schwerpunkt 2019 lag auf der Untersuchung des Einflusses der Temperatur, des Korrosionspotentials und der Oberflächenbeschaffenheit auf die SpRK-Initiierung in Alloy 182. Diese ersten Experimente zeigten, dass die SpRK-Initiierungsschwelle mit steigender Temperatur in wasserstoffhaltigem und sauerstoffhaltigem Hochtemperaturwasser (HTW) abnimmt. In Sachen Oberflächenzustand

sind die Ergebnisse noch nicht vollumfänglich schlüssig. Die Anfälligkeit gegenüber SpRK-Rissbildung war für die geschliffenen (also raueren) Oberflächen leicht höher als für die elektropolierten Oberflächen. Überraschend war, dass die SpRK-Initiierungsschwelle unter Normalwasserchemie-Fahrweise höher ist als unter Wasserstoffchemie-Fahrweise. Allerdings wurden hier die «aggressivsten» Bedingungen gewählt.

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 überprüfen. Dabei soll das Bruchverhalten im spröd-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 wurde eine laufende Doktorarbeit im März 2019 und damit auch das Teilprojekt II erfolgreich abgeschlossen. Alle untersuchten Stähle zeigten eine hohe Bruchzähigkeit K_{IC} in der Hochlage sowohl an Luft als auch unter verschiedenen 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. In Kraftwerken mit geringen Bruchzähigkeitsmargen aufgrund der Neutronenversprödung und für Werkstoffe mit bereits geringer Bruchzähigkeit in der Hochlage im unbestrahlten Ausgangszustand könnte der Einfluss relevant werden.

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

Ziel dieses Teilprojektes ist die Untersuchung des Einflusses der Mittelspannung, von langen Haltedauern 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 Oberflächenbeschaffenheit hat bei sehr hoher Rauigkeit unter DWR-Bedingungen einen kleinen negativen Einfluss. Im niederzyklischen Bereich erhöhte eine Zug-Mittelspannung die Ermüdungslebensdauer an Luft und unter der Wasserstoffchemie-Fahrweise der SWR-Anlagen bei lastkontrollierten Versuchen. Der positive Einfluss der Zugmittelspannung übertrifft den negativen Einfluss des HTWs. Die Vernachlässigung des Mittelspannungseinflusses bei den aktuellen Verfahren zur Bewertung des Umgebungseinflusses auf die Ermüdung scheint deshalb für den niederzyklischen Bereich konservativ zu sein. Im hochzyklischen Bereich (> 10^5 Zyklen) unter den Heisswasserbedingungen eines SWRs hingegen scheinen Zug-Mittelspannungen bei den hier gewählten Versuchsbedingen die Lebensdauer zu senken. Die Erklärung dieser Beobachtung ist zum jetzigen Zeitpunkt noch unklar.

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.

Durch einige Verzögerungen bei der Probenfertigung aus bestrahltem Material liegen hierzu bisher keine experimentellen Ergebnisse vor. Die sehr anspruchsvollen Untersuchungen mit bestrahlten RDB-Stählen wurden gründlich vorbereitet und Machbarkeits- und Qualifikationsprüfungen mit dem entsprechenden Ausgangsmaterial wurden durchgeführt. Eine Charge bestrahlter Proben wird derzeit beim tschechischen Forschungszentrum CVR in Rez hergestellt. Der erste bruchmechanische Test mit bestrahltem Material kann voraussichtlich im Frühjahr 2020 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. Eine erste SpRK-Initiierungs- und Risswachstums-Testreihe unter SWR- und DWR-Bedingungen wurde 2019 durchgeführt. Bisher deutet alles darauf hin, dass die thermische Alterung keinen grossen Einfluss auf die SpRK-Anfälligkeit hat. Weitere Untersuchungen sind jedoch nötig um dazu sichere Aussagen machen zu können.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die im Rahmen des Projekts LEAD gewonnenen Erkenntnisse sollen 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. Die aktuelle Entwicklung von neuen SpRK- und Ermüdungs-Grenzkurven für Druckbehälterstahl und Alloy 82 in Zusammenarbeit mit dem Electric Power Research Institute EPRI sind Beispiele hierfür.
Im Rahmen des Projektes LEAD werden drei Doktorarbeiten erstellt. Ferner fand im Juli 2019 in Slowenien eine «Summer School on Nuclear Corrosion – NuCoSS-19» unter Federführung des PSI statt. Damit leistet das Projekt auch einen wichtigen Beitrag zum Thema Ausbildung, Wissenserhaltung und Vertiefung der theoretischen Grundlagen für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke.

Ausblick

Das Projekt läuft bisher weitestgehend wie geplant und kann Ende 2020 abgeschlossen werden. Wichtige Meilensteine für das Jahr 2020 sind:

- Weitere SpRK-Initiierung-Tests an Austenit und Alloy 182 mit geschliffenen, polierten und oberflächenmodifizierten Proben im Teilprojekt I;
- der Abschluss einer Doktorarbeit im März (Teilprojekt III);
- weitere SpRK- und Bruchmechanikversuche mit thermisch gealtertem Alloy 182 sowie die ersten Bruchmechanik- und SpRK-Versuche mit bestrahlten RDB-Stählen unter Wasserstoffeinfluss im Teilprojekt IV.

1.1.4 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 und im November 2018 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

Im Berichtsjahr fanden zwei Projekttreffen statt, das erste im Mai und das zweite im November. Die enge Abstimmung der Arbeiten zwischen den Treffen wurde durch mehrere Telefonkonferenzen realisiert. Im Zuge der Projekttreffen wurden die Ergebnisse der verschiedenen Teilprojekte vorgestellt und diskutiert sowie Detailvorgaben konkretisiert oder an neue Erkenntnisse angepasst.

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 die Ultraschallmodellierungen der beteiligten Projektpartner für den ersten Schritt der Simulation des Referenzfehlers (Querbohrung) im Grundwerkstoff durchgeführt und die Ergebnisse der beteiligten Projektpartner im Rahmen des Projekttreffens diskutiert und verglichen. Für die nächsten Schritte wurden die Vorgaben an die Modellierung präzisiert, um eine bessere Vergleichbarkeit zu erreichen, und neue Fehlerkonfigurationen definiert. Gleichzeitig werden die vorbereitenden Schritte für die weitergehenden Simulationen mit Schweissnaht und Risskonfigurationen weitergeführt. Für die Erstellung des Schweissnahtmodells soll ein metallographischer Schliff eines der ENSI-Ultraschalltestkörper mit Abbildung der Kornstruktur in der Schweissnaht verwendet werden.

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 Rissspitzen 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 Berichtszeitraum wurden die metallographischen Untersuchungen des PSI an den Referenztestkörpern mit im Labor erzeugten Spannungskorrosionsrissen abgeschlossen. Die Risseigenschaften wurden detailliert untersucht und dokumentiert. Im ZfP-Labor des SVTI-N wurden die Ultraschallprüfungen an den Testkörpern im Zustand vor Start des Korrosionsrisswachstums abgeschlossen und die ersten Prüfungen an den neuen Testköpern mit Korrosionsriss durchgeführt. Die Ergebnisse bestätigen die Erkenntnisse aus den vorangegangenen Vorhaben. In Bezug auf Rissdetektion mit Ultraschall werden gute Ergebnisse erzielt, die Tiefenbestimmung ist dagegen mit Unsicherheiten behaftet.

Die Arbeiten des schwedischen Projektpartners zur Fertigung eines Ultraschalltestkörpers für die Prüfung der Bodendurchführungen eines Reaktordruckbehälters sind weitgehend abgeschlossen. Im nächsten Schritt sollen die Testfehler charakterisiert und verschiedene Prüfdienstleister zur Teilnahme an der Studie zur zerstörungsfreien Prüfung am Testkörper eingeladen werden.

Teilprojekt 3 «Materials Degradation Monitoring»

Im Teilprojekt 3 werden anhand von entsprechenden Testkörpern Methoden zur Ermittlung und

Bewertung der thermischen Alterung von austenitischen Gusskomponenten untersucht. Unter Koordination der koreanischen Projektpartner wurden geeignete Testkörper ausgewählt und ein Programm für einen Ringversuch erstellt. Der aktuelle Stand wurde jeweils im Rahmen der Projekttreffen den Partnern vorgestellt.

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). Dabei werden die Unsicherheiten beim Fehlernachweis bzw. der Fehlergrössenbestimmung berücksichtigt.
Im Berichtszeitraum wurden vom finnischen Projektpartner durch gezielte Manipulation von aufgenommenen Ultraschalldaten an einem Testkörper mit Rissen mehrere abgewandelte Datensätze mit unterschiedlichen Fehlergrössen und -lagen generiert. Ziel dieser Vorgehensweise ist die Erhöhung der Fehlerpopulation, um eine realistische Bewertung des Leistungsvermögens typischer Ultraschallprüftechniken vornehmen zu können. Deshalb werden diese Datensätze in einem Rundversuch («Virtual Round Robin») verschiedenen Datenauswertern zur Verfügung gestellt. Die Ergebnisse der Auswertung werden dann mithilfe von POD-Analysen statistisch ausgewertet. Im Rahmen des zweiten Projekttreffens wurden diesbezüglich verschiedene Methoden zur Datenauswertung für POD-Analysen vorgestellt. Des Weiteren wurde der Einfluss verschiedener Randbedingungen auf Ergebnisse von POD-Analysen diskutiert.
Die Aktivitäten im Teilprojekt 4 dienen dazu, eine international akzeptierte Richtlinie für die POD-Analyse zu entwickeln, die die Besonderheiten der ZfP in der Kerntechnik explizit berücksichtigt und die im PIONIC-Projekt neu entwickelten Konzepte beinhaltet. Dazu wird neben dem Einsatz von manipulierten Daten auch die Verknüpfung von realen Daten mit modellierten Daten aus dem Teilprojekt 1 untersucht und bewertet. Dies dient dazu, eine realistischere Bewertung von unterschiedlichen Prüftechniken vorzunehmen und die Effekte einer begrenzten Testfehleranzahl in der Praxis durch die Kombination von verschiedenen Datenquellen (real, modelliert, manipuliert) zu kompensieren.

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 eingesetzt 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 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 Projekt PIONIC soll einen Beitrag zu diesen Fragestellungen leisten und zu einer Weiterentwicklung und Optimierung von verfügbaren Prüf- und Analysetechniken beitragen.

Ausblick
Die Ergebnisse der metallographischen Untersuchungen an den gefertigten Spannungskorrosionsrissen werden weiter analysiert. Es wird bewertet, ob sie für einen aktualisierten Bericht zu prüftechnisch relevanten Eigenschaften realistischer Fehler verwendet werden können. An den

Testkörpern mit Spannungskorrosionsrissen werden weitere mechanisierte und manuelle Ultraschallprüfungen durchgeführt zur Ermittlung der Leistungsfähigkeit verschiedener Prüftechniken und zur Abschätzung von Unsicherheiten bei der Grössenbestimmung. Für die Fortsetzung der Ultraschallsimulationen wird ein geeignetes Schweissnahtmodell erstellt.
All diese Informationen – realistische Testfehler, metallographische Untersuchungen, reale Messdaten, Simulationen sowie manipulierte Daten – werden genutzt, um die Leistungsfähigkeit zerstörungsfreier Prüfsysteme statistisch mit der POD-Analyse zu beurteilen. Die für diese statistische Auswertung zu entwickelnde Vorgehensweise soll abschliessend in einer POD-Richtlinie für die Kerntechnik zusammengefasst werden.

1.1.5 NORA III – Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors & ZINC – Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted Cracking of Structural Materials

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Michaela Weber, 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 dampfflüchtigen 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 On-line 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.

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 Autoklav, der als Modell für den Kreislauf eines Siedewasserreaktors (SWR) dient, sowie die Analysemethoden zur Untersuchung der Platinablagerungen kamen im Nachfolgeprojekt NORA III weiterhin zum Einsatz.

Im letzten Projektjahr lag der Schwerpunkt auf der Untersuchung des Einflusses der Pt-Abscheidung auf die Eigenschaften von Brennstab-Hüllrohrmaterial aus Zircaloy und auf der Untersuchung des Einflusses der Pt-Partikelgrösse und -verteilung auf das ECP. Eine weitere Aufgabe war die Analyse der Pt-Ablagerung durch zwei zerstörungsfreie Prüftechniken, einschliesslich einer dritten Messkampagne an der Synchrotronlichtquelle Schweiz (SLS). Ein Versuch über elektrochemische Impedanzspektroskopie-Messungen an Pt-behandelten Coupons rundete das umfangreiche Arbeitsprogramm ab.

Einfluss der Pt-Ablagerungen auf die Eigenschaften der Brennelement-Hüllrohre

Seit den Anfängen der noble metal chemical addition (NMCA)-Technologie gibt es Bedenken, dass die Pt-Ablagerung auf der Oberfläche von Brennstoff-Hüllrohren einen negativen Einfluss auf die Wasserstoffaufnahme und/oder das Oxidationsverhalten haben könnte (Garcia et al. 2010). Deshalb wird frühestens 60 Tage nach dem Wiederanfahren nach einer Revisionsabstellung in den Schweizer SWR 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 sich Platin direkt an der Zircaloy-Oberfläche absetzt. Weite Teile des Primärkreislaufs sind somit für einen längeren Zeitraum nicht ausreichend gegen SpRK geschützt.

Es sollte nun geklärt werden, ob diese Zeit verkürzt werden kann, ohne negative Auswirkungen auf das Verhalten der Brennelemente zu haben. Wichtig war dabei der Einfluss von Platin auf das Brennelement-Hüllrohrmaterial Zircaloy direkt nach dem Wiederanfahren, wenn sich auf neu eingesetzten Brennelementen noch keine schützende Oxidschicht ausgebildet hat. Messungen der Oxidschichtdicken von Zircaloy-2-Stäben, die bis zu 150 Tagen dem Hochtemperaturwasser exponiert wurden, ergaben keine wesentlichen Unterschiede zwischen den Referenzversuchen ohne, mit zeitlich früher oder später Pt-Injektion. Ein weiterer wichtiger Punkt war die Wasserstoff-Aufnahme, die bei Überschreiten der Löslichkeitsgrenze zur Bildung von Hydriden als Einschlüsse führen kann. Dadurch kann das Hüllrohr geschwächt werden, was zu einem möglichen mechanischen Versagen und einer ungewollten Exposition des Brennstoffs gegenüber dem Reaktorwasser führen kann. Die Wasserstoff-Aufnahme der Pt-behandelten Proben («Early Pt»- und «Late Pt»-Tests) sind nur geringfügig höher oder in einigen Fällen sogar niedriger als bei den «No Pt»-Tests.

Diese Ergebnisse zeigen, dass Zircaloy-2-Rohre, zumindest bis zu 150 Tagen Einwirkungszeit, keine grösseren nachteiligen Auswirkungen auf die Oxidations- und Wasserstoff-Aufnahmeeigenschaften durch die Abscheidung von Pt-Nanopartikeln unter simulierten SWR-Bedingungen (ohne Bestrahlung) erfahren haben.

Einfluss des Partikelabstandes auf das ECP

In der Vergangenheit wurden bei der Analyse von Proben aus NORA-Experimenten routinemässig die gesamte Beladung und Partikelgrössenverteilung des Platins quantifiziert. Die auf diese Weise gesammelten Daten haben nützliche Informationen geliefert, aber sie reichten nicht aus, die Menge und Qualität der Pt-Partikel zu definieren, die erforderlich sind, um das ECP unter den SpRK-Schwellenwert von -230 mV_{NHE} (NHE = Normal Hydrogen Electrode) zu bringen.

Der fehlende Parameter ist die räumliche Verteilung auf mikroskopischer Ebene, das heisst die Dispersion der Partikel auf der Oberfläche. Es zeigte sich eine klare Abhängigkeit des ECP vom Partikelabstand, was darauf hinwies, dass dieser Parameter ein guter und möglicherweise besserer Indikator für die SpRK-Minderungskapazität von Pt-behandelten Oberflächen ist als die Pt-Mengenbeladung. Die Extrapolation des Trends des ECP auf eine Probe ohne Pt ergab, dass ein Partikelabstand von ca. 1000 nm ausreichen würde, um SpRK zu minimieren (vorausgesetzt, dass im Reaktorwasser überschüssiger Wasserstoff vorhanden ist). Es handelt sich aber um Durchschnittswerte, und das gemessene ECP wird durch die Überlagerung mehrerer gleichzeitig ablaufender elektrochemischer Reaktionen definiert. Das ECP wird zudem über eine grössere Fläche mit katalytischen und nicht-katalytischen Bereichen gemessen. Deshalb liegt der tatsächlich optimale Partikelabstand eher im Bereich von 200–300 nm.

Abschliessend kann man zusammenfassen, dass die Pt-Oberflächenbeladung allein nicht ausreicht, um die katalytischen Eigenschaften oder die Fähigkeit, das ECP von OLNC-behandelten Oberflächen zu senken, zu beurteilen. Der Pt-Teilchenabstand scheint ein besseres Kriterium zu sein. Extrem niedrige Pt-Beladungen können für die SpRK-Minderung ausreichend sein, wenn viele sehr kleine Pt-Partikel gleichmässig auf einer Stahloberfläche verteilt sind.

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

Messungen der Platin-Oberflächenbeladung mit der Laser Ablation-Inductively Coupled Plasma-Mass Spectrometry (LA-ICP-MS-Technik) sind weder zerstörungsfrei noch können sie die räumliche Verteilung des Pt auf Oberflächen im erforderlichen Ausmass auflösen. Daher wurden zusätzlich hochauflösende Analysen mittels Raster-Elektronenmikroskopie (REM) durchgeführt, um detailliertere Informationen über die Grösse und Verteilung der Pt-Partikel zu erhalten (Abbildung 2). Aber auch diese Technik hat den Nachteil, dass 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 µm) Röntgenstrahl aus einer Synchrotronlichtquelle. Mit dem Strahl werden die Oberfläche der Probe gescannt und charakteristische «sekundäre» (oder fluoreszierende) Röntgenstrahlen erzeugt, die mit einem Detektorsystem analysiert werden. Damit können die Pt-Verteilungen auf relativ grossen Flächen gemessen werden. Drei Messkampagnen wurden an der Micro-XAS-Strahlführung (X-ray absorption spectroscopy XAS) der SLS des PSI durchgeführt. Die Technik kann 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 Bereiche identifiziert werden. In einer abschliessenden Messkampagne im Frühjahr 2019 wurden weitere Proben mit diesem neuartigen Werkzeug untersucht.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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 das KKM und das KKL im Jahr 2019 die OLNC-Fahrweise angewendet haben, ist es wesentlich, möglichst alle beobachteten Effekte, die bei dieser Fahrweise bereits aufgetreten sind, zu verstehen. Das Projekt NORA III lieferte wie bereits NORA und NORA II dazu einen massgeblichen Beitrag.

Aus wissenschaftlicher Sicht konnten einige Empfehlungen für OLNC-Anwendungen in SWR-Anlagen formuliert werden: Die Pt-Injektion sollte lang-

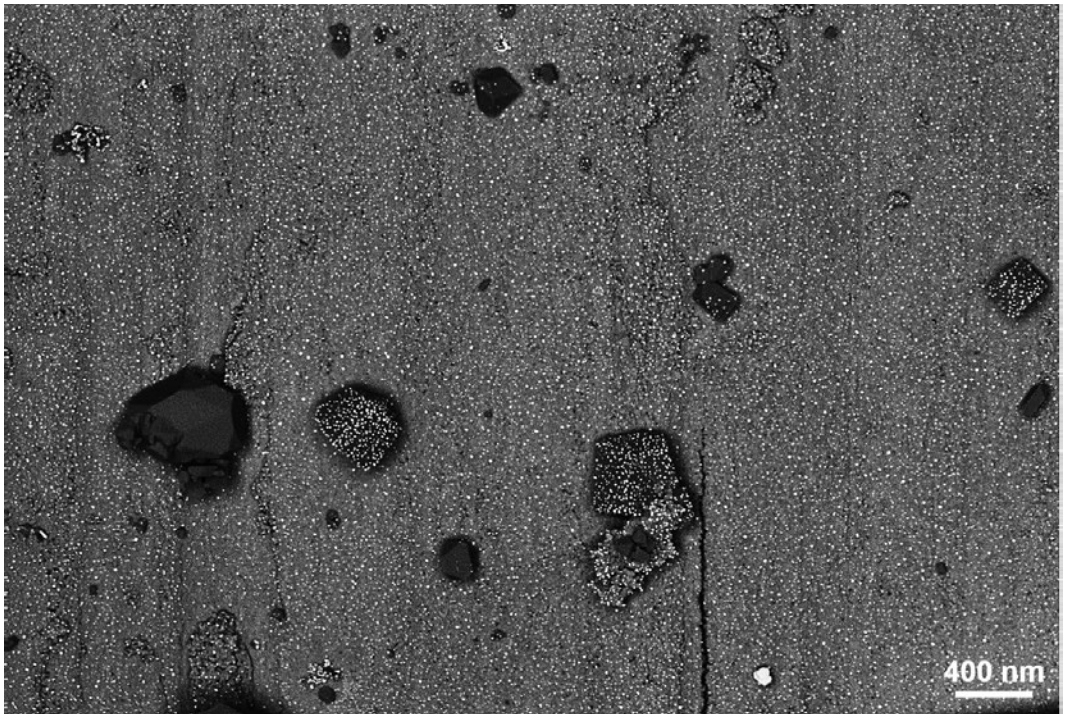


Abbildung 2: *REM-Bild von einer dichten Pt-Beladung auf einem Zircaloy-2 Hüllrohr. Das Hüllrohr wurde 2 OLNC-Applikationen und der Behandlung durch 150 Tage (simuliertes) SWR-Heisswasser unterzogen. Es ist ein Rückstreuelektronenbild, das heisst die weissen Punkte repräsentieren das Pt. Ein paar Oxid-Ablagerungen (dunkle Teilchen) sieht man ebenfalls, die teils vor (mit Pt-Partikel), teils erst nach (ohne Pt-Partikel) den OLNC-Applikationen abgelagert wurden. Quelle: PSI.*

sam und unter reduzierenden Bedingungen über längere Zeiträume durchgeführt werden. Die Anwendungen sollten regelmässig wiederholt werden, um die Pt-Erosion zu kompensieren und neue Oberflächen zu schützen, und sie sollten so schnell wie möglich nach dem Anfahren der Anlage beginnen. Die Voroxidation neuer Komponenten kann dazu beitragen, frühzeitig höhere Pt-Beladungen zu erreichen.

Auch wenn extrem geringe Mengen an Pt ausreichen können, um SpRK zu mildern, ist zu beachten, dass der Wert der Pt-Oberflächenbeladung allein nicht ausreicht, um die katalytischen Eigenschaften von OLNC-behandelten Bauteiloberflächen vollständig zu beurteilen. Der Pt-Zwischenpartikelabstand scheint ein geeigneterer Parameter zu sein. Trotz der Beantwortung vieler Fragen ist die abschliessende Überprüfung der Pt-Partikelverteilung auf realen Bauteiloberflächen im gesamten Primärkreislauf von SWR-Anlagen noch unvollständig.

Neben den bereits erwähnten Ergebnissen konnte durch die NORA-Projekte am PSI ein weltweit einzigartiges OLNC-Know-how aufgebaut werden, und viele junge Wissenschaftlerinnen und Wissenschaftler sowie Ingenieurinnen und Ingenieure wurden ausgebildet. Mit rund 50 Publikationen wurde in Fachkreisen eine hohe internationale Sichtbarkeit erreicht. Viele der Ergebnisse werden bereits in der Schweizer SWR-Flotte umgesetzt (das KKM hat per 20. Dezember 2019 den Leistungsbetrieb eingestellt) und tragen zur sicheren Produktion von Kernenergie in der Schweiz bei.

Die Projektziele und Meilensteine für das dritte 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.

Ausblick

Das NORA-Projekt wurde 2019 abgeschlossen. Im Sommer 2019 wurde ein neuer Projektvorschlag erarbeitet, der vom ENSI genehmigt wurde. Das Projekt mit dem Namen «ZINC» (Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted Cracking of Structural Materials) startete im Oktober 2019 und befasst sich mit dem Einfluss der Zn-Einspeisung auf die Oxidschichteigenschaften und das SpRK-Verhalten von austenitischen Legierungen im Primärkreislauf von Leichtwasserreaktoren. Das allgemeine Ziel dieses Projektes ist die detaillierte Untersuchung des SpRK-Verhaltens von Strukturwerkstoffen in Zn-haltigem Wasser, um diese Technik weiter zu validieren und ihren Wirkungsmechanismus aufzuzeigen. Der besondere Schwerpunkt dieses Projektes liegt auf der Untersuchung der Schwellenspannung bzw. -zeit für die SpRK-Initiierung und der SpRK-Ausbreitungsrate einer Ni-Basislegierung (Alloy 182) sowie eines rostfreien Stahls unter simulierten SWR- und DWR-Bedingungen mit unterschiedlichen Zn-Gehalten. Weiterhin werden Zusammensetzung, Struktur, mechanische Eigenschaften und Repassivierungskinetik von Oberflächen- und Rissflankenoxidschichten mit und ohne Zn-Einspeisung charakterisiert.

Zitierte Literatur

- *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. Nuclear Plant Chemistry (NPC) Conference, CNS, Paper No. 9.09, Quebec City, Canada, October 3–7, 2010.

1.1.6 PROACTIV – Probabilistische Komponentenintegritäts-Analysen von Primärkreislaufkomponenten in KKWs

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Ralph Döring
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Wichtige Sicherheitsnachweise in Kernkraftwerken sind Leck-vor-Bruch-Nachweise (Leak-Before-Break, LBB) für drückführende Rohrleitungen und der Nachweis gegen Sprödbruch des Reaktordruckbehälters (RDB) bei Notkühlszenarien (Pressurized Thermal Shock, PTS). Insbesondere in den meisten europäischen Ländern erfolgen diese Nachweise traditional mit deterministischen Ansätzen. Dagegen sind in den USA auch probabilistische Sicherheitsnachweise weitgehend akzeptiert. Auch in verschiedenen Ländern in Europa gibt es Bestrebungen, neben deterministischer auch probabilistische Nachweisführung zuzulassen.

Neben der quantitativen Abschätzung der tatsächlich vorhandenen Sicherheitsreserven können probabilistische Methoden auch mithelfen, die Vorgehensweise und die Umfänge der Betriebsüberwachung wie auch von wiederkehrenden Prüfungen zu optimieren, um damit die Absicherung der Qualität im Betrieb massgeblich zu unter-

stützen. Das ENSI möchte diesem internationalen Trend folgen und unterstützt darum das Project PROACTIV am PSI, welches diesen Themen gewidmet ist. Es wurde Anfang 2019 gestartet und schliesst sich thematisch an das Ende 2018 abgeschlossene Projekt PROBAB an. PROACTIV besteht aus drei Teilprojekten (TP) und dauert bis Ende 2021.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bei Leck-vor-Bruch-Konzepten wird gefordert, dass ein Riss zuerst zu einem detektierbaren Leck führen solle, bevor ein Schaden grösseren Ausmasses eintritt. Bei solchen Beurteilungen werden zunehmend auch Alterungsmechanismen wie Spannungsrisskorrosion und Ermüdung sowie weitere Einflussparameter wie Eigenspannungen, Detektierbarkeit von Rissen, Prüfintervalle und Reparaturen berücksichtigt. Im TP I werden LBB-Analysen mittels der probabilistischen Rechencodes PROLOCA und PROST durchgeführt.

Im Berichtsjahr wurde der Einfluss von Eigenspannungen und interkristalliner Spannungsrisskorrosion in Mischnähten auf die Integrität eines reparierten Speisewasserstutzens in einem Siedewasserreaktor mittels PRO-LOCA untersucht. Es wurden drei verschiedene Anordnungen von Schweissnähten und Materialien untersucht und zeitabhängige Wahrscheinlichkeiten für die Rissinitiierung, das Risswachstum bis zu wanddurchdringenden Rissen und eines Leitungsbruches berechnet. Für alle drei Konstellationen wurde eine hohe Wahrscheinlichkeit für Rissinitiierung nach wenigen Betriebsjahren berechnet. Weitere Erfahrungen in der Anwendung probabilistischer Ansätze im Zusammenhang mit LBB-Untersuchungen wurden auch in einer Beteiligung an einem Leckraten-Benchmark der OECD-NEA zur LBB-Anwendung gemacht. In diesen LBB-Analysen wurden externe Kräfte und Momente berücksichtigt, um die Materialermüdung einer rissbehafteten Rohrleitung, Leckgrössen und -raten zu berechnen und mit den Resultaten der übrigen Teilnehmer und solchen aus Experimenten zu vergleichen.

Die Integrität des RDB ist gemäss dem Kernenergiegesetz während der ganzen Lebensdauer nach Stand von Wissenschaft und Technik zu gewährleisten. Für den Sicherheitsnachweis des RDB für den Fall einer Notkühlung werden bruchmechanische Methoden verwendet. Herkömmlicherweise werden die Rissspitzenbeanspruchungen mit klassischen Finite-Elemente-Methoden (FEM) ermittelt. Zunehmend können die entsprechenden Spannungsintensitätsfaktoren (SIF) auch mit der erweiterten FEM (Extended Finite Element Method XFEM) evaluiert werden, weil diese eine einfachere Rissmodellierung sowie die Berechnung von Risswachstum, -arrest und Risspfaden ermöglicht. Allerdings ist die Methode für die praktische Anwendung in der Aufsicht von Nuklearanlagen noch zu wenig validiert. Aus diesem Grund werden im TP II die mittels XFEM evaluierten SIF mit analytisch und durch klassische FEM ermittelten Werten verglichen und durch Experimente validiert.

Im Jahr 2019 wurde Risswachstum im RDB eines Druckwasserreaktors für den hypothetischen Fall eines PTS als Folge eines grossen Kühlmittelverlusts berechnet. Dabei wurde die XFEM zusammen mit einem Normalspannungskriterium für Rissinitiierung und einem Energiefreisetzungsraten-Modell für Risswachstum verwendet. Sowohl für Normalbetrieb als auch für PTS-Belastungen wurden realistische Druck- und Temperaturtransienten zugrunde gelegt (Abbildung 3), welche vorgängig mit dem Systemcode TRACE berechnet wurden. Für den analysierten Extremfall wurde sehr lokale Rissinitiierung an der Innenoberfläche des RDB berechnet, aber keine Rissgefahr in radialer Richtung (durch die RDB-Wand) festgestellt.

Im OECD-Benchmark wurden Spannungsintensitätsfaktoren für verschiedene Belastungs- und Risskonfigurationen mittels XFEM berechnet und mit analytischen Lösungen verglichen. Weiter wurde im Jahr 2019 zusammen mit 13 Partnerinstitutionen auch das EU-Projekt APAL definiert, welches zum Ziel hat, probabilistische Methoden für PTS-Analysen zu untersuchen und weiter zu entwickeln.

Bei der Überwachung des Versprödungszustandes von älteren RDBs gibt es international den Bedarf, anstelle von standardisierten Bruchmechanikpro-

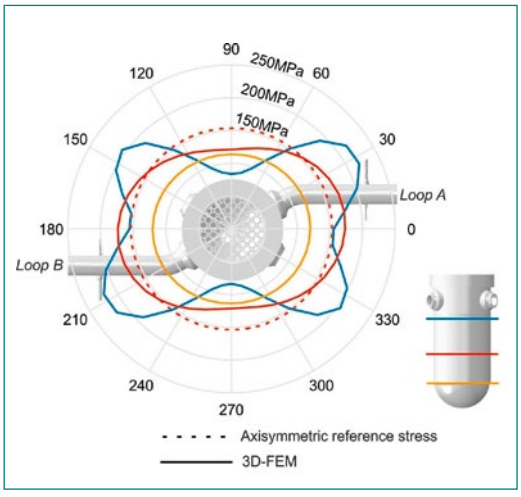


Abbildung 3:
Umfangspannungen an verschiedenen Stellen/Höhen im RDB im Normalbetrieb. FEM-Berechnungsergebnisse auf Basis einer Temperaturberechnung mittels des Systemcodes TRACE. Quelle: PSI.

ben auch Klein- und Kleinstproben zu verwenden. Denn das aus den Bestrahlungsprogrammen zur Verfügung stehende bestrahlte Material ist limitiert in Bezug auf Probenanzahl und -grösse. Es gibt allerdings nach wie vor offene Fragestellungen, inwieweit die Übertragbarkeit der Resultate aus Kleinproben auf Komponenten gewährleistet ist und wie eine allfällige Materialinhomogenität die Interpretation der Ergebnisse beeinflussen kann. Im TP III wird deshalb in einer Doktorarbeit versucht, den Einfluss der Probengrösse (Size Effect) und derjenige der Materialinhomogenität auf die ermittelte Bruchzähigkeit zu separieren.

Im TP III wurde der Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Bruchmechanik an Kleinstproben zusammengestellt und eine Doktorarbeit definiert. Im internationalen Rahmen wurde das Projekt FRACTESUS erfolgreich ausgearbeitet, welches auch dem Thema Kleinproben gewidmet ist und neu von der EU unterstützt wird.

Bedeutung des Projektes,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle 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. Daher kommt unter diesen Randbedingungen der Alterungsüberwachung und der Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten eine erhöhte Bedeutung zu. Im Hinblick auf den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke (Laufzeiten über 40 Jahre), sieht das ENSI im Rahmen der regulatorischen Sicherheitsforschung einen Schwerpunkt bei der Beurteilung und Gewährleistung der Integrität des Primärkreislaufes im Normalbetrieb und in Störfällen. Insbesondere der RDB stellt eine wichtige Grosskomponente hinsichtlich Sicherheit und Lebensdauer von Leichtwasserreaktoren dar. Deshalb besteht beim Nachweis der Sprödbruch-Sicherheit des RDB ein starkes Interesse des ENSI, die Sicherheitsreserven der deterministischen Integritätsnachweise durch verfeinerte Analysen mit probabilistischen Methoden besser quantifizieren zu können. Solche Methoden kommen im internationalen Kontext immer stärker zur Anwendung. Die Teilnahme an Benchmarks der OECD-NEA ermöglicht dem ENSI und dem PSI, sich besser mit Fachexperten aus anderen Ländern auszutauschen und zu vernetzten. PROACTIV leisten einen wichtigen Beitrag zur Aufrechterhaltung einer unabhängigen Expertise (Kompetenzerhalt) in der Schweiz sowie zur Ausbildung von Spezialisten (Nachwuchsförderung, Post-Docs, Doktoranden und Masterstudenten) auf diesem für die Sicherheit der KKWs entscheidenden Gebiet. Die am PSI vorhandene Expertise steht dem ENSI für Gutachten und weitere Dienstleistungen zur Verfügung.

Ausblick

Im TP I werden die bisherigen Erkenntnisse und Erfahrungen in Bezug auf die probabilistischen Analyseverfahren unter Einbeziehung aktiver Schädigungsmechanismen erweitert. Die Partizipation am internationalen Konsortium PARTRIDGE-III (Probabilistic Analysis as a Regulatory Tool for Risk-Informed Decision Guidance) wird weitergeführt, und verbesserte Versionen der Software PRO-LOCA sollen ausgetestet werden. In Ergänzung zu PRO-LOCA wird die von der GRS entwickelte Software PROST und WinLeck für probabilistische Intergritätsanalysen von druckführenden Komponenten unter Berücksichtigung von aktiven Schädigungsmechanismen zur Anwendung kommen. Das PSI beteiligt sich auch weiter am Leckraten-Benchmark der OECD-NEA.

Im TP II wird die Modellierung von Risswachstum und -arrest mittels der XFEM weiter vorangetrieben. Um auch plastisches Materialverhalten in XFEM-Analysen zu berücksichtigen, wird das Gurson-Tvergaard-Needleman-Modell in einer Anwendersubroutine im FEM-Code Abaqus implementiert. Besonderes Gewicht wird auf die Validierung der Berechnungsmethoden mittels spezieller Thermoschockversuche gelegt werden. Eine entsprechende Versuchsanlage ist in Planung und soll im laufenden Projektjahr realisiert werden. Wertvolle Synergien werden sich auch aus der Zusammenarbeit im neu gestarteten EU-Projekt APAL ergeben.

Im TP III wird eine Doktorarbeit zur Thematik der Kleinstprobentechniken zum Bestimmen von Bruchzähigkeiten gestartet. Ihr Ziel ist es, den Einfluss der Probengrösse und denjenigen der Materialinhomogenität auf die Bruchzähigkeit zu separieren. Insbesondere soll die Auswertung von bruchmechanischen Versuchen mittels Kleinstproben mit einem modifizierten Master-Kurven-Konzept evaluiert werden. Die Teilnahme im EU-Projekt FRACTESUS ist eine wesentliche Bereicherung für das TP III.



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

Im April 2019 wurde der fünfte Erfahrungsbericht (Topical Report) mit dem Thema «Grundlegende Prinzipien der Erfassung und Auswertung der Daten aus Betriebserfahrungen von metallischen passiven Komponenten» (Basic principles of collecting & evaluating operating experience data on metallic passive components) publiziert. Der Bericht kann auf folgender Seite der NEA abgerufen werden: http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/indexcsni.html.

Der sechste Erfahrungsbericht, welcher die seit 1998 gesammelte Betriebserfahrung hinsichtlich thermischer Ermüdung behandelt, soll 2020 publiziert werden (A review of the «Post-1998» experience with thermal fatigue in heavy water and light water reactor piping components).

Ab Mitte 2020 werden weltweit über 60 Kernkraftwerke eine Betriebsdauer von ≥ 40 Betriebsjahren haben. Daher befasst sich der in Erstellung befindliche siebte Erfahrungsbericht mit den Erkenntnissen und der Bewertung der Betriebserfahrung mit Fokus auf den verlängerten Betrieb bzw. den Langzeitbetrieb (A review of operating experience involving passive component material degradation in periods of extended / long term operation).

Neu sollen in der Datenbank auch Ereignisse mit Wärmetauscherrohren und Ventilbauteilen sowie HDPE-Kunstoffrohren (High Densitiy Polyethylen) erfasst werden. Damit wird der Umfang der in der Datenbank gesammelten Ereignisse erweitert.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst bis heute über 5100 Datensätze von Schäden an mechanischen Ausrüstungen. Für das ENSI und die Schweizer Kernkraftwerke steht mit der Datensammlung und der Hintergrundinformation eine direkte und aktuelle Quelle der internationalen Erfahrung mit Schadensfällen an klassierten mechanischen Ausrüstungen zur Verfügung. Diese kann unmittelbar angewendet werden zur Beurteilung von

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

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

Ausblick

Der Fokus liegt unverändert auf der weiteren Datensammlung. Weitere Schwerpunkte sind laufende Verbesserungen in der Handhabung der Datenbank sowie die Fertigstellung des siebten 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 Ereignisse, die als Common-Cause-Failure (CCF) bezeichnet werden. 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 neun weitere Länder, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2019 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- **Datenerfassung:** Im Berichtsjahr hat sich die Anzahl Ereignisse in der ICDE-Datenbank kaum geändert. Die Datenbank enthält (Stand Ende September 2019) 1815 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen. Jedoch wurden Anstrengungen gestartet, um weitere Daten zu erfassen. Erste Ereignisse zu den Komponententypen

Wechselrichter und Digitale Leittechnik sind in der Datenbank.

- **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 dargelegt. Die Komponentenberichte zu Motorarmaturen und zu Sicherheitsventilen sind in Bearbeitung.
- **Berichte zu definierten Themen (so genannte «topical reports»):** Im Rahmen des ICDE-Treffens werden regelmässig Workshops zu vorgegebenen Themen organisiert, wobei bestimmte Ereignisse aus der ICDE-Datenbank analysiert werden. Ergebnisse der Workshops werden in Berichten zusammengefasst und zur Verbesserung der Informationen in der ICDE-Datenbank verwendet . 2019 wurden drei Berichte zu den Themen «Anlageänderungen», «Verbesserung von Tests» sowie «multi-unit events» (also Ereignisse, die mehrere Blöcke eines Kernkraftwerks betreffen) verabschiedet. Zudem wurde ein weiterer Bericht zum Thema «Inter-system dependencies» (also systemübergreifende Abhängigkeiten) finalisiert und soll demnächst veröffentlicht werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ausblick

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Die Komponentenberichte zu *Motorarmaturen* und zu *Sicherheitsventilen* werden weiterentwickelt.
- Mehrere «topical reports» sind in Bearbeitung. Als nächstes soll ein Bericht zum Thema «pre-initiator human errors» fertiggestellt werden.

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. Der erstgenannte Bericht wurde schon 2016 fertiggestellt. Der letztere soll unter dem Titel «Survey of Member Country's Nuclear Power Plant Fire Protection Regulations by the Fire Incidents Records Exchange (FIRE) Database Project» in der Schriftenreihe NUREG/IA der US-amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC veröffentlicht werden.
In der Kooperation mit dem NEA-Projekt PRISME-3, welches sich mit Brandversuchen und -simulationen befasst, wurden erste Simulationsergebnisse eines geplanten Kabelbrandversuchs zwecks

Blindvorhersage erstellt. Damit soll erforscht werden, inwiefern die Auswirkungen eines realen, gut in der FIRE-Datenbank dokumentierten und signifikanten Brandereignisses durch die Simulation reproduziert werden können. Weitere solche sogenannten Benchmarks werden folgen.

Es wurde eine Fortentwicklung der Kodierungsrichtlinie für die Datenbank begonnen. Dieses Dokument dient bei der Erfassung von Brandereignissen der einheitlichen Nutzung der Datenbankattribute zur Beschreibung des Geschehens. Es ist insbesondere vorgesehen, die Nennung mehrfacher Grundursachen eines Brandes zu ermöglichen, um die Komplexität der Brandentstehung besser darstellen zu können. Auch werden weitere Optionen für die Kodierung der Art der Brandlöschung geschaffen, um dem kombinierten Einsatz mobiler und fest installierter Löschausrüstungen gerecht zu werden.

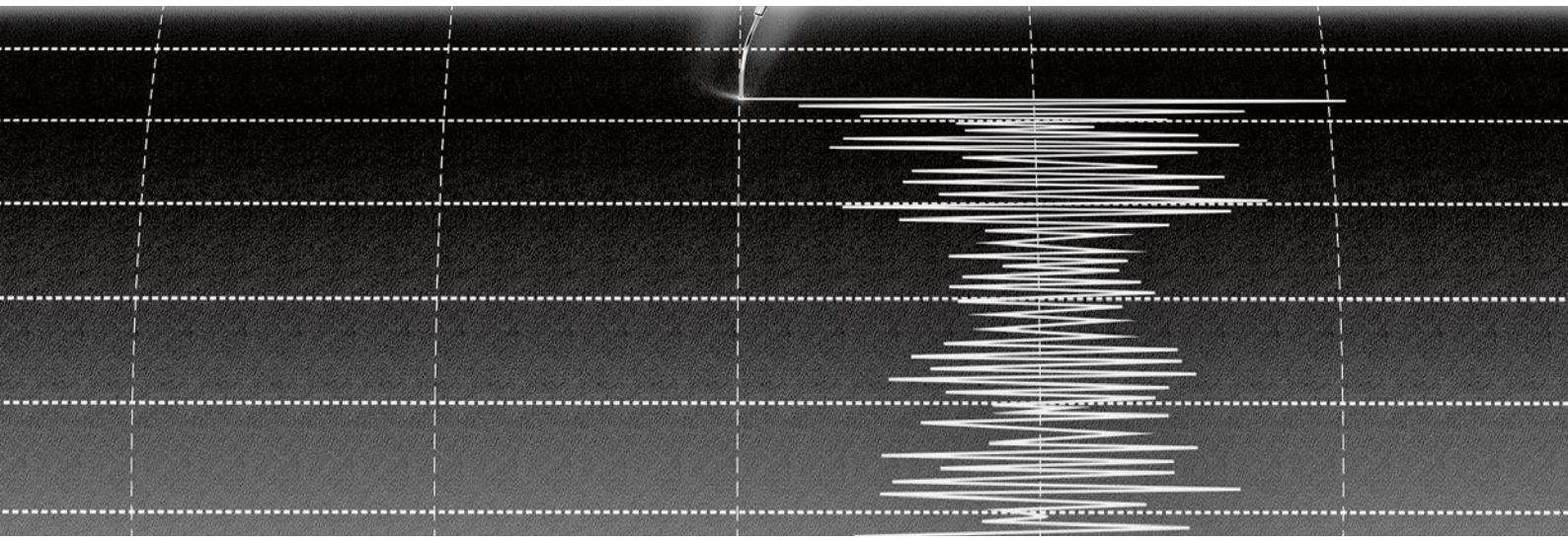
Es wurden kontinuierlich weitere Brandereignisse aus verschiedenen Mitgliedsländern in die Datenbank eingeführt und Erkenntnisse aus diesen und anderen Ereignissen diskutiert. Die Datenbank ist auf nunmehr 504 Ereignisse angewachsen.

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. Zudem wird erwogen, wie Berichte zu Brandereignissen in Kernanlagen, welche nominell noch nicht zur Datenbank beitragen, wie Forschungsreaktoren oder Kernkraftwerke im Rückbau, systematisch geteilt werden können.



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 IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

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

Einleitung

Die 2019 gestartete vierte Phase des Forschungsprojekts IMPACT «Impact of an aircraft against a structure», IMPACT IV – NEREID «NEw Research Effort in the Impact Domain», wird vom VTT Technical Research Centre (Finnland) organisiert und hat eine Laufzeit von 2019 bis 2022. VTT und STUK (Aufsichtsbehörde Finnland) starteten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I (2006 bis 2008), IMPACT II (2009–2011) und IMPACT III (2012–2018) schlossen sich auch ausländische Partner an.
Forschungsgegenstand ist das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie bei einem Flugzeugabsturz auftreten. Die Schwerpunkte der vierten Projektphase bestehen in der Durchführung von Versuchen mit grösseren und dickeren Stahlbetonplatten, Versuchen mit schiefem Anprall und Versuchen mit randnahen Belastungen.
Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) und Basler & Hofmann (B&H) an diesem Projekt. Bei IMPACT IV – NEREID arbeiten sechs Teams aus fünf Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Schweiz) mit. Von den Ländern Finnland und der Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2019 bestanden die Projektziele in der Bestimmung des Testprogramms von IMPACT IV und der Planung und Durchführung von ersten Versuchen. Um auch grössere Stahlbetonplatten testen zu können, ist eine neue Testeinrichtung erforderlich. Diese wird jedoch erst Ende 2020 zur Verfügung stehen, weshalb die Tests zunächst noch mit der bestehenden Versuchsanlage durchgeführt werden.

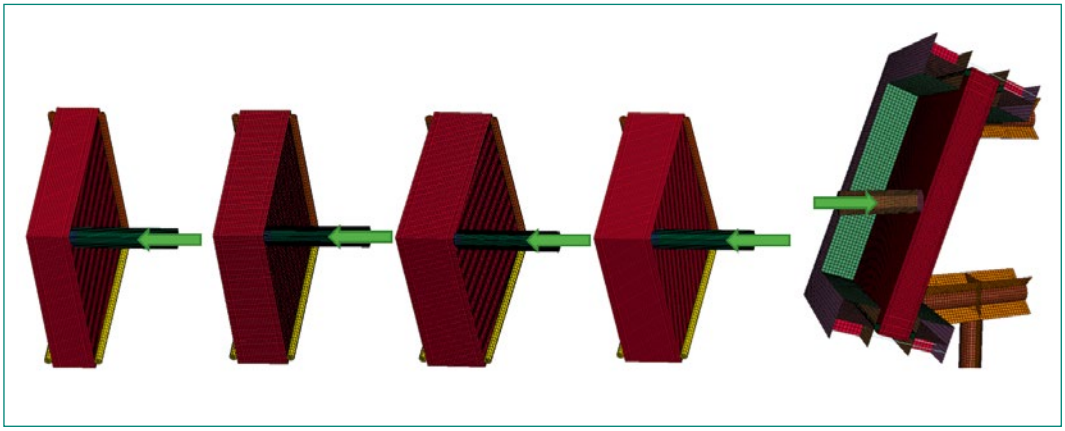


Abbildung 4:
LS-DYNA-Modelle der Tests IRIS-2010 P1-P3, ITP1, ITP2, ITP4 und IP1 (Von links nach rechts), Quelle: B&H

Im Rahmen von IMPACT IV – NEREID wurden 2019 drei Tests zur Untersuchung der Auswirkungen der Plattendicke auf das Durchstanzverhalten beim Anprall von Hartgeschossen («Increased Thickness Punching Tests» ITP1, ITP2 und ITP4) durchgeführt. Ein vierter Versuch zum Studium des schiefen Anpralls eines Hartgeschosses («Inclined Punching Test» IP1) musste auf das Jahr 2020 verschoben werden.

Für die Tests ITP1, ITP2 und ITP4 wurden die im Rahmen des Benchmark-Projekts der OECD IRIS-2010 «Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by MissileS» durchgeführten Hartkörper-Stossversuche P1 bis P3 als Referenztests gewählt. Bei IRIS-2010 wurde derselbe Test dreimal durchgeführt, um Streuungen der Testanordung zu untersuchen. Die Streuungen der Testresultate bei den Tests P1-P3 waren marginal.

Für die durchgeführten Tests IRIS-2010 P1-P3, ITP1, ITP2, ITP4 und den geplanten Test IP1 wurden Finite-Elemente-(FE)-Analysen mit dem Programm LS-DYNA durchgeführt. Die Berechnungen erfolgten an einem gekoppelten FE-Modell mit detaillierter Modellierung des Projektils. Der Beton wurde mit Volumenelementen und der Bewehrungsstahl mit Stabelementen abgebildet. Aus Symmetriegründen ist bei den Tests IRIS-2010 P1-P3, ITP1, ITP2, ITP4 nur ein Viertel der Stahlbetonplatte modelliert, wodurch der Aufwand der Rechenzeit minimiert werden kann. Abbildung 4 zeigt die verschiedenen Berechnungsmodelle. Beim Test IP1 musste die halbe Platte modelliert werden.

Der Test ITP1 unterscheidet sich von den Tests IRIS-2010 P1-P3 nur durch die Erhöhung der Dicke der Stahlbetonplatte von 250 mm auf 300 mm. Wie zu erwarten, hat die stärkere Platte beim Test ITP1 zu einer Reduktion der Restgeschwindigkeit des Projektils nach dem Durchschlagen geführt. Unter Variation des Erosionskriteriums resultierten bei der rechnerischen Simulation mit dem Programm LS-DYNA Restgeschwindigkeiten von 20–30 m/s, womit die beim Versuch gemessene Restgeschwindigkeit von 25 m/s treffend ermittelt wurde. Bei den Analysen der Tests IRIS-2010 P1-P3 wurden Restgeschwindigkeiten von 44–63 m/s berechnet und damit die Restgeschwindigkeiten der Versuche von 34–46 m/s geringfügig überschätzt. Bei den Tests IRIS-2010 P1-P3 und ITP1 stimmen die berechneten Resultate insgesamt gut mit den Versuchsergebnissen überein.

Für die Tests ITP2 und ITP4 wurde die Plattendicke auf 350 mm erhöht. Dies führte in Verbindung mit der höheren Aufprallgeschwindigkeit zu einem ausgeprägten Aufreissen der Projektile. Abbildung 5 zeigt die deformierten Projektile der vier Tests.



Abbildung 5:
IMPACT IV – NEREID, Tests ITP1, ITP2, ITP4, Verformte Projektile, Quelle: VTT

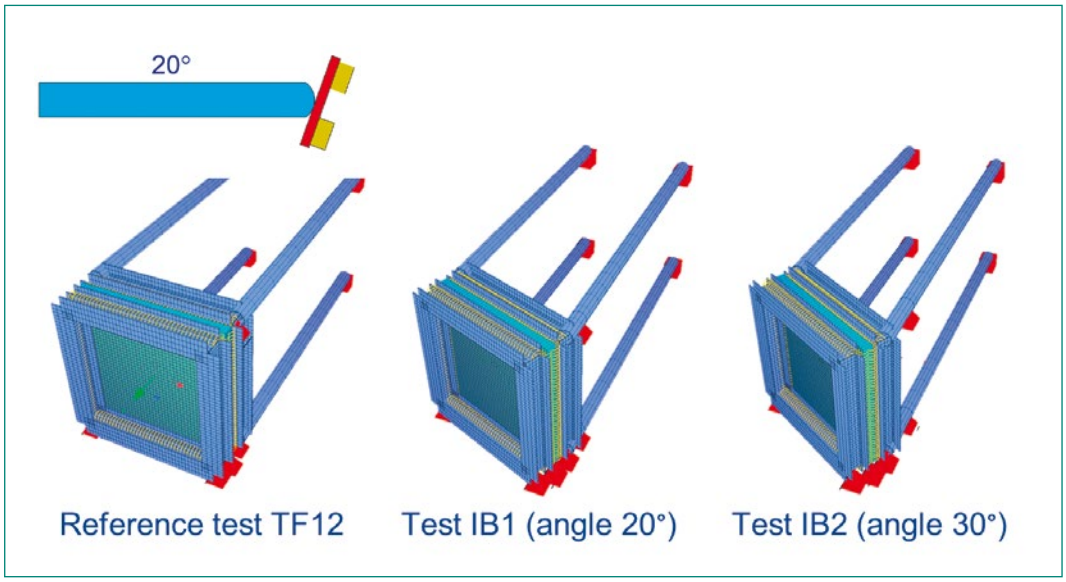


Abbildung 6:
MPACT IV – NEREID, Tests FPI1, TF12, IB1 bis IB4, FE Modelle LS-DYNA und SOFiSTiK, Quelle: SPI und B&H

Der Test ITP4 unterscheidet sich vom Test ITP2 nur durch die zusätzlich vorhandene Schubbewehrung. Die Resultate der rechnerischen Simulationen der Tests ITP2 und ITP4 weichen von den Versuchsresultaten ab. Während die Simulationen mit LS-DYNA bei beiden Tests Perforationen der Stahlbetonplatten ergaben, kam es bei den Versuchen zwar zu massiven Schädigungen der Stahlbetonplatten, aber zu keinen Perforationen. Die Schädigung an der Stahlbetonplatte im Test ITP2 ohne Schubbewehrung ist viel grösser als beim Test ITP4. Dies zeigt, dass der Tragwiderstand der Stahlbetonplatte beim Test ITP4 infolge der Schubbewehrung höher ist und die Platte deshalb weniger geschädigt wurde. Die Ursache für die abweichenden Versuchsergebnisse bei den Tests ITP2 und ITP4 besteht in dem Aufreissen und der damit verbundenen, unbeabsichtigten Energiedissipation der beiden Projektile. Durch die Energiedissipation wurden die eingetragenen Anpralllasten reduziert, und es kam deshalb nicht zu den prognostizierten Perforationen der Stahlbetonplatten. Da sich das aufgetretene Projektilverhalten rechnerisch nicht simulieren lässt, lassen sich die Versuchsergebnisse nur bedingt für die Verifizierung der Berechnungsmodelle nutzen. Die Versuche ITP2 und ITP4 werden deshalb im Jahr 2020 mit konstruktiv verstärkten Projektilen wiederholt.

Der auf das Jahr 2020 verschobene «Inclined Punching Test» IP1 mit schiefem Anprall dient dazu, den Einfluss des Anprallwinkels auf das Tragverhalten der Stahlbetonplatte zu untersuchen. Der Unterschied zu den Referenztests P1–P3 besteht lediglich in der Neigung des Projektils um 20°. Wie aus der Abbildung 4 hervorgeht, wird der schiefe Anprall durch die Neigung der Platte realisiert. Die rechnerische Simulation mit LS-DYNA ergibt wie bei den Tests IRIS-2010 P1–P3 eine Perforation der Platte. Wie zu erwarten war, resultiert aus dem schiefen Anprall eine geringere Projektilrestgeschwindigkeit als bei den Tests IRIS-2010 P1–P3.

Zusätzlich zu den beschriebenen Analysen wurden im Berichtsjahr mit dem Programm SOFiSTiK rechnerische Simulationen zu den vom ENSI vorgeschlagenen «Inclined Bending Tests» IB1 bis IB4 mit schiefem Anprall eines verformbaren Projektils durchgeführt. Grundlage für die definitive Testplanung wird der Test FPI1 mit dem Anprall des Projektils auf eine starre Stahlplatte sein. Die Abbildung 6 zeigt die Berechnungsmodelle für den Test FPI1 mit LS-DYNA und die SOFiSTiK-Modelle für die Tests IB1 bis IB4. Im Berichtsjahr nahm das ENSI zusammen mit seinen Experten an den beiden Treffen vom Juni und Dezember in Finnland teil. Bestandteil des zweiten Treffens war auch ein Workshop, bei dem die Partner die Methodik der Analysen und die daraus folgenden Resultate präsentierten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit der Beteiligung am Projekt IMPACT IV – NEREID wird sichergestellt, dass dem ENSI stets der weltweit aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden für die Einwirkung Flugzeugabsturz zur Verfügung steht. Die Validierung der Berechnungsmodelle fördert eine realistischere Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven. Die vom ENSI durchgeführten rechneri-

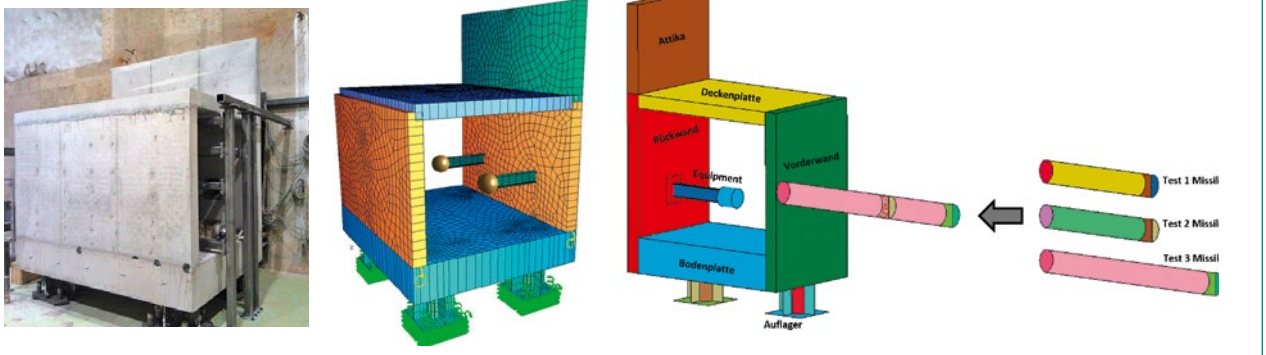


Abbildung 7: *IRIS Phase 3, Versuchskörper (links), SOFiSTiK-FE-Modell (Mitte) und LS-DYNA-FE-Modell inklusive Projektilen (rechts), Quellen: VTT, SPI, B&H*

schen Analysen haben das Verhalten der Tests bis auf erklärbare Abweichungen gut abgebildet. 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 am Projekt IMPACT IV – NEREID die Fachkompetenz zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen bei Stossbelastungen. Des Weiteren kann das ENSI die Erkenntnisse aus diesem Projekt anhand von Präsentationen und Berichten an internationalen Konferenzen vorstellen, was einen regelmässigen Austausch mit den Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder garantiert.

Ausblick

Im Jahr 2020 werden nebst der Wiederholung der Tests ITP2 und ITP4 die Versuche mit schiefem Anprall IP1 und IB1 bis IB4 durchgeführt. Die Planung sieht vor, bis Ende 2020 die neue Versuchseinrichtung zu erstellen, so dass im Jahr 2021 die Versuche mit grösseren Stahlbetonplatten durchgeführt werden können.

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

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 Einwirkungen ausgesetzt sind, zum Beispiel infolge eines Flugzeugabsturzes. Untersucht wird die Übertragung dadurch induzierter Erschütterungen auf die Decken und Wände ausserhalb des Aufprallbereichs. Anhand der in den Versuchen gewonnenen Daten werden die Berechnungsmethoden validiert und weiterentwickelt.
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 des Projekts IMPACT III sowie blinde Vorausberechnungen der Tests an einem für die Phase 3 des Projekts IRIS eigens hergestellten Versuchskörper durchgeführt. Die Projektphase A wurde im Juni 2017 mit einem Workshop in Paris abgeschlossen. Der Abschlussbericht der Organisatoren zur Projektphase A befindet sich noch in Bearbeitung.
Die Projektphase B wurde im September 2017 mit der Bekanntgabe der Versuchsergebnisse der neu durchgeführten Tests eingeleitet. Mit den Testresultaten führten die Benchmark-Teilnehmer in der Projektphase B Kalibrierungsberechnungen durch.

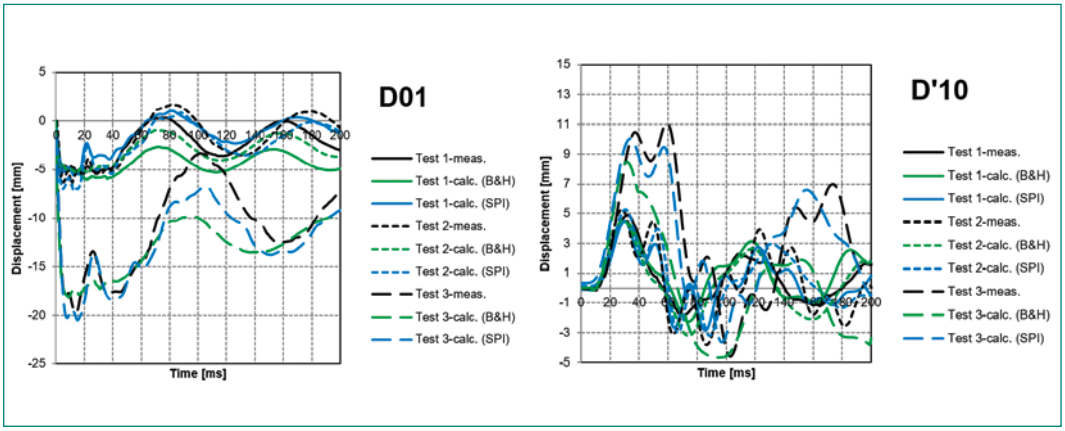


Abbildung 8:
IRIS Phase 3, Tests 1 bis 3, Horizontalverschiebungen am Mittelpunkt der Vorderwand (D01) und Vertikalverschiebungen der Komponentenmasse (D'10), Quellen: VTT, B&H, SPI

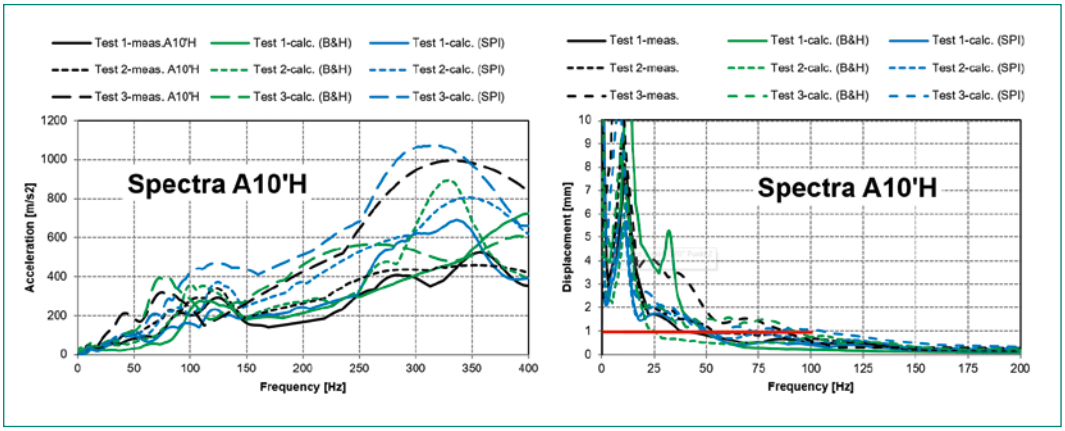


Abbildung 9:
IRIS Phase 3, Test 1 bis 3, horizontale Beschleunigungsantwortspektren und dazu gehörige Verschiebungsantwortspektren der Komponente mit Schweissanschluss für 5 % Dämpfung. Quellen: VTT, B&H, SPI

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projektziel des Berichtsjahres bestand in der Kalibrierung der Berechnungsmodelle und der Abgabe der in Projektphase B durchgeführten Nachrechnungen der Versuche seitens der Benchmark-Teilnehmer.

Der zu den Seiten hin offene kastenförmige IRIS-Versuchskörper besteht aus Vorder- und Rückwand sowie Boden- und Deckenplatte (siehe Abbildung 7). 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 Konstruktionselemente zur Simulation von Halterungen für anlagentechnische 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 mittels 4,5 m langer Ankerstäbe im Untergrund des Hallenbodens verankert sind. Die für die Berechnungen eingesetzten Finite-Elemente-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 7 dargestellt.

Der IRIS-Versuchskörper wurde drei aufeinanderfolgenden Impact-Tests unterzogen, von denen die beiden ersten Tests 1 und 2 mit dem gleichen Projektiltyp und den annähernd gleichen Geschwindigkeiten $v_1 = 91{,}8$ m/s bzw. $v_2 = 93{,}5$ m/s und der dritte Test mit einem gleich schweren, jedoch längeren Projektil mit einer Geschwindigkeit von $v_3 = 167$ m/s durchgeführt wurden. Das LS-DYNA-Modell umfasst als gekoppelte Struktur die auftreffenden Projektile (Abbildung 7), wohingegen die Stosseinwirkungen im SOFiSTiK-Modell als von PRINCIPIA mit dem Programm Abaqus separat berechnete Lastzeitfunktionen vorgegeben werden.

Als beispielhafte Ergebnisdarstellungen sind in Abbildung 8 die Zeitverläufe berechneter und im Test gemessener Verschiebungen einander gegenübergestellt. Die berechneten und gemessenen horizontalen Verschiebungen hinter dem Anprallort im Mittelpunkt der Vorderwand (Sensor D01) zeigen eine gute Übereinstimmung. Die vertikalen Verschiebungen am Ende des Stahlträgers mit Zusatzmasse (Sensor D'10) ergeben (bis auf Test 3 in LS-DYNA) ebenfalls eine gute Übereinstimmung.

Abbildung 9 enthält die horizontalen Beschleunigungs- und Verschiebungsantwortspektren der Tests 1 bis 3 am Ende des Stahlträgers mit Zusatzmasse (Sensor A10'H). Die in Abbildung 9 enthaltenen Simulationen der Horizontalbeschleunigungen der Komponente können im Frequenzbereich bis 250 Hz als sehr gut bezeichnet werden. Gemäss den Messungen wie auch den Berechnungen weisen die Verschiebungsantwortspektren bei Frequenzwerten über 100 Hz nur noch kleine Verschiebungen (unterhalb von einem Millimeter) auf. Deshalb 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 tiefergehende 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 verzögert. Der Schlussbericht zur Projektphase A soll bald publiziert werden, und die Kalibrierungsergebnisse zur Projektphase B sollen im Jahr 2020 in einem Schlussworkshop präsentiert werden. Seitens des Organisationskomitees ist geplant, den Abschlussbericht bis zum Jahresende 2020 zu erstellen.

1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

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

Einleitung

Der Schweizerische Erdbebendienst (SED) ist die Fachstelle des Bundes für Erdbeben. Er ist für die Erdbebenüberwachung und die Erstellung der seismischen Gefährdungs-Analyse der Schweiz zuständig. Zudem ist der SED aktiv in Forschung und Lehre tätig. Die Forscher des SED beschäftigen sich auch mit aufsichtsgerichteten erdbebenspezifischen Forschungsthemen und der dazu gehörenden Datenaufarbeitung. Übergeordnetes Ziel dieser Forschungstätigkeit ist der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen, sowie das Verfolgen neuer Erkenntnisse in der nationalen und internationalen Erdbebenforschung. Die Forschungsgruppe steht ausserdem bei der Erarbeitung erdbebenrelevanter Teile von ENSI-Richtlinien und Dokumenten internationaler Organisationen (zum Beispiel International Atomic Energy Agency IAEA, Nuclear Energy Agency NEA der OECD) zur Verfügung.
Die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen am SED berücksichtigt Fragestellungen rund um die Erdbebengefährdung von bestehenden Kernkraftwerken sowie im Zusammenhang mit dem Sachplanverfahren und damit der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untergrundanlagen für geologische Tiefenlager. Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Analyse. Dabei geht es um folgende Themen:

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Modellierung der Bodenbewegung an einem Standort aufgrund eines Erdbebens erfolgt üblicherweise in zwei Schritten: Im ersten Schritt wird die Abminderung der seismischen Energie mit der Distanz zum Erdbebenherd mittels sogenannter Ground Motion Prediction Equations (GMPE) beschrieben. Im zweiten Schritt wird anhand von

empirischen oder numerischen Modellen die Verstärkung der Bodenbewegungen durch lokale Standorteigenschaften des Untergrundes bestimmt. Beide Elemente sind wichtig für die probabilistischen Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung (Probabilistic Seismic Hazard Assessment – PSHA). Die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen am SED verfolgt dazu für das ENSI die neuesten Entwicklungen auf diesem Gebiet.

Die lokalen physikalischen Standorteigenschaften haben einen entscheidenden Einfluss auf die Bodenbewegungen, das heisst auf deren Amplitude, Frequenzinhalt und Dauer. Im Teilprojekt 1 «Bodenbewegungs-Abminderungsmodelle (GMPEs)» werden japanische Daten von rund 5000 Erdbeben mit einer Magnitude > 3 in Bezug auf die Standorteigenschaften der seismischen Stationen analysiert. Der Datensatz beinhaltet Beobachtungen an 700 seismischen Stationen und über 100'000 Erdbebensignale. Die beobachtete Abminderung der Amplituden im für Anlagen relevanten hohen Frequenzbereich wird unter anderem mittels eines standortspezifischen Dämpfungs-Faktors (Kappa) beschrieben. Die Bestimmung dieses Faktors ist mit grossen Unsicherheiten verbunden. Deshalb wird in diesem Projekt untersucht, welche physikalischen Eigenschaften des lokalen Untergrundes, also der lokalen Geologie, diese Abminderung verursachen. Zudem wird untersucht, welche Standorteigenschaften (wie Schwerwellengeschwindigkeit, geologisches Profil oder Topographie) den grössten Einfluss auf die Dauer und frequenzabhängige Verstärkung der Bodenbewegungen haben.

Die Charakteristika des mit einem Seismometer aufgezeichneten Signals werden durch die Eigenschaften der Erdbebenquelle sowie durch Ausbreitungs- und Standorteinflüsse bestimmt. Die Weiterentwicklung der Methoden zur Trennung und Modellierung dieser drei Einflüsse entspricht einem zentralen Meilenstein in diesem Projekt. Hierzu werden mittels Analysen von Daten eines Bohrloch-Seismometers und eines Seismometers an der Oberfläche die standortspezifischen Effekte separiert. In Teilprojekt 2 «Szenario-Modellierung und Grenzen der Bodenbewegung» werden entsprechende Signale mithilfe der Variation von physikalischen Eigenschaften und physikalischen Modellen simuliert. Auf Basis dieser Resultate lassen sich in Zukunft die stochastischen Abminderungsmodelle für die Oberfläche und für den tiefen Untergrund weiter verfeinern (Abbildung 10). Ein weiteres Ziel ist, das Wissen über die physikalischen Grenzen der Bodenbewegungen für Standorte auf Sedimenten und Fels zu verbessern und somit langfristig die Unsicherheiten in den Gefährdungs-Analysen zu verringern. Zu diesem Zweck fokussiert das zweite Teilprojekt auf die Modellierung von komplexen und nicht-linearen Wellenausbreitungs-Phänomenen. Es zeigt sich, dass kleine zufällige Variationen der seismischen Geschwindigkeit im Untergrund einen vergleichbaren Effekt auf das seismische Signal haben wie jene aufgrund von komplexen Störungsmustern. Im Gegensatz zu Teilprojekt 1 wird im zweiten Teilprojekt mittels physikbasierter Modellierung ein besseres Verständnis der Einflüsse der Eigenschaften der Erdbebenquelle, der Ausbreitungs- und Standorteinflüsse entwickelt. Im Berichtsjahr konnte der Rechenprozess zur Berücksichtigung von kleinen zufälligen Geschwindigkeitsvariationen erfolgreich im Rechenmodell implementiert werden. Des Weiteren wurde der bisherige Modellierungscode dahingehend erweitert, dass neu lateral variierende Strukturen im Untergrund (zum Beispiel Sedimentbecken) und Oberflächentopographie berücksichtigt werden können. Der entsprechende Code wird in Zusammenarbeit mit Teilprojekt 1 für die Bestimmung von Kappa angewandt. Ebenfalls wurde im vergangenen Jahr damit begonnen, die Modelle

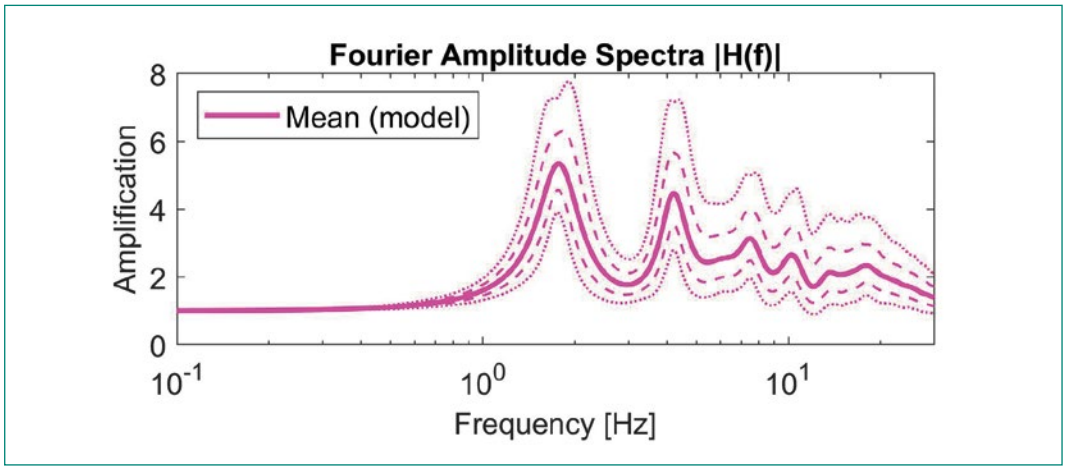


Abbildung 10:
Verstärkung der unterschiedlichen Bodenbewegungen zwischen Erdoberfläche und Tiefe abhängig von der Frequenz, basierend auf einem physikbasierten stochastischen Modell. Quelle: Schweizerischer Erdbebendienst

unter Berücksichtigung eines hochauflösenden 3D-Geschwindigkeitsmodells in einer Fallstudie in der Schweiz zu validieren. Abbildung 11 zeigt ein entsprechendes Beispiel. Hierzu sollen die Resultate aus der physikbasierten Modellierung mit gemessenen Signalen der im Untersuchungsgebiet installierten seismischen Stationen verglichen werden. Die Resultate werden auch Aufschluss über die Grenzen und Qualität der Modellierung liefern. Mit dem Teilprojekt 3 zu «Induzierter Seismizität und Anwendung für Geologische Tiefenlager» nimmt die Erdbebenforschung am SED konkrete Fragestellungen im Zusammenhang mit der geologischen Tiefenlagerung auf. Damit soll das ENSI eine Einschätzung hinsichtlich der Relevanz von Erdbeben für die Bau-, Betriebs- und Langzeitsicherheit eines geologischen Tiefenlagers bekommen und die notwendigen Erkenntnisse zu den regulatorischen Anforderungen für die nächsten Verfahrensschritte gewinnen. Im Zentrum stehen dabei konkrete Fragestellungen im Bereich bau- und lagerinduzierter Seismizität. Im Berichtsjahr wurden die Arbeiten zu thermisch- und bauinduzierten Effekten in 2-dimensionalen Medien abgeschlossen. Dabei wurden für einen generischen Fall verschiedene Spannungsregimes und Störungsorientierungen in unterschiedlichen Distanzen analysiert. Die Resultate zeigen, dass durch das Lager induzierte Erdbeben von untergeordneter Relevanz für die Integrität eines geologischen Tiefenlagers sind. In einem nächsten Schritt wurde für die Modellierung der thermisch-induzierten Erdbeben ein 3-dimensionales Modell entwickelt. Basierend auf den modellierten Spannungszuständen können synthetische Erdbebenkataloge generiert werden, welche eine statistische Analyse der Erdbeben erlauben. Erste Resultate zeigen, dass das Aktivieren von Erdbeben stark von den tektonischen Spannungszuständen abhängt und die Grösse der Magnituden vor allem durch die Störungseigenschaften und die Orientierung bestimmt wird. Das ENSI hat die Ergebnisse dieses und anderer Teilprojekte genutzt, um die Anforderungen für die Bestimmung der seismischen Gefährdungsgrundlagen zu präzisieren und Anforderungen für das Monitoring eines geologischen Tiefenlagers festzulegen. Entsprechende Messdaten an konkreten Standorten werden Rückschlüsse auf die ablaufenden Prozesse zulassen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Erfahrungen der vergangenen Jahre haben bestätigt, dass die Erdbebengefährdung im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit ein kontinuierlich wichtiges Thema darstellt. Mit den durch die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen durchgeführten Arbeiten wird angestrebt, das im Rahmen des PRP (PEGAGOS Refinement Project) gesammelte Fachwissen zu erhalten und weiter zu entwickeln. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten werden es erlauben, die Einflüsse der seismischen Quellen, der Wellenausbreitung in der Erdkruste und des lokalen Standorts in zukünftigen Projekten besser zu beschreiben und zu beurteilen. Die Forschungsbereiche zu alternativen Ansätzen in der Erdbebengefährdungs-Berechnung, welche geologie- und physikbasierte Simulationen erforschen, liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager. 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.

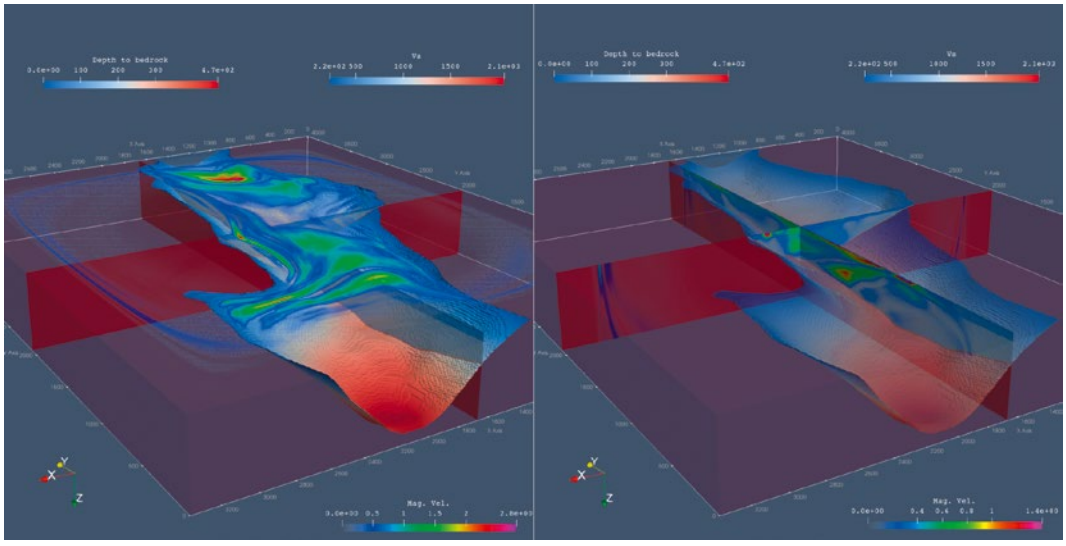


Abbildung 11:
Simuliertes Wellenfeld für ein kleines, untiefes Erdbeben unter Berücksichtigung eines hochauflösenden 3D-Geschwindigkeitsmodells für die Region Visp, Schweiz. Die Amplituden der Bodenbewegungen sind für die Oberfläche (links) und auf Querschnitten (rechts) dargestellt. Quelle: Schweizerischer Erdbebendienst

Ausblick

Der aktuelle Vertrag über die Forschungszusammenarbeit mit dem SED läuft noch bis 2022.

In den nächsten Jahren sollen die Modelle zur Beschreibung der Bodenbewegungen weiterentwickelt werden. Die sich ergänzenden Ansätze der Datenanalyse aus Teilprojekt 1 und der physikbasierten Modellierung aus Teilprojekt 2 werden im Verlaufe des Projekts sukzessive das Verständnis des Einflusses der Geologie auf die relevanten Parameter zur Beschreibung der Bodenbewegungen verbessern. Hierzu werden neue Modelle zur Charakterisierung der lokalen Bodenbewegungen (Dauer, frequenzabhängige Amplituden) auf Basis der aufgebauten Datenbanken verbessert. Die Codes zu den physikbasierten Modellierungen werden schrittweise weiterentwickelt und validiert. Im Fokus steht neben dem standortspezifischen Abminderungsparameter Kappa die Untersuchung der Möglichkeiten und Grenzen dreidimensionaler Modellierung in realistischen Erdmodellen. Im dritten Teilprojekt werden schrittweise realistischere geologische und physikalische Daten verwendet, um das Verständnis bezüglich seismischer Gefährdungsbilder im Hinblick auf die Beurteilung und Anforderungen für geologische Tiefenlager zu verbessern.

Mit der Weiterführung der Forschungsaktivitäten in diesem Bereich legt das ENSI eine langfristige Grundlage zur Verbesserung der Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager hinsichtlich der Naturgefahr Erdbeben.

1.3.4 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, EPFL, IAC ETH Zürich, Grenoble INP, Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Gerhard Schoen

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

BAFU, ENSI, das Bundesamt für Energie BFE, das Bundesamt für Bevölkerungsschutz BABS und MeteoSchweiz haben gemeinsam das Projekt EXAR in Auftrag gegeben, das zum Ziel hat, einheitliche Grundlagen für die Abschätzung der Hochwassergefährdung an Aare und Rhein zu erstellen. Dabei steht insbesondere die Abschätzung der Häufigkeiten extremer Hochwasserereignisse im Vordergrund. In der gegenwärtigen Projektphase wird die Aare betrachtet.

Um entsprechend seltene Abflüsse zu analysieren, wurden Wettergeneratoren eingesetzt, hydrometeorologische Szenarien entwickelt sowie hydraulische Simulationen durchgeführt. Ferner wurden Versagensprozesse an den wasserbaulichen Einrichtungen betrachtet. Um die deterministischen und probabilistischen Informationen sowie den Einfluss lokaler Effekte wie Verklausung miteinander zu verknüpfen, wurde die Ereignisbaumtechnik verwendet. Dieses Vorgehen ermöglicht die Bestimmung von ortsspezifischen Gefährdungskurven mit Unsicherheitsangaben.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mit dem Projekt EXAR wird ein neuartiges Konzept zur Bestimmung der Hochwassergefährdung verfolgt. Mit modernen Mitteln will man insbesondere sehr seltene Ereignisse neu analysieren und einheitliche Grundlagen zur Abschätzung der Hochwassergefährdung zur Verfügung stellen.

Für das Einzugsgebiet der Aare wurden künstliche Niederschlags- und Temperaturdatenreihen mithilfe von Wettergeneratoren erzeugt. Die Simulationen generierten Wetterdaten für insgesamt ca. 300'000 Jahre. Diese Datenreihen wurden in ein hydrologisches Modell eingespeist, welches aus diesen den Abfluss berechnet. Ein hydraulisches Modell liefert die Abflussganglinien entlang der Aare.

Um möglichst detaillierte Resultate an einzelnen festgelegten Standorten (Beurteilungsperimeter) zu erhalten, wurden einige Hochwasserszenarien mit hydraulischen 2D-Modellen simuliert. Dabei sind insbesondere die resultierende Wasserspiegellage und die Fliessgeschwindigkeit von Interesse.

Im Jahr 2019 wurden die letzten Simulationen durchgeführt und ein vorläufiger Satz der Projektresultate erarbeitet. Weiter wurde im Rahmen einer Inwertsetzung der erarbeiteten Grundlagen die Hochwassergefährdung für fünf Beurteilungsperimeter genauer untersucht. Diese Untersuchungen beinhalten die Bestimmung von Gefährdungskurven (Kurven der Überschreitungshäufigkeit von Wasserspiegellagen) an spezifischen Punkten innerhalb der Beurteilungsperimeter. Diese Gefährdungskurven berücksichtigen verschiedene Phänomene, die vor allem lokal einen Einfluss auf

den Wasserspiegel haben können. Hierzu gehören Hochwasserereignisse kombiniert mit Versagensprozessen von Bauwerken, Hangrutschungen, Verklausungen und morphologischen Prozessen wie Sedimentation oder Erosion. Zusätzlich wurde hochwasser- und erdbebenbedingtes Versagen der grossen Staumauern (Mühleberg, Rossens und Schiffenen) behandelt.
Ferner wurde im Jahr 2019 ein Entwurf der Gesamtdokumentation der Aare-Studie vorgelegt. Sie besteht aus einem Hauptbericht und Detailberichten, in denen ausgewählte Themen, wie zum Beispiel die Erstellung und die Quantifizierung von Ereignisbäumen, vertieft beschrieben werden. Detailangaben zu den Beurteilungsperimetern werden in sogenannten Resultatmappen festgehalten. Zur weiteren Qualitätssicherung fanden Workshops mit dem Expertenbeirat statt. Die dabei gewonnenen Erkenntnisse wurden bei der Überarbeitung der Studie berücksichtigt.
Das Projekt ist aufgrund der weiteren Qualitätssicherungsarbeiten und Analysen verzögert. Mit dem Vorliegen eines Entwurfes der Gesamtdokumentation der Aare-Studie hat EXAR gezeigt, dass das neuartige Konzept zur Hochwasserbestimmung zielführend ist.

Bedeutung des Projektes,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Projekt wird einen verbesserten Kenntnisstand zur Hochwassergefährdung ermöglichen. Es liefert somit eine Grundlage, um die Sicherheitsbeurteilung bezüglich Hochwasser auf den neusten Stand zu bringen. Die Beurteilung der Sicherheit der Kernanlagen ist nicht Gegenstand des Projektes.

Ausblick

Für das Jahr 2020 ist geplant, die Berichte der EXAR-Studie zur Aare fertigzustellen und die Ergebnisse zu veröffentlichen.



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. Dabei geht es um den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung. Untersucht wird vor allem das Operateurverhalten unter verschiedenen Bedingungen.

1.4.1 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 in einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für ein Kernkraftwerk (KKW). 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. Für die EOO-HRA gibt es eine Reihe etablierter Verfahren. Hingegen fehlt ein solches 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 soll untersucht werden, wie Daten aus Simulatorstudien für die HRA hinsichtlich Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten genutzt werden können.
- *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 2019 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. Die in der Pilotstudie für das vierte Kernkraftwerk als potentiell risikorelevant identifizierten EOC-Gelegenheiten wurden durch Angaben der betroffenen Systemfunktionen (zum Beispiel Notstandspeisewasser) und auslösenden Ereignisse (beispielsweise Starkwind) konkretisiert. Erste Analysen unterstreichen die Bedeutung technischer und administrativer Vorkehrungen zur EOC-Vermeidung. Das Vorhandensein diverser Anzeigen zu den im Störfall vorliegenden Symptomen und der zweckmässige Aufbau der symptomorientierten Störfallvorschriften lassen eine sehr kleine Wahrscheinlichkeit für das EOC-Auftreten erwarten.

  Ziel der Untersuchungen zum EOC-Einfluss in durch externe oder systemübergreifende Ereignisse ausgelösten Störfällen ist die Gewinnung von Erkenntnissen über den Einfluss erschwerter Handlungsbedingungen auf EOC-Gelegenheiten und -Wahrscheinlichkeiten. Zu den im Berichtsjahr identifizierten Besonderheiten derartiger Ereignisse gehören Fehlanregungen von Systemfunktionen, Ausfälle von Systemzustandsanzeigen und ein möglicherweise erhöhtes Ausmass von Schäden an sicherheitsrelevanten Komponenten.

  Die Datenbasis der CESA-Methode umfasst tatsächlich aufgetretene EOC und dazu beitragende Einflussfaktoren. Sie unterstützt somit die Szenario-spezifische Bestimmung von EOC-Wahrscheinlichkeiten. Die Datenbank umfasste vor Beginn des ROES-Projekts 26 EOC-Fälle und wurde im ROES-Projekt um 14 Fälle erweitert. Für jeden der 14 ergänzten EOC-Fälle wurde im Berichtsjahr eine Wahrscheinlichkeit bestimmt, mit der bei ähnlicher Konstellation von Einflussfaktoren das Auftreten des EOC zu erwarten ist. Die Wahrscheinlichkeiten decken Konstellationen mit schwacher bis hin zu sehr starker EOC-Begünstigung ab.
- *Simulatorstudien:* Diesbezügliche Arbeiten haben das Ziel, Daten aus simulierten Störfällen für die HRA nutzbar zu machen. Jedes Schweizer Kernkraftwerk verfügt über einen Simulator, welcher den Hauptkontrollraum abbildet und mit dem Störfallabläufe simuliert werden, um die Operateure – welche interaktiv in die Simulation eingreifen 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.

  Das 2015 vorgestellte Bayes'sche Verfahren dient der Anpassung einer mittels HRA als a-priori bestimmten Fehlerwahrscheinlichkeit (Vorinformation) an eine Fehlerhäufigkeit, die aus einer entsprechenden Simulatorstudie resultiert. Es wurde im Berichtsjahr durch einen HRA-Güte-Test erweitert. Der Test erlaubt es, zu bestimmen, ob die per HRA ermittelte Fehlerwahrscheinlichkeit für diesen Zweck geeignet ist. Zudem wurde eine Liste von Gründen, beispielsweise in der HRA nicht vorhergesehene Leistungsanforderungen bei der Handlungsdurchführung, für eine allfällige Nichteignung identifiziert.

  Das in früheren Berichtsjahren entwickelte erweiterte Bayes'sche Verfahren modelliert bei Auswertungen über die zu erwartende Fehlerwahrscheinlichkeit die Schwankungen in der Handlungszuverlässigkeit infolge unterschiedlicher Handlungsbedingungen und Schichtmannschaften. Mit dem Modell lassen sich Simulatordaten aus unterschiedlichen Kernkraftwerken und Ländern zusammenfügen. Im Berichtsjahr wurde gezeigt, dass eine Unterschätzung von Unsicherheiten bei der Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten mit diesem Ansatz vermieden wird.

  Untersuchungen von Optionen für die Auswertung von Simulatordaten aus Schweizer Kernkraftwerken ergaben, dass hierfür die Methode PASU (Process Awareness and Situation Understanding), zu den gut geeigneten Methoden gehört. Diese Methode erlaubt die zahlenmässige Bestimmung der Qualität der bei jeder einzelnen

Simulation beobachteten Aufgabendurchführung und liefert somit zusätzliche, HRA-relevante Erkenntnisse aus Simulationen, in denen keine Fehler auftraten.

- *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 diesbezügliche Wissensbasis wurde im Berichtsjahr durch weitere Ereignisse aus der nuklearen Betriebserfahrung erweitert. Für die WGRISK-Arbeitsgruppe der OECD-NEA zu dieser Thematik wurden ein diesbezüglicher Fragebogen entwickelt und entsprechende Daten gesammelt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Der EOO-Einfluss auf den Ablauf eines Störfalls wird schon heute erfolgreich in Risikoanalysen modelliert. EOC werden hingegen mangels etablierter Analysemethoden in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang kaum berücksichtigt. Ereignisse in Kernanlagen zeigen, dass unerwünschte Handlungen, die den Störfallablauf negativ beeinflussen, von grosser Bedeutung sein können. EOC sind risikotechnisch bislang schwer fassbar, da sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Mit der vom PSI entwickelten CESA-Methode können potentielle EOC mit relevantem Einfluss auf die Störfallbeherrschung effizient identifiziert und quantifiziert werden. Das Projekt zielt darauf ab, die Grundlagen zur EOC-Analyse weiter zu verbessern und weitere Erkenntnisse aus werksspezifischen Anwendungen zu gewinnen, so dass eine realistischere Risikoanalyse ermöglicht wird.

Durch die erweiterte Einbeziehung von Handlungsbedingungen, in denen EOCs tatsächlich auftraten, wird die Realitätsnähe quantitativer Aussagen jetzt noch weiter erhöht. In den Studien wurden spezifische Erkenntnisse zum nützlichen Aufbau von Störfallvorschriften identifiziert. Diese Erkenntnisse unterstreichen das Potenzial zur Risikominderung, welches sich aus einer umfassenden EOC-HRA ergeben würde, und rechtfertigen 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 das vierte schweizerisches Kernkraftwerk werden deshalb als sehr positiv bewertet. Weitergehende Arbeiten auf diesem Gebiet sind wünschenswert.

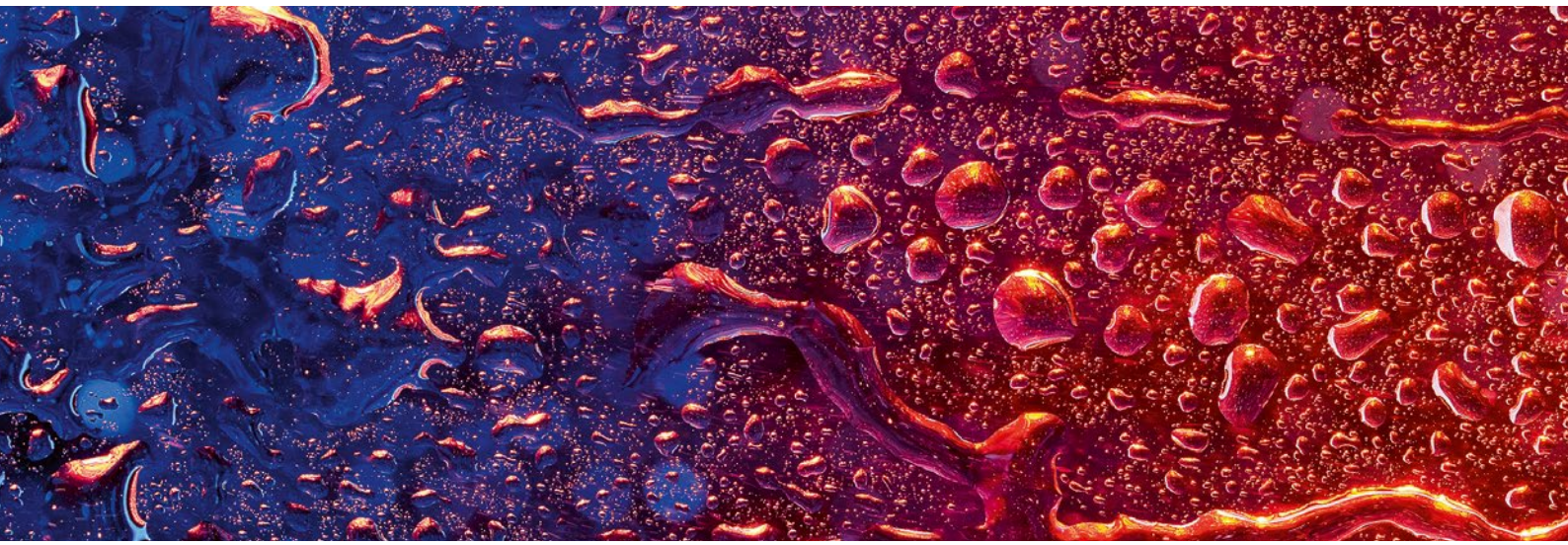
Das entwickelte Bayes'sche Verfahren erlaubt eine zweckmässige Nutzung vorliegender Daten aus simulierten Störfällen. Der breitgefächerte Einsatz dieser Verfahren wäre daher ein vielversprechender Weg zur Reduzierung der Subjektivität bei der Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen in hypothetischen Störfällen. Testanwendungen für Operateurhandlungen, die für hypothetische Störfälle in Schweizer Kernkraftwerken relevant sind, wären daher wünschenswerte Anschlussarbeiten.

Die zusammengestellte Wissensbasis bezüglich Erdbeben und Szenarien mit hoher Anforderung an die menschliche Zuverlässigkeit liefert nützliche Orientierungen über erschwerenden Bedingungen und potenziell resultierende Zuverlässigkeits-Beeinträchtigungen, die in derartigen Szenarien zu erwarten sind. Weitergehende Arbeiten hinsichtlich Erweiterung und vertiefender Analyse ausgewählter Ereignisse sind wünschenswert.

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

Das Projekt wurde verlängert und endete gemäss dieser Verlängerung am 31. Dezember 2019. Aufgrund der hohen Qualität der erzielten Forschungsresultate besteht seitens des ENSI ein grosses Interesse an einer weiteren Zusammenarbeit mit dem PSI auf dem Gebiet der HRA. Die Folgearbeiten, die aus Sicht des ENSI wünschenswert wären, betreffen im Wesentlichen die oben ausgeführten Hauptthemen.



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, Jiri Dus
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). Das Forschungsprojekt legt die Basis für eigene detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Das im Brennstabcode FALCON speziell entwickelte Modell Slice-DO simuliert die in Umfangsrichtung (Azimut) ungleichmässigen thermomechanischen Belastungen des Hüllrohrs bei Effekten wie zum Beispiel lokalen Ablagerungen. Dies ermöglicht die Berechnung der azimutal variierenden Verformung oder Oxidation des Hüllrohrs, was wiederum eine Basis für die Bestimmung von Betriebsgrenzwerten der Brennelemente darstellt.

Das Modellieren der spontanen Spaltgasfreisetzung und der Brennstoffumverteilung während des Kühlmittelverlust-Störfalls konnte verbessert werden, indem FALCON mit dem Code FRELAX gekoppelt und das ursprünglich für Reaktivitätsstörfälle aufgebaute Modell der transienten Spaltgasfreisetzung angewendet wurde. Der Vergleich mit einem Versuch im mittlerweile stillgelegten norwegischen Halden-Reaktor lieferte vielversprechende Resultate, sodass weitere Verifizierungen dieses Modellierungsansatzes verfolgt werden.

Die Untersuchungen der Brennstoffmodellierung beim Reaktivitätsstörfall im Rahmen eines internationalen Benchmarks zeigten, dass das Verhalten des unbestrahlten Brennstoffs bis auf die Spaltgasfreisetzung mit akzeptabler Übereinstimmung berechnet werden kann und dass grosse Unsicherheiten bei der Berechnung von abgebranntem Brennstoff vorliegen. Die Resultate sind zudem stark von den Parametern abhängig, die von der Einsatzgeschichte im Reaktor herrühren.

Neben dem bewährten Code FALCON wird in Kooperation mit der École Polytechnique Fédérale de

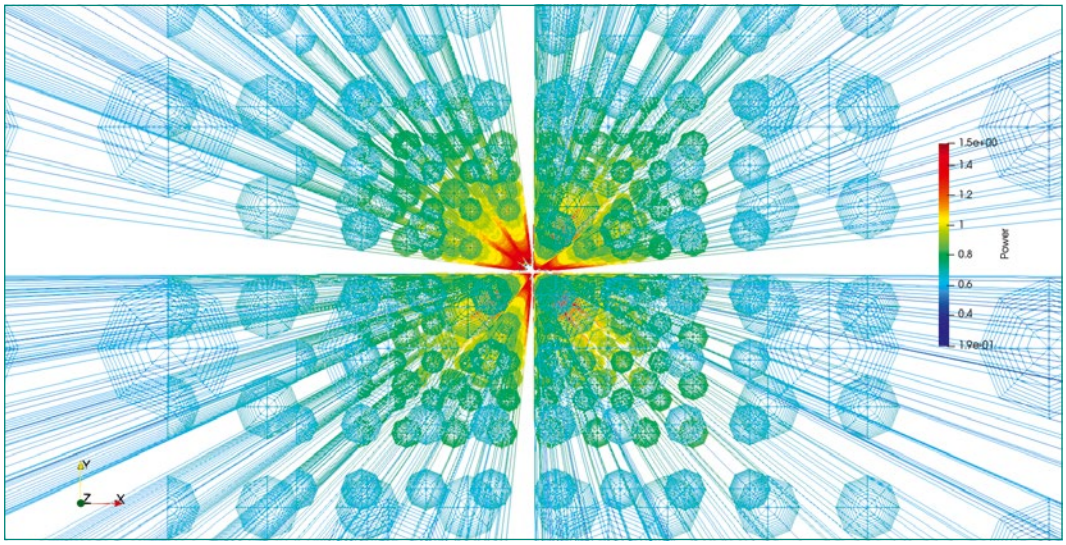


Abbildung 12:
Räumliche Leistungsverteilung eines Brennelements farbcodiert dargestellt. In die forschungsorientierten Berechnungsverfahren wie hier nTRACER fliessen nicht nur die geometrischen, sondern auch die neutronenphysikalischen und thermohydraulischen Parameter hochaufgelöst und realitätsgetreu ein, um unter anderem lokale Effekte besser untersuchen zu können. Quelle: PSI

Lausanne (EPFL) ein neues thermo-mechanisches Modellierungswerkzeug auf der Basis des Programms OpenFOAM (OFFBEAT) entwickelt, um 3D-Effekte beim Brennstabverhalten untersuchen zu können. 2019 lag der Fokus auf der Implementierung von physikalischen Modellen für Hüllrohrdehnung und -kriechen sowie auf der Kopplung mit dem neutronenphysikalischen Programm Serpent.

Reaktorkern

Der Übergang auf den weiterentwickelten Kernsimulator SIMULATE-5 für die Sicherheitsanalysen der Schweizer Reaktoren wurde vorangetrieben. Dabei konnten gegenüber der Vorgängerversion SIMULATE-3 konsistente Ergebnisse hinsichtlich der gemessenen Leistungsverteilung und deutliche Verbesserungen bezüglich der Berechnung der Borkonzentration festgestellt werden. Der Grund für die Verbesserung soll vertieft untersucht werden, um genauer die Einflüsse der geänderten physikalischen Methoden und der aufdatierten Neutronenwirkungsquerschnitte herauszufinden.

Um die brennstabaufgelöste Berechnungsmethode ganzer Reaktorkerne mit präzisen Isotopendaten auszustatten, wurde ein neues Schema der Kopplung zwischen einem herkömmlichen Reaktorsimulator und der Isotopendatenbank entwickelt. Diese übernimmt die reaktorgetreue Umgebung eines Brennelements anstelle der bisher idealisierten, reflektierenden Randbedingungen und bestimmt entsprechend die sich lokal unterscheidende Brennstoff-Zusammensetzung. Die so erzeugten Daten werden dann weiter entweder an das deterministische Programm nTRACER oder das Monte-Carlo-Programm MCNP übermittelt, um den Einfluss lokaler Charakteristika im gesamten Reaktorkern zu untersuchen (siehe auch Abbildung 12).

Eine weitere Arbeit untersuchte die Machbarkeit und das Potential, Messdaten aus dem Reaktorbetrieb wie beispielsweise die Borkonzentration zur Korrektur der Unsicherheiten in den nuklearen Wirkungsquerschnitten zu nutzen. Es zeigte sich, dass solche Daten die forschungsbezogenen Experimentaldaten ergänzen können, was sich insgesamt in einer höheren Genauigkeit der Berechnungen auswirkt.

Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten

Die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE bleibt eine Schlüsselaktivität im Projekt. Die Kopplung mit Berechnungen der Neutronenphysik zur genauen Bestimmung der räumlichen Leistungsverteilung im Kern (TRACE/S3K) während einer Transiente ist etabliert, wie auch die Kopplung für die Brennstabanalyse (TRACE-FALCON). Die Validierung von TRACE wurde mit gemessenen Daten von integralen Tests aus internationalen Programmen (OECD/NEA PKL-4 und ATLAS-2), die das Systemverhalten von DWR berücksichtigen, fortgesetzt. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE und der damit gekoppelten Codes bei Störfallanalysen. Die realistische Einschätzung der Möglichkeiten und der Genauigkeit der Codes ist essentiell für deren Anwendung. Mit dem Code COBRA-TF wurden Unterkanalanalysen zum Einfluss der radialen und azimutalen Leistungsverteilung auf das lokale Siedeverhalten in SWR-Brennelementen durchgeführt. Die Berechnung der kritischen Wärmeübergänge wurde durch Vergleiche mit an Testständen gewonnenen Messungen validiert. Die Arbeiten zur

numerischen Strömungsmechanik (computational fluid dynamics CFD) wurden mit Validierungsrechnungen des Mischungsverhaltens in einem Druckwasserreaktor mit dem CFD-Code STAR-CCM+ fortgesetzt. Ferner kam ein im Projekt entwickeltes Werkzeug zur Quantifizierung von Unsicherheiten und zur Durchführung von globalen Sensitivitätsanalysen vermehrt zum Einsatz. Damit wurden die für die Transienten bestimmenden Anlageparameter jeweils systematisch untersucht, sowohl für eine Anwendung mit dem Systemcode TRACE als auch mit dem Unterkanalcode COBRA-TF.

Gekoppelte Modellierung (multiphysics)
Ein Schwerpunkt der gekoppelten Modellierung lag auf der Verbesserung der Modellierung des Brennstoffverhaltens in den Unterkanalanalysen mit COBRA-TF. Durch die Kopplung mit dem Brennstoff-Code nTRACER wurde die Modellierung realer Anlagedaten zur Berechnung der lokalen Leistungsverteilung in den Brennstäben verfeinert. Dies trägt mit den verbesserten Randbedingungen für die Berechnung der Wärmeübertragung und Strömung zur genaueren Untersuchung lokaler 3D-Effekte in Brennelementen bei. Der Einfluss lokaler ungleichförmiger Korrosionsablagerungen (CRUD) wurde weiter untersucht.

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 (On-Call).
Dank der Kapazität der STARS-Gruppe können stationäre und störfallbedingte neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen für Systeme, Reaktorkerne und andere Konfigurationen wie Lager oder Behälter durchgeführt werden. Damit kann das ENSI im Rahmen seiner Aufsicht über die schweizerischen Kernkraftwerke sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit (Integrität) der 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 Kernkraftwerke 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 2019 – sukzessive erweitert werden. Einen weiteren Schwerpunkt bilden – im Zusammenhang mit früheren Brennstabbefunden (siehe oben) – die nuklearen, thermohydraulischen und thermomechanischen Detailanalysen zum Verhalten von SWR-Brennelementen.
Insbesondere wird das PSI im kommenden Jahr eine erste Reihe von Vergleichsrechnungen zu neuen Experimenten zum Verhalten eines DWR-Brennelements nach einem Kühlmittelverlust-Störfall durchführen (siehe Projekt NEA RBHT, Kap. 1.5.2). Der neue Kernsimulator SIMULATE-5 wird an weiteren Experimenten getestet. Der Einfluss der lokalisierten Korrosionsablagerungen (CRUD) wird vertieft untersucht. Die fortgeschrittenen Methoden (globale Sensitivitätsanalysen) zur Quantisierung der Unsicherheit werden mit Vergleichsrechnungen (UAM-III Benchmark) jetzt auch bei der gekoppelten Modellierung getestet.

1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer

Auftragnehmer: OECD-NEA und
Pennsylvania State University
ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten,
Andreas Gorzel

Einleitung
Bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss of Coolant Accident, LOCA) kann der Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB) so weit absinken, dass die Brennelemente teil- bzw. zeitweise nicht mehr voll-

ständig mit Wasser bedeckt sind. In der Folge steigt die Temperatur der ungekühlten Brennelemente stark an. Die Notkühlsysteme sorgen anschliessend für die Wiederbefüllung des RDB. Dabei schreckt das zugeführte kalte Kühlwasser die Brennstäbe ab. Dieser Vorgang ist sicherheitstechnisch von grosser Bedeutung, aber der genaue Ablauf der Prozesse ist bisher nicht ausreichend untersucht.

Für das neue, auf drei Jahre angelegte Forschungsprojekt RBHT sollen etwa 16 Experimente an einem Versuchsstand der Pennsylvania State University (PSU), der Rod Bundle Heat Transfer-Testanlage (RBHT), durchgeführt werden. Auf der Basis sollen thermohydraulische Systemcodes und Unterkanalcodes anhand der Messdaten weiter validiert und verifiziert werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde in der zweiten Jahreshälfte 2019 gestartet. Der zentrale Teil der Apparatur besteht aus einem 3,66 m langen 7x7-Stabgitter und kann elektrisch auf eine Maximaltemperatur von 1200 °C aufgeheizt werden (siehe auch Abbildung 13). Die Anlage ist mit umfangreicher Messtechnik (Thermoelemente, Lasersystem und Infrarotkameras zur Tröpfchenzählung, Drucksensoren an den Abstandhaltern) aufwändig instrumentiert. Das Zeitverhalten von Einlassströmung und Wiederauffüllen können kontrolliert werden (siehe auch Abbildung 14). Die Anlage wird ständig verbessert, um das Spektrum der Szenarien erweitern zu können. Gerade ist die Erweiterung auf Simulationen der Nachzerfallswärme im Aufbau.

Zur Vorbereitung und Initiierung des Projekts fanden zwei Workshops statt. Neben der U.S.NRC als führender Organisation nehmen weitere 19 Organisationen aus 11 Ländern teil (Belgien, Tschechische Republik, Finnland, Frankreich, Deutschland, Italien, Japan, Südkorea, Spanien, Schweden, Schweiz), darunter aus der Schweiz das ENSI und das PSI mit der STARS-Projektgruppe.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit dem RBHT-Projekt werden den Teilnehmern neue, detaillierte Messungen für das thermohydraulische Verhalten eines DWR-Brennelements nach einem LOCA zur Verfügung gestellt. Das Vorhaben bietet insbesondere die Möglichkeit, die in der STARS-Projektgruppe des PSI verwendeten Simulationsprogramme TRACE und COBRA-TF weiter zu validieren. Insbesondere ist die Teilnahme sowohl an den «offenen» als auch den «blinden» Vergleichsrechnungen (Benchmarks) sehr nützlich für eine Einschätzung der Vorhersagefähigkeiten («predictive power») der Teilnehmer und ihrer Simulationsprogramme. Das ENSI kann sowohl die Experimente als auch die Modellierung eng verfolgen.

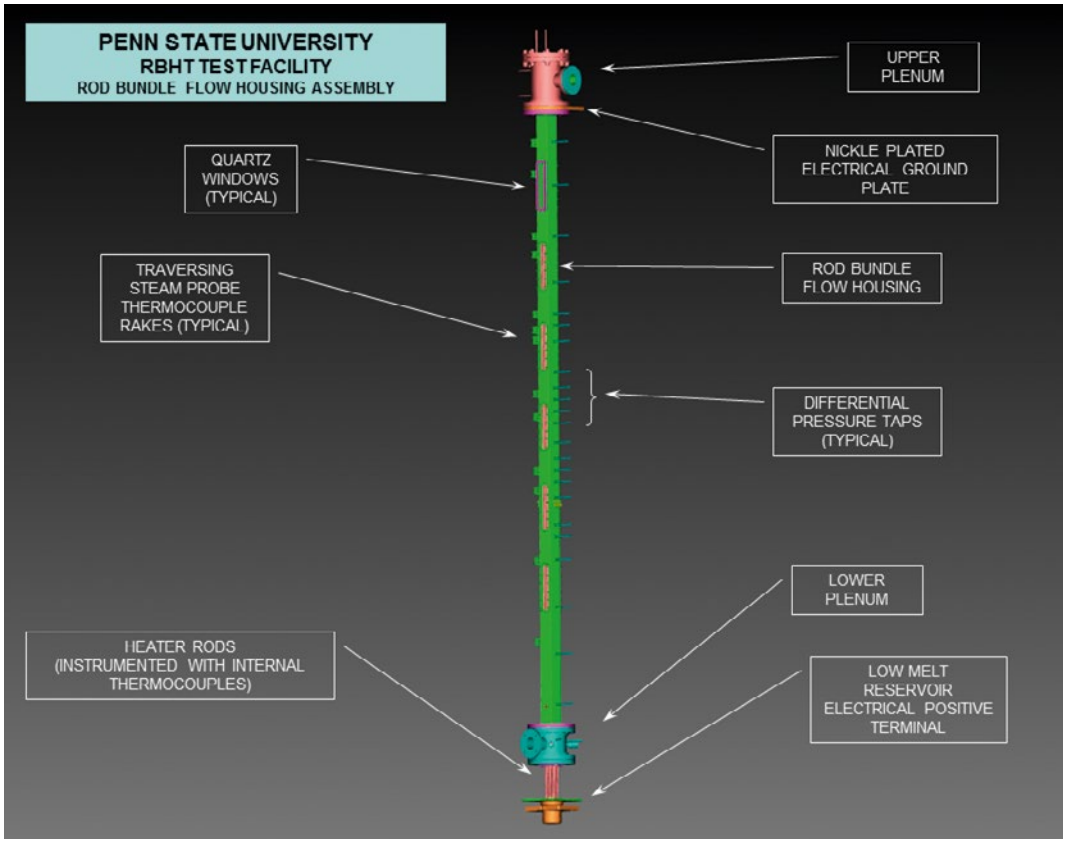


Abbildung 13:
Das elektrisch aufheizbare Brennelement ist der zentrale Teil des RBHT-Versuchsstands. Quelle: Pennsylvania State University

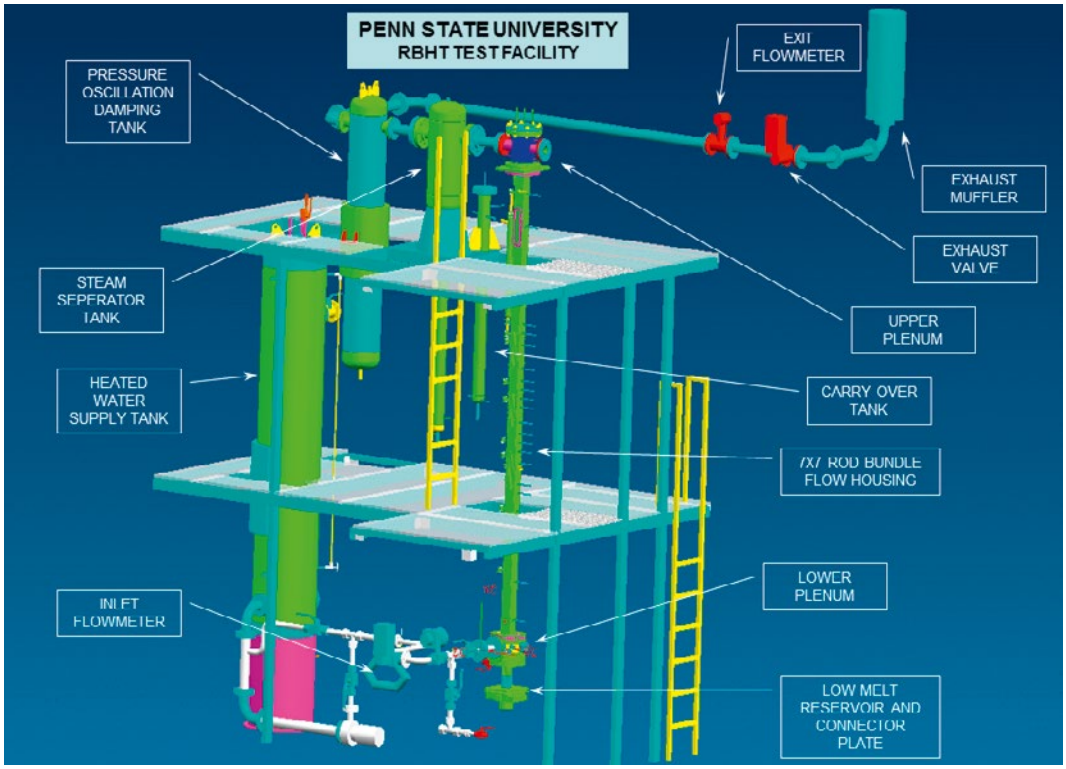


Abbildung 14:
Der RBHT-Versuchsstand erstreckt sich über mehrere Stockwerke. Das Brennelement in der Mitte der Abbildung ist an eine komplexe thermohydraulische Versuchsapparatur zur Kontrolle der Einlassströmung und des Wiederauffüllens des Brennelements angeschlossen. Quelle: Pennsylvania State University

Ausblick

Im ersten Quartal 2020 sollen die ersten Tests mit variierenden Flutungsraten und Eintrittsunterkühlungen durchgeführt werden. Durch diese Variationen werden unterschiedliche Strömungsregime (Tröpfchenströmung, inverse Ringströmung) erreicht. Die Ergebnisse werden anschliessend den Teilnehmern übergeben. Im vierten Quartal 2020 sollen in einem ersten Workshop die Simulationen vorgestellt werden, ausserdem soll der zweite Teil der Testmatrix fertiggestellt werden.

Im ersten Quartal 2021 sollen die vorgesehenen Tests für die «blinden» Benchmark-Berechnungen durchgeführt werden. Die Teilnehmer bekommen lediglich die Randbedingungen geliefert und müssen ihre Ergebnisse abliefern, ohne die weiteren Messergebnisse (z.B. Brennstabtemperaturen, Bündelmassenstrom, Dampfgeschwindigkeit) zu kennen. In einem zweiten Workshop im vierten Quartal 2021 sollen die Simulationen präsentiert und verglichen werden.

1.5.3 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 Schock (PTS) bezeichnet die schnelle Veränderung der Temperatur eines unter Druck stehenden Materials, wodurch in diesem starke Spannungen auftreten. In Druckwasserreaktoren 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 Sprödbruch 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 befasste (siehe Erfahrungs- und Forschungsbericht 2018), 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 (**B**est **E**stimate Methods **P**lus **U**ncertainty 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 den letzten beiden Berichtsperioden 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 präziser 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 Störfallszenarien durchgeführt. Ferner wurden anhand vereinfachter bruchmechanischer Analysen zwei aus den thermohydraulischen Analysen ableitbare Referenzparameter identifiziert, welche eine erste Abschätzung des Sprödbruchrisikos zulassen. In diesem Vorhaben werden hierfür der radiale Temperaturgradient in der Spitze eines postulierten

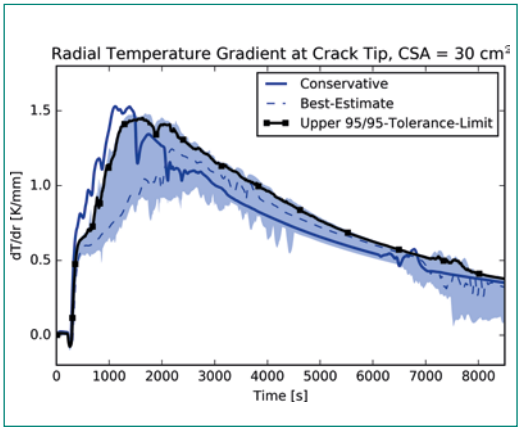


Abbildung 15: *Radialer Temperaturgradient an der Rissspitze für das 30 cm²-Leck mit Unsicherheitsband im Verlauf eines postulierten Störfalls mit Thermoschock. Quelle: Forscherbericht GRS*

Risses sowie die Temperaturdifferenz über die RDB-Wand auf Höhe des Risspostulats verwendet. Weiterhin wurden in den letzten beiden Berichtsperioden die führenden Leckgrössen bestimmt, welche zu den höchsten thermomechanischen Belastungen des RDB führen. Wie sich zeigte, liegen diese für den generischen Anlagensimulator im Bereich zwischen 30 cm² und 70 cm² und bestätigen somit die internationalen Erkenntnisse. Ferner wurden die zu untersuchenden sensitiven Parameter abschliessend in einer sogenannten PIRT-Tabelle (Phenomena Identification and Ranking Table) festgelegt. Es wurden insgesamt 62 Parameter identifiziert und statistisch variiert.

Im Berichtszeitraum zeigte sich bei der Auswertung der Analysen, dass sich Änderungen des Anlagenverhaltens sowie der thermohydraulischen Phänomene bei noch grösseren als den betrachteten Leckgrössen (30 cm², 70 cm² und 100 cm²) ergeben. Es wurde daher mit der GRS vereinbart, ebenfalls ein 440 cm² Leck zu untersuchen. Grundsätzlich konnte nachgewiesen werden, dass die konservativen Randbedingungen, welche bis anhin für den thermohydraulischen Teil des PTS-Sicherheitsnachweises verwendet wurden, die ausgewiesenen Unsicherheiten der BEPU-Analysen abdecken. Abbildung 15 zeigt für das 30 cm²-Leck exemplarisch die ausgewiesenen Unsicherheiten (blauer Bereich) für den radialen Temperaturgradient an der postulierten Rissspitze sowie die obere Toleranzgrenze und die Ergebnisse von Simulationen, welche auf konservativen bzw. Best-Estimate-Randbedingungen basieren. Die Unsicherheiten ergeben sich aus den Variationen der sensitiven Parameter, welche hier nur exemp-

larisch genannt werden (Details hierzu im Forscherbericht der GRS).
Für kleine Lecks zeigt sich beispielsweise eine hohe Sensitivität bezüglich des Zeitpunkts, an welchem die Operateure die sekundärseitige Druckentlastung über die Dampferzeuger einleiten.
Für alle Leckgrössen zeigt sich eine hohe Sensitivität hinsichtlich der gewählten Parameter für die Notkühlsysteme.
Ebenfalls erhöht eine niedrige Wärmeleitfähigkeit des RDB-Grundmaterials die berechneten Spannungen am postulierten Riss.

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 wurde 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. Es konnte gezeigt werden, dass die konservativen Randbedingungen, welche bis anhin für den thermohydraulischen Teil des PTS-Sicherheitsnachweises verwendet wurden, die ausgewiesenen Unsicherheiten der BEPU-Analysen grundsätzlich abdecken. Es zeigte sich aber auch, dass für einen anlagenspezifischen Nachweis eine detaillierte Modellierung der Systeme nötig ist, da ein Grossteil der Unsicherheiten auf den Kennwerten der anlagenspezifischen Notkühlsysteme basiert.

Ausblick

Aus den im Laufe des Jahres 2019 erreichten Projektzielen ergab sich der Wunsch, die Ergebnisdaten auch hinsichtlich der Toleranzgrenzen der Lastpfadkurven detailliert auszuwerten. Dafür wurde mit der GRS eine Erweiterung der Arbeiten vereinbart, welche das Projekt bis im Sommer 2020 verlängern dürfte.

1.5.4 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 trockenfallen. 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, in welchen Hüllrohrproben unter verschiedenen Temperaturen und Sauerstoff/Stickstoff-Verhältnissen oxidiert wurden, am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) durchgeführt. Im Laufe des Vorgängerprojektes wurde der Oxidationsprozess besser verstanden, sodass 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

Das Oxidationsmodell wurde zunächst als eigenständiges Programm entwickelt (also ausserhalb von MELCOR) und nach erfolgreicher Validierung der Programm-Logik im Jahr 2019 in MELCOR eingebaut. Dabei wurde eine alte Version von MELCOR (1.8.6) verwendet, weil für diese Version der Quellcode für das PSI noch verfügbar ist, was für den Einbau des Modells notwendig ist. Dadurch ist es nun möglich, die Temperatur als eine Variable zu berücksichtigen (im Gegensatz zum eigenständigen Modell, in welchem sie nur als feste Angabe berücksichtigen werden konnte). Durch die Oxidation des Hüllrohrmaterials wird zusätzliche chemisch Energie freigesetzt, durch welche die Temperatur des Hüllrohres deutlich erhöht wird (Abbildung 16). Das hat relevante Auswirkungen

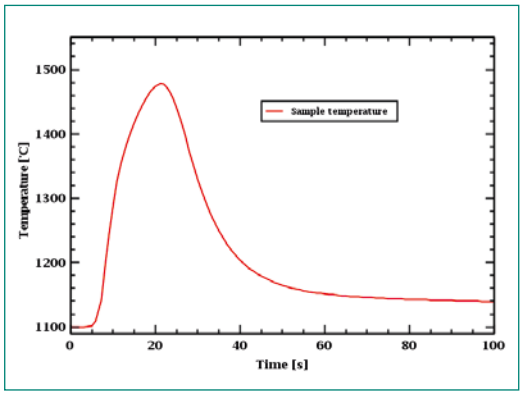


Abbildung 16: *Entwicklung der Temperatur einer Probe während der Voroxidationsphase gemäss MELCOR-Modell. Quelle: PSI*

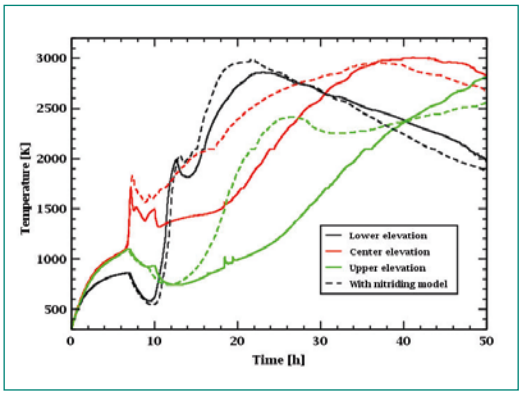


Abbildung 17: *Mit MELCOR berechnete Temperatur an drei axialen Positionen mit und ohne Berücksichtigung des Nitrierungsprozesses für das Sandia Fuel Project Phase II Experiment. Quelle: PSI*

auf die Ergebnisse, da die Reaktionsraten stark temperaturabhängig sind.

Daten des Experiments «Sandia Fuel Project Phase II» wurden verwendet, um entsprechende Simulationen mit dem vom PSI entwickelten Modell (unter Verwendung von MELCOR 1.8.6) durchzuführen. Diese Simulationen wurden mit den Ergebnissen verglichen, wie sie das schon in MELCOR existierende Oxidationsmodell liefert. Das vom PSI entwickelte Modell ergibt deutlich höhere Hüllrohrtemperaturen als das bestehende MELCOR-Modell, insbesondere dann, wenn die Sauerstoffkonzentration gering ist (Abbildung 17). Die Ergebnisse des PSI-Modells stimmen mit dem überein, was beim Experiment «Sandia Fuel Project Phase II» beobachtet wurde.

Mit der Erweiterung des Oxidationsmodelles auf Temperaturbereiche unterhalb von 1050 °C und oberhalb von 1300 °C auf Basis experimenteller Daten von anderen Forschern aus Deutschland und Frankreich wurde begonnen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Oxidation von Hüllrohren mit 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 Rechencodes, 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 teilt sein Wissen mit den Schweizer Benutzern.

Ausblick

Geplant ist der Abschluss der Entwicklung des Gesamtmodells für die Temperaturbereiche <1050 °C und >1300 °C auf Basis der Daten von weiteren Experimenten (SETs und QUENCH Experiment). Ferner ist geplant, zusätzliche Experimente durchzuführen, um das MELCOR-Modell mit Berücksichtigung der Nitrierung zu validieren. Anschliessend soll das Modell den Sandia National Laboratories mit dem Ziel des Einbaus in den aktuellen MELCOR-Code übergeben werden.

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

Auftragnehmer: Königlich-Technische Hochschule (KTH), Stockholm
ENSI-Projektbegleiter: Gerhard Schoen
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 umfassende Modelle in MELCOR zur Simulation der Kühlung eines Schüttbetts, welches bei einer Kernzerstörung entstehen kann. Die Simulation der Kühlung des Schüttbetts ist für die Prognose des Unfallablaufs von Bedeutung.

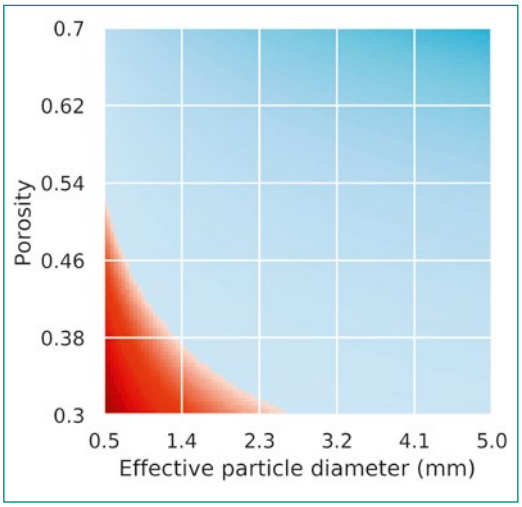


Abbildung 18:
Kühlbarkeit eines Schüttbetts (blaue Fläche) für einen bestimmten Böschungswinkel (25°), in Abhängigkeit des Partikeldurchmessers und der Porosität. Quelle: KTH Stockholm

Das Ziel dieses in Form einer Doktorarbeit durchgeführten Projektes ist die Entwicklung eines Modells zur Simulation der Kühlung einer Kernschmelze, welches in MELCOR integriert werden kann. Dieses Projekt wird an der KTH Stockholm im Rahmen der umfassenden Erforschung von Interaktionen einer Kernschmelze mit Wasser durchgeführt (Programm Melt-Structure-Water Interaction, MSWI). Das Projekt hat im Sommer 2017 begonnen und läuft über 4 Jahre.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Rechenprogramm COCOMO berechnet die Wärmeleistungsdichte, bei welcher alles Wasser in einem (mehrdimensionalen) Schüttbett verdampft und das Schüttbett trockenfällt (sogenannter dryout heat flux, DHF). Für ein 1D-Schüttbett kann mit einem einfacheren Modell (Lipinski-Modell) dieser DHF berechnet werden. 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-Schüttbett einzuführen und den DHF des 1D-Schüttbetts mit dem Lipinski-Modell zu bestimmen. Der einzuführende Formfaktor ist definiert als DHFCOCOMO / DHFLipinski.

Der Formfaktor ist abhängig von verschiedenen Einflussgrössen. Aufgrund der bisherigen Analysen wurde angenommen, dass sich der Formfaktor aus den folgenden sechs als unabhängig angenommenen Parametern bestimmen lässt: Umgebungsdruck, Partikeldurchmesser, Porosität des Schüttbetts, Neigung der Schüttbettoberfläche (Böschungswinkel), Radius der Reaktorgrube und Masse des Schüttbetts. Für jeden Parameter wurde ein Gültigkeitsbereich bestimmt, in dem der Parameter variieren darf. Mit dem Rechenprogramm COCOMO wurden mehrmonatige Simulationen durchgeführt, um das Ersatzmodell für den definierten Gültigkeitsbereich zu entwickeln. Ferner wurde COCOMO verwendet, um die Abweichungen der Resultate des Ersatzmodells gegenüber den genaueren Resultaten gemäss COCOMO zu untersuchen. Es zeigt sich eine gute Übereinstimmung zwischen COCOMO und Ersatzmodell.

Das Ersatzmodell wurde dann verwendet, um die Kühlbarkeit einer aus dem Reaktordruckbehälter ausgetretenen Kernschmelze, die in einer Wasservorlage ein Schüttbett bildet, zu untersuchen. Dabei wurde für ausgewählte Parameter analysiert, in welchen Bereichen die Schmelze kühlbar ist. Abbildung 18 zeigt exemplarisch das Ergebnis einer solchen Untersuchung. Damit wurde die grundsätzliche Verwendbarkeit des Ersatzmodells aufgezeigt.

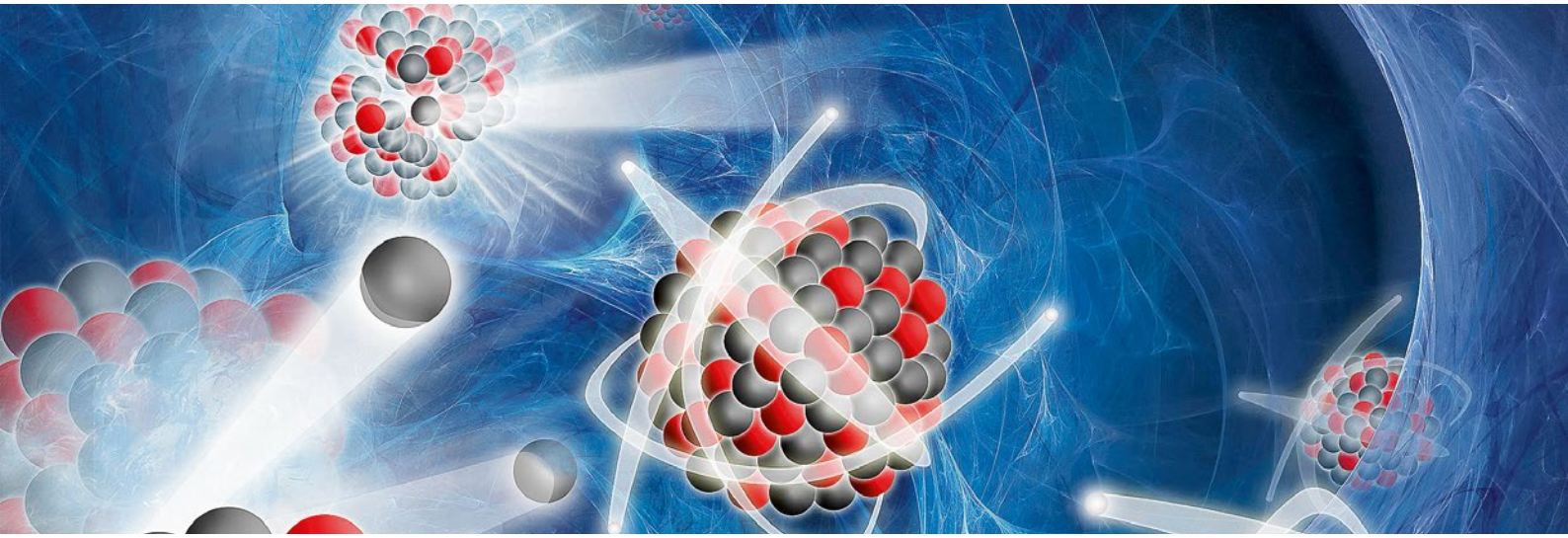
Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass auch im Jahr 2019 wesentliche Fortschritte erzielt wurden. Das sich in Entwicklung befindliche Ersatzmodell zur Simulation der Kühlung eines Schüttbetts ist weiterhin vielversprechend.

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 vom ENSI als Simulationscode für schwere Unfälle eingesetzt. Durch das Projekt verbessern sich die Grundlagen für die Risikoabschätzungen im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalysen.

Ausblick

Im nächsten Jahr soll das Ersatzmodell anhand von Experimenten und Simulationsstudien weiter getestet und verfeinert werden. Ferner soll die Kopplung des Ersatzmodells mit MELCOR angegangen 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 Aufgabegebieten:

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

Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Menschen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschutzes. Die Dosimetrieverordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen.
Die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten ist eine wichtige Voraussetzung zum Nachweis der Einhaltung von gesetzlichen Grenzwerten. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Befreiung 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, in denen Neuentwicklungen von Messmethoden mit neuen Lösungsansätzen begegnet werden muss. Beispiele sind Freimessungen 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, der Strahlenmesstechnik und der Radioanalytik durch.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für die Befreiung von Materialien von der Bewilligungspflicht und der Aufsicht aus einem Kontrollbereich ist unter anderem der Nachweis zu erbringen, dass die spezifische Aktivität des Materials unter der Befreiungsgrenze liegt. Zum Nachweis werden unterschiedliche Messmethoden verwen-

det, 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 Bewertung von Messmitteln, die zur Freimessung eingesetzt werden.

Im Bereich der radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Probenanalyse wurden das Aufschmelzen von Beton- und anderen Stilllegungsproben weiterentwickelt, die Verfahren für die chemischen Trennung von Strontium-, Americium- und Plutonium- sowie von Störnukliden mittels Extraktionschromatographie-Harzen etabliert. Insbesondere im Hinblick auf den Rückbau von Kernanlagen wurde mit der Etablierung der Verknüpfung von Gamma-Messresultaten mit ergänzenden Alpha/Beta-Messungen und mit der Optimierung der Messverfahren an Rückbauproben begonnen. Damit wird die Einhaltung von Befreiungsgrenzen mit hinreichender Sicherheit gewährleistet.

Für die Aufsichtstätigkeit des ENSI sowie für die Sicherheit der Schweizer Kernkraftwerke sind Strahlenmessmittel sowie die verwendeten Messmethoden ein zentraler Bestandteil. Dies stellt hohe Anforderungen an die Messmittel, welche anhand von internationalen Normen und via Vergleichsmessungen überprüft werden. Im Berichtsjahr wurden die Untersuchungen zu den Messunsicherheiten und zu den Nachweisgrenzen von Strahlenmessmitteln, die zur Freimessung eingesetzt werden, abgeschlossen. Die Forschung im Bereich der Neutronendosimetrie konzentrierte sich im Berichtsjahr auf die Untersuchung von neuen Detektoren (Abbildung 19) und von Spuranalyse-Algorithmen. Auch wurden Untersuchungen getätigt, um die Anwendung von Finger-, Direct-Ion-Storage- und optisch-stimulierte-Lumineszenz -Dosimetern zu verbessern.

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, unter anderem um Informationen über die Kontamination in der Umgebung einer Kernanlage nach einem Störfall mit Aktivitätsfreisetzung zu gewinnen. Im Jahr 2019 wurden die Routinemessungen um die Kernkraftwerke Gösgen und Mühleberg durchgeführt. Die Messungen zeigten keine Veränderungen gegenüber früheren Messungen. Zusätzlich wurde eine Transversale von Torre (TI) nach Chur sowie ein Höhenprofil über dem Neuenburgersee gemessen.

Im Jahr 2019 nahm die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik sowie Personen- und Umgebungsdosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil.

Im Berichtsjahr betreute die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit zwei Doktorarbeiten und zwei Praktikumsarbeiten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Entwicklungs- und Forschungsarbeit auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik fördert die nukle-

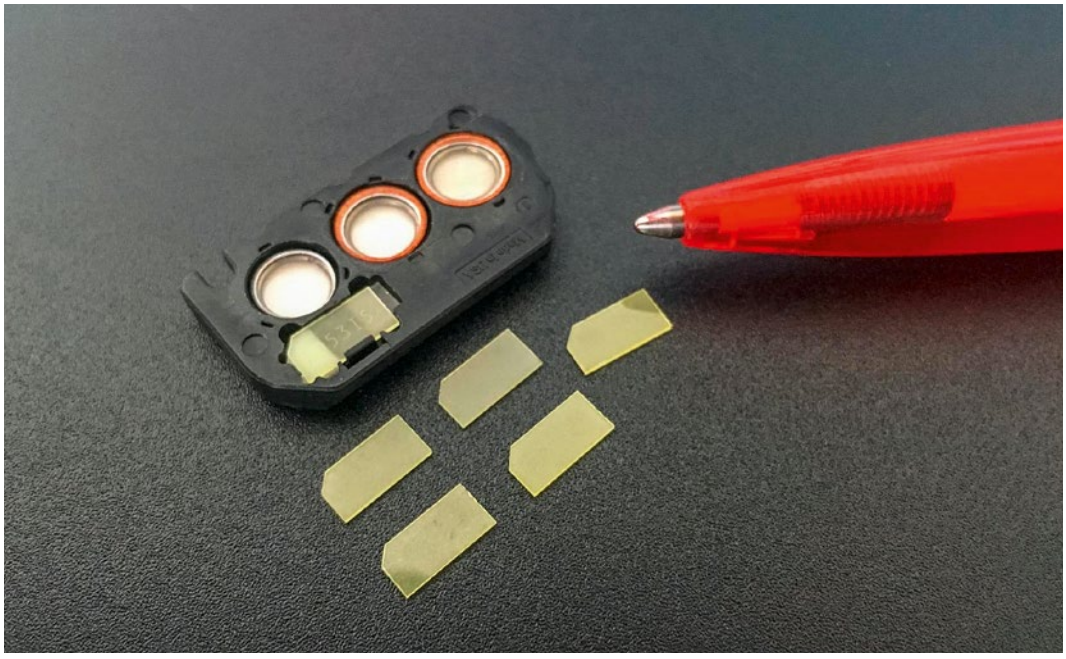


Abbildung 19:
Fluorescence-Nuclear-Track-Detektoren (FNTD) für die Neutronendosimetrie. In der Abbildung sind 5 FNTD-Kristalle sowie die zugehörige Halterung mit einem FNTD-Kristall zu sehen. Ein Detektor besteht aus einem Kristallplättchen (Al_2O_3:C, Mg), das auf einer Halterung in Kontakt mit Konvertern für schnelle und thermische Neutronen montiert wird. Der oben gezeigte Halter enthält ebenfalls drei Positionen für optisch angeregte Lumineszenz-Detektoren, die nicht benutzt werden. Quelle: PSI

are 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. Wesentliche Gewinne sind die Umsetzung des Stands der Technik der chemischen Trenn- und Analyseverfahren in der Radioanalytik und die nationale Zusammenarbeit in diesem Spezialgebiet.

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

Ausblick

Die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird fortgesetzt. Für das Jahr 2020 sind Arbeiten an folgenden Projekten geplant:

1. *Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie.*
   Experten der Abteilung 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, des D/CH Fachverbandes für Strahlenschutz und der Association romande de radioprotection (ARRAD) 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 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.*
   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» wurde Ende 2019 abgeschlossen. Eine Nachfolge-Doktorarbeit im Bereich der Elektrochemie wird voraussichtlich im Frühjahr 2020 beginnen. 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. Es ist geplant, im Jahr 2020 eine Doktorarbeit zur halbnumerischen Kalibrierung des Aeroradiometrie-Messsystems zu starten.



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, insbesondere Transport und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle.

1.7.1 Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern

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

Einleitung

Hochaktive Abfälle aus den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague (Frankreich) und Sellafield (England), sowie abgebrannte Brennelemente werden in sogenannten Transport- und Lagerbehältern (T/L-Behältern) transportiert und zwischengelagert. Aktuell werden in der Schweiz bereits über 60 Behälter unterschiedlicher Bauarten zwischengelagert und jedes Jahr kommen neue Behälterexemplare dazu.

Bevor ein T/L-Behälter im Zwischenlager gelagert werden darf, muss die entsprechende Bauart durch das ENSI für den Transport zugelassen und für die Zwischenlagerung freigegeben werden. Grundlage dafür sind verschiedene gesetzlich vorgeschriebene Anforderungen. Im Transportrecht auf der Strasse gelten die Bedingungen des Gefahrgutrechts ADR (Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route) und im Zwischenlagerbereich die Anforderungen, die in der Richtlinie ENSI-G05 festgeschrieben sind. Die verschiedenen Anforderungen ergeben sich aus vier Schutzzielen, 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 der vorangegangenen Forschungsprojekte wurde eine unabhängige Berechnungsmethode entwickelt, um die existierende Sicherheitsmarge beim Schutzziel Wärmeabfuhr im Zwischenlagerzustand (vertikal stehender Behälter) sowie in Transportkonfiguration (horizontal liegender Behälter) bestimmen zu können. Im neuen Projekt soll die entwickelte Berechnungsmethode von aktuell ausschliesslich radialer Wärmeabfuhr auf axiale Wärmeabfuhr erweitert werden. Dazu sind die Spalten zwischen Tragkorb und Behälterboden sowie zwischen Tragkorb und Pri-

märdeckel zu analysieren (Abbildung 20). Die Umsetzung der Spalten im Modell erfolgt in gleicher Weise wie in radialer Richtung, nämlich über eine sogenannte thermische Spaltbedingung. Ausserdem sollen weitere Wärmeübertragungsansätze integriert sowie weitere Randbedingungen für die Wärmeabfuhr am Behälteraussenmantel in das bestehende Berechnungsprogramm implementiert werden. An der Oberfläche des Behälters soll dazu eine Substitution der Rippen erfolgen. Zusätzlich soll Strahlung als Wärmeübertragungsfunktion integriert 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, die im Rahmen des Projekts entsprechend den oben genannten Bedürfnissen des ENSI weiterentwickelt wurde und jetzt erneut erweitert werden soll.

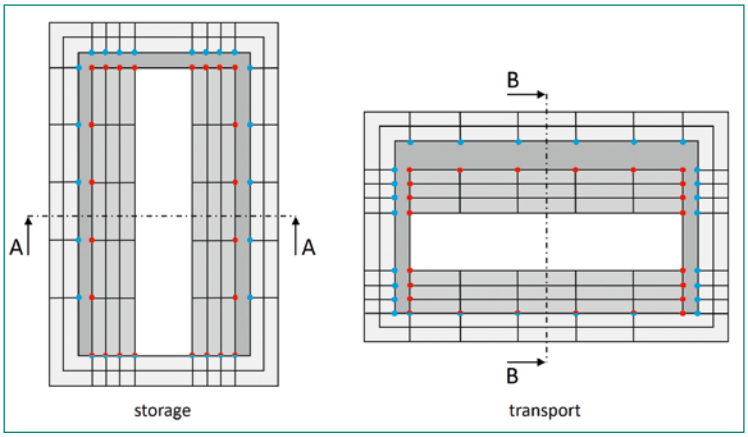


Abbildung 20: *Beispielhafte Darstellung des Spaltmodells für die axiale Wärmeabfuhr. Quelle: Universität Bayreuth*

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde Anfang 2019 gestartet. Die Projektdauer beträgt 2 Jahre. Im ersten Jahr stand die Entwicklung einer passenden Methodik für die axiale Wärmeleitung 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 den vorangegangenen Projekten. Dabei sind vor allem die unterschiedlichen Spaltmasse zwischen Tragkorb und Behältermantel sowie zwischen Tragkorb und Primärdeckel entscheidend.

Die analytische Lösung der Wärmeabfuhr mit einer Spaltbedingung aus der Finite-Elemente-Analyse wurde für einen gleichbleibenden Spalt entwickelt, bei dem die analytische Lösung von einem Knoten auf dem Tragkorb auf einen komplementären Knoten auf der Behälterwand übertragen wird. Dabei werden die unterschiedlichen Wärmeübertragungsmechanismen analytisch berücksichtigt. Bei den axialen Spalten ist diese Paarung gerade an den Ecken nicht mehr realisierbar, weshalb Untergruppen in die Software eingefügt wurden. Je nachdem, ob der Behälter liegt oder steht, und abhängig von der Spaltbreite können Wärmeübertragungen durch Konvektion auftreten. Diese Einflüsse variieren über den Spalt. Um diese Einflussgrössen genauer bestimmen zu können, wurden verschiedene Simulationen mit Hilfe von kommerziellen Berechnungsprogrammen durchgeführt, die die Spalten klassisch vernetzen. Deren Ergebnisse können in der analytischen Spaltbedingung berücksichtigt werden.

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 ist eine iterative Integration von Wärmestrahlung als Spaltbedingung angedacht. Zusätzlich mussten die an- und abstrahlenden Flächen identifiziert werden. Die Strahlung wurde bereits im vorangegangenen Projekt berücksichtigt. Unterschiede gibt es vor allem bei der Identifikation der an- und abstrahlenden Flächen. Zusätzlich wurden Arbeiten durchgeführt, die eine vereinfachte Modellierung der Aussenstruktur des Behälters vorsehen. Dazu wurden verschiedene Rippengeometrien untersucht.

Im ersten Projektjahr wurden zusätzlich zu der softwaretechnischen Umsetzung Analysen am bereits vorhandenen Validierungsprüfstand durchgeführt (Abbildung 21). Dabei musste festgestellt werden, dass eine Überarbeitung des Prüfstands notwendig ist, um den Einfluss der axialen Wärmeabfuhr zwischen Behältermantel und Tragkorb sowie zwischen Tragkorb und Primärdeckel auf die Wärmeabfuhr eindeutig messen zu können. Aus diesem Grund wurde basierend auf dem aktuellen Prüfstand ein komplett neues Verschlusssystem entwickelt. Dabei ist es möglich, den axialen Spalt zwischen Tragkorb und Primärdeckel über Distanz-

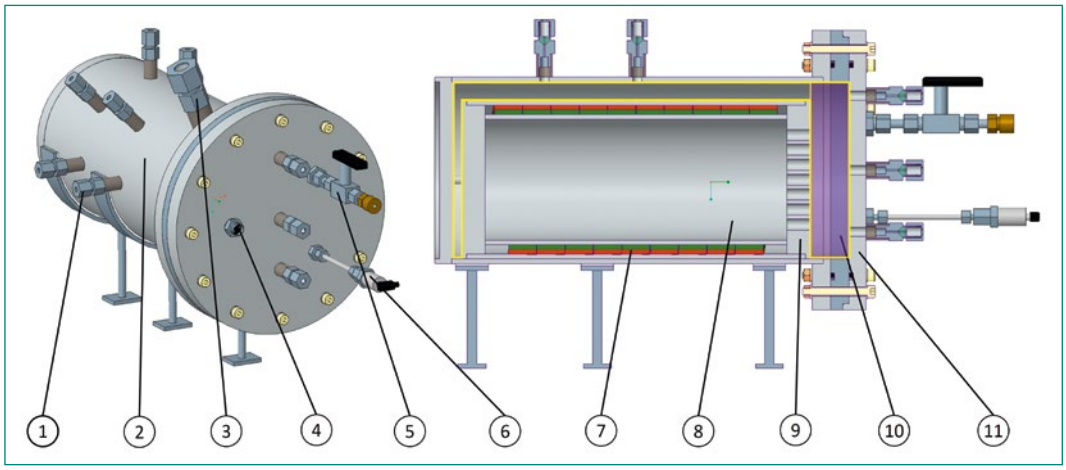


Abbildung 21:
Aufbau des Prüfstands. Quelle: Universität Bayreuth

ringe zu variieren. Die Messungen sollen anschliessend in unterschiedlichen Spalttiefen erfolgen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuellen Ergebnisse, vor allem die Erkenntnisse der Einflussgrössen bei der Wärmeabfuhr, können unmittelbar in die Beurteilung von aktuellen Gesuchen zur Freigabe von Behälterbauarten 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. Dies ist notwendig, da die Betreiber der Kernanlagen die maximal mögliche Wärmekapazität der Behälter ausnutzen.

Des Weiteren kann das ENSI Abweichungen bei der laufenden Fertigung der Behälter schnell hinsichtlich deren Einfluss auf die nukleare Sicherheit bewerten 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.

Ausblick

Das Projekt verlief bisher wie geplant. Der nächste Schritt stellt die Integration der axialen Spaltbedingung in die Software dar. Ausserdem sollen anhand des Prüfstands die Ergebnisse der Simulation verifiziert werden.

Mit dem laufenden Projekt wird es möglich sein, den kompletten Behälter bezüglich seiner Wärmeabfuhr zu simulieren. Entscheidend dabei sind auch die Temperaturen an den Dichtflächen, die durch die Berücksichtigung der axialen Wärmeabfuhr erst bestimmbar werden. Das Projekt soll Ende 2020 abgeschlossen werden.

1.7.2 HELP – Hydrogen-Enhanced Local Plasticity

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Marc Wolff
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die in Leichtwasserreaktoren zum Einsatz kommenden Brennstab-Hüllrohre werden in der Regel aus einer Zirkonium-Legierung gefertigt. Im Rahmen einer Doktorarbeit sollen die Auswirkungen von im Hüllrohrmaterial vorhandenem Wasserstoff auf dessen Ermüdungs- und Kriecheigenschaften untersucht werden.

Hydrogen-Enhanced Local Plasticity (HELP) tritt auf, wenn sich im Metall aufgenommener Wasserstoff in fester Lösung befindet und mit den vorhandenen Versetzungen des Kristallgitters in Wechselwirkung tritt. Dieser Mechanismus fördert eine schnellere Versetzungsmobilität, was sich makroskopisch in verstärktem Kriechen des Materials zeigt. Der Effekt wurde zwar ausgiebig an Stählen untersucht, jedoch fehlt bislang eine vollständige Analyse in Zirkonium-Legierungen.

Der HELP-Effekt hat eine hohe Relevanz für die langfristige Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen, da er sich negativ auf das Ermüdungsverhalten von Brennstab-Hüllrohren bei hohen Temperaturen auswirken kann.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach der Rekrutierung des Doktoranden konnte die effektive Arbeit am Projekt im September 2019 aufgenommen werden. Im Vordergrund standen die Vorbereitung auf die kommenden Experimente sowie die Einweisung in verschiedene Analysetechniken und die zur Verwendung stehenden Gerätschaften. In diesem Rahmen erfolgte bereits die Charakterisierung der für die Versuchsdurchführung zur Verfügung stehenden Bleche, welche aus einer Zirkaloy-4-Legierung gefertigt wurden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Erste Erkenntnisse deuten darauf hin, dass bereits tiefe Wasserstoffkonzentrationen einen signifikanten Einfluss auf die Materialeigenschaften des Zirkonium-Hüllrohrs wie Kriechen und Ermüdung haben können. Dies gilt insbesondere für den im Hüllrohrmaterial gelösten Wasserstoff, der nicht als Hydrid vorliegt. Zwar wird international Forschung zu den Auswirkungen des Wasserstoffs auf das Verhalten von Brennelementen respektive Brennstäben bei der langfristigen Trockenlagerung betrieben, die Arbeiten des PSI sollen jedoch auf die schweizerischen Besonderheiten (hoher Abbrand, Hüllrohrmaterialien etc.) fokussieren.

Weil ein geologisches Tiefenlager erst in einigen Jahrzehnten zur Verfügung stehen wird, gerät die trockene Langzeit-Zwischenlagerung immer weiter in den Fokus der Aufsicht. Die schweizerischen Besonderheiten sind bisher wenig erforscht, deshalb soll das Forschungsprojekt dabei helfen, Prognosen über das Verhalten von Brennelementen in Transport- und Lagerbehältern zu treffen. Eine weitere Erforschung der Kriech- und Ermüdungseigenschaften von bestrahlten Hüllrohren ist daher eine logische Konsequenz.

Ausblick

Nach der abgeschlossenen Anfangsphase sollen 2020 zuerst die Randbedingungen identifiziert werden, unter denen der HELP-Effekt in Zirkonium-Legierungen auftritt. Im weiteren Verlauf sollen Ausmass und Auswirkungen auf die Ermüdungs- und Kriecheigenschaften bewertet werden, um Aussagen über die Hüllrohrintegrität bei der Langzeit-Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente treffen zu können. Schlussendlich wäre eine Vertiefung des Verständnisses der HELP-Mechanismen und des atomistischen Modells in Zirkonium-Legierungen von hohem wissenschaftlichem Wert.

1.7.3 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Jiri Dus
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Aufgabe des Projekts DRYstars ist die Entwicklung von Analysemethoden und Rechenprogrammen für die Beurteilung der Sicherheit der in allen Schweizer Kernkraftwerken praktizierten trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente. Dabei sollen die spezifischen Formen der Zwischenlagerung bei den Schweizer Kernkraftwerken, zum Beispiel die Nasslagerung beim Kernkraftwerk Gösgen, und die damit verbundenen Behandlungen (Trocknungsvorgänge etc.) berücksichtigt werden. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Recherchen, Modellentwicklung und deren Implementierung in die Berechnungsprogramme.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach der Rekrutierung des Fachspezialisten konnte die effektive Arbeit am Projekt erst Ende 2019 aufgenommen werden. In der ersten Phase des Projektes wurde das Thema der Trockenlagerung in der Schweiz mit allen spezifischen Gegebenheiten aufgearbeitet. Insbesondere wurden die Möglichkeiten der Modellierung mit dem bewährten Brennstabcode FALCON analysiert (Abbildung 22)

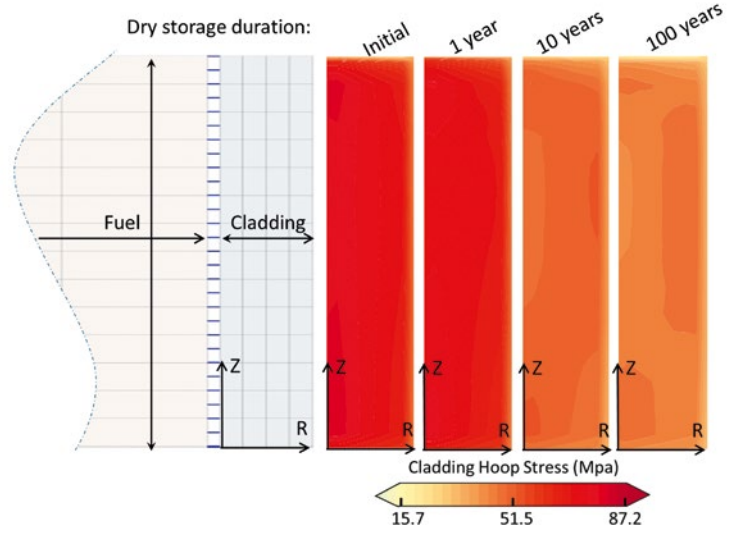


Abbildung 22: *Die dargestellte Umfangsspannung im Hüllrohr eines Brennstabs – hier berechnet mit dem Brennstabcode FALCON – stellt eine wesentliche Randbedingung für die sichere Zwischenlagerung in den Transport- und Lagerbehältern dar. Die Umfangsspannung verringert sich im Laufe der Zeit, weil mit abnehmender Wärmeleistung der Brennstäbe deren Innendruck sinkt. Quelle: PSI*



Geologische Tiefenlagerung

und mit anderen potentiellen Rechenprogrammen verglichen. Diesbezüglich ist die bereits abgemachte Teilnahme an internationalen Vergleichsrechnungen (Benchmark) zur Simulation des Brennstabverhaltens im Trockenlagerbehälter hilfreich. Des Weiteren wurden die verfügbaren experimentellen Grundlagen zum Verhalten der abgebrannten Brennelemente und ein Überblick über die im Ausland laufenden Forschungsaktivitäten zusammengetragen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die STARS-Gruppe am PSI analysiert mit den modernsten und zum Teil von ihr mitentwickelten Methoden den Einsatz der Brennelemente in allen Schweizer Kernkraftwerken und verfügt somit über eine exzellente Wissensbasis, was den Zustand dieser Brennelemente vor der trockenen Zwischenlagerung anbelangt. Dieses Wissen ist vonnöten, um die Einhaltung der heute gültigen Sicherheitskriterien für die Zwischenlagerung unabhängig zu überprüfen und Sicherheitsmargen im Hinblick auf mögliche Schadensmechanismen abzuschätzen. Relevant sind diese Arbeiten ebenfalls zur Untersuchung möglicher Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung infolge späterer Verfügbarkeit des geologischen Tiefenlagers. Erkenntnisse aus diesem Projekt stehen daher im direkten Zusammenhang mit dem Reaktorbetrieb und der Sicherheit in der Zwischenlagerung.

Ausblick

Nach der abgeschlossenen Anfangsphase sollen 2020 die ersten Modelle für den Reaktorbetrieb und für die Trockenlagerung in einem Brennstabcode angepasst beziehungsweise erstellt werden. Die daraus resultierenden Berechnungsergebnisse werden zur Auswahl der sicherheitsrelevanten Parameter genutzt, um weitere Sensitivitäts- und Parameterstudien durchzuführen.

1.7.4 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: Bastian Graupner, Jürgen Hansmann, Martin Herfort, Ernando Saraiva, Manuel Sentís

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri in St. Ursanne (Kanton Jura) hat für das schweizerische Entsorgungsprogramm eine zentrale Bedeutung. Die dort durchgeführten Experimente liefern wichtige Grundlagen zu den lithologischen Eigenschaften des Opalinustons 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 21 Partnerorganisationen aus 9 Ländern an Experimenten im Felslabor Mont Terri (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Vereinigtes Königreich, Japan, Kanada und USA), darunter Forschungsinstitute,



Abbildung 23: *Blick in den Rohbau der neuen, fast fertigen Galerie 18. Quelle: S. Schefer, swisstopo*

Aufsichtsbehörden und Entsorgungspflichtige. 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 abgeschlossen, in deren Rahmen bisher drei Doktorarbeiten entstanden sind (Yong 2007, Thöny 2014, Wild 2016). Durch die Zusammenarbeit mit Partnern und weiteren, an den Experimenten beteiligten Forschungseinrichtungen wird mit der ENSI-Forschung im Felslabor Mont Terri eine fachlich breite Themenpalette abgedeckt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2019 folgende neun Experimente:

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

Der Schwerpunkt der Arbeiten lag im Berichtsjahr auf den Experimenten FS-B, GT, HM-B, HM-C, PF, SE-P und SW-A, welche in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.5 bis 1.7.11 ausführlicher beschrieben werden. Die Ergebnisse der übrigen Experimente (CD-A und HC) werden in diesem Kapitel nachfolgend zusammengefasst. Darüber hinaus unterstützte das ENSI die Erweiterung des Felslabors (Galerie 18), die Ende 2019 weitgehend fertiggestellt war (Abbildung 23) und Anfang 2020 zur Nutzung übergeben wird.

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 langfristige Entwicklung zweier parallel aufgefahrener Nischen verfolgt und verglichen werden. In einer Nische wird der Opalinuston aufgrund der kontinuierlichen Belüftung des Felslabors durch Entsättigung beeinflusst, während man in der zweiten Nische versucht, diese Entsättigung durch Kontrolle der Luftfeuchtigkeit zu vermeiden. Mit einem umfangreichen Messprogramm in den Nischen sollen die Deformationen sowie die Entwicklung der Porenwasserdrücke beobachtet werden. Die beiden Nischen wurden im Berichtsjahr aufgefahren und anschliessend mit Messgeräten ausgerüstet. Die Messungen sollen ab 2020 ausgewertet werden und über mehrere Jahre laufen. An diesem Experiment sind ENSI, swisstopo und die deutschen Partner Bundesanstalt für Geologie und Rohstoffe (BGR), Helmholtz-Gesellschaft und Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt.

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

Grenzen zwischen sedimentären Gesteinsschichten werden in geologischen Karten und Profilen meist als scharfe Grenzflächen dargestellt. In numerischen Rechenmodellen werden auf diese Weise benachbarte Parameterräume abgegrenzt,

wobei Grundwasserleiter und dichte Gesteine direkt aneinandergrenzen, 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 graduellen Übergang der hydraulischen Durchlässigkeit erwarten lässt. Mit dem HC-Experiment wurde dieser Übergang exemplarisch auf verschiedenen Grössenskalen erfasst. Einige der untersuchten geologischen Elemente, wie Störungen, Austrocknungshorizonte oder Karbonatlagen konnten zuverlässig über mehrere zehn Meter hinweg innerhalb des Felslabors korreliert werden, während andere, wie zum Beispiel Zonen mit erhöhtem Gehalt an Pyrit oder Eisen-Ooiden nur lokal und in unterschiedlichen stratigraphischen Positionen auftraten. Die Gesteinspermeabilität streut innerhalb der untersuchten Zone (oberste 10 m des Opalinustons und tiefste 10 m der Passwang-Formation) um drei Grössenordnungen. An zwei Störungszonen wurden deutlich höhere Gebirgspermeabilitäten gemessen. 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 wurde im Zusammenhang mit der Erweiterung des Felslabors Mont Terri realisiert, wo die betreffenden Gesteinsabschnitte durchfahren wurden. Im Berichtsjahr wurde eine vom ENSI mitbetreute Master-Arbeit an der Universität Neuchâtel verteidigt (die finale Abgabe erfolgt im Jahr 2020). An diesem Experiment sind ENSI, swisstopo, die deutsche Bundesanstalt für Geologie und Rohstoffe (BGR) beteiligt.

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 einziger Partner zurückgezogen. Im Berichtsjahr sind zwei neue Partner zum Mont-Terri-Projekt hinzugestossen. Mit der Fertigstellung der Erweiterung des Felslabors (Galerie 18) wurde 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.

1.7.5 Felslabor Mont Terri: SE-P-Experiment – Selbstabdichtungsprozesse in alten Auflockerungszonen

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) des Opalinustons im Felslabor Mont Terri. Der Prozess der Selbstabdichtung bezieht sich auf die Ver-

ringerung der hydraulischen Durchlässigkeit entlang von natürlichen oder induzierten Brüchen im Gebirge. Er umfasst natürliche hydromechanische, hydrochemische oder gegebenenfalls hydrobiochemische Prozesse und ist daher eine natürliche Eigenschaft des 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 Tongesteinen, die hydraulische Leitfähigkeit in Ausbruchzonen im Laufe der Zeit zu reduzieren, entscheidend für das Verständnis der Langzeitsicherheit (Davies und Bernier 2005).

Das SE-P-Experiment zielt darauf ab, die in den letzten 10 bis 20 Jahren aufgetretenen Selbstabdichtungsprozesse in ausgewählten, durch den Tunnelvortrieb geschädigten Gebirgsbereichen des Opalinustons in den Galerien 98 und 08 des Felslabors Mont Terri (Abbildung 24) in situ und im Labor zu untersuchen. Daraus sollen die Faktoren identifiziert werden, die das Selbstabdichtungsverhalten des Opalinustons über diese Zeitskalen hinweg beeinflusst haben, darunter die Gesteins- und Gebirgseigenschaften, die Art des Tunnelausbaus und die 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 20 m) an ausgewählten Stellen mit wesentlich kleineren Skalen (nm- bis mm-Skala) verknüpft werden. Dies geschieht anhand von Laboranalysen an Kernen, welche aus Gebirgsbereichen mit und ohne Selbstabdichtungsvorgängen entnommen wurden. Die wichtigsten Fragen sind:

1. Wie hat sich die EDZ des Opalinustons über 10 bis 20 Jahre entwickelt?
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

Zwischen 2017 und 2019 wurden vornehmlich Experimente in situ durchgeführt, um mögliche Veränderung in alten durch den Tunnelvortrieb geschädigten Gebirgsbereichen zu identifizieren und zu charakterisieren. Die Arbeiten umfassten sieben refraktionsseismische und eine geoelektrische Messung entlang der untersuchten Stollen (Abbildung 24) sowie geophysikalische Untersuchungen in sechzehn Bohrungen. Dazu wurden Bohrkerne entnommen und beschrieben. Sechs Bohrungen (B11–B16) wurden im Juni 2019 in Galerie 08 ausgeführt (Abbildung 25), um Daten und Bohrkerne aus der Galeriesohle und den Galerieparamenten für Laborversuche zu gewinnen. Damit sollen zu-

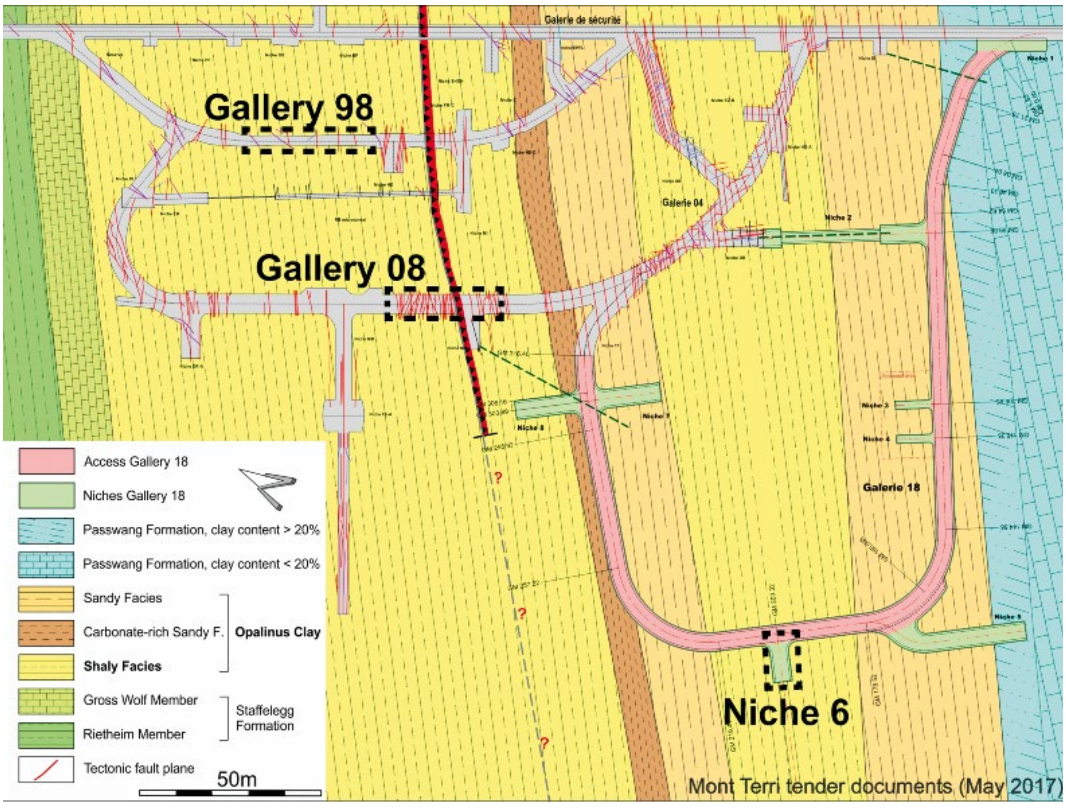


Abbildung 24: *Standorte der SE-P-Experimente in den Galerien 98 und 08 des Felslabors Mont Terri. Aus Nische 6 in der neuen Galerie 18 wurden zusätzliche frische EDZ-Proben entnommen. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich*

Abbildung 25:
Aufbau der in-situ Untersuchungen des SE-P Projektes mit den bisherigen und den im Juni 2019 in der Galerie 08 abgeteuften Bohrungen (B11-B16). Quelle: Forscherbericht ETH Zürich

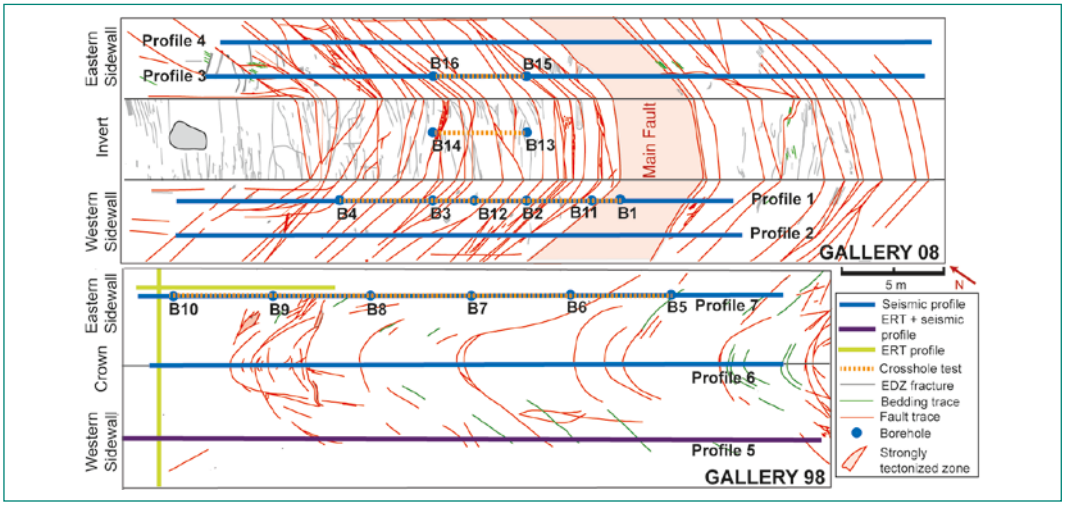
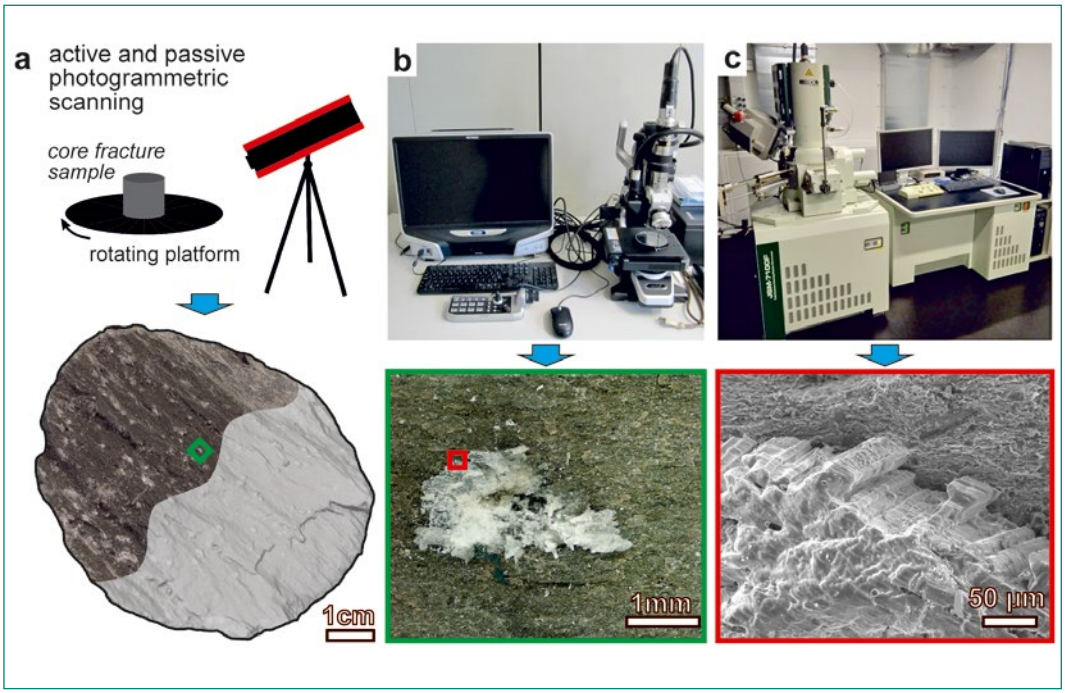


Abbildung 26:
Analysen von Bruchflächen. (a) Geometrische Messung mittels aktiver (schattierter) und passiver (texturierter) Photogrammetrie (Auflösung 20–30 µm); (b) Digitale Mikroskopie mit einem Beispiel für neues Gipswachstum (Auflösung ~1 µm); (c) Rasterelektronen-mikroskopie (Auflösung im µm-nm-Bereich). Quelle: Forscherbericht der ETH Zürich



dem die in der letzten Berichtsperiode identifizierten, grösseren Änderungen von Primärwellengeschwindigkeiten (Geschwindigkeitsverringerungen und -erhöhungen über einen Zeitraum von ca. 10 Jahren) entlang der refraktionsseismischen Profile genauer untersucht und erklärt werden.

Der Fokus der Arbeiten im Berichtsjahr lag hauptsächlich auf mikroskopischen Analysen (digitale, optische Mikroskopie und Rasterelektronenmikroskopie REM) und auf petrographischen und petrophysikalischen Laboranalysen von Diskontinuitäten (Klüfte und tektonische Brüche) und vom direkt angrenzenden Felsen, entnommen aus den Gesteinsbohrkernen (Abbildung 26). Sowohl Extensionsklüfte, welche durch den Galerienausbruch entstanden sind, als auch alte, tektonische Bruchflächen und neue, durch das Bohren induzierte, frische Klüfte wurden untersucht; letztere als Analoga für junge Extensionsklüfte. REM-Untersuchungen zeigen Kluft- und Bruchoberflächenstrukturen, welche einerseits der Kluftöffnung beziehungsweise der Bruchbildung zugeordnet werden können, und möglicherweise andererseits der Schliessung dieser Trennflächen über 10–20 Jahre. Die Daten aus dem REM-Untersuchungen werden zurzeit genauer analysiert.

Die untere Hälfte der Grafik in Abbildung 27 zeigt, dass die Anzahl der ausgedehnten EDZ-Brüche (grün gefärbte Balken) mit zunehmender Entfernung von der sogenannten Hauptstörung abnimmt (siehe Bohrlochposition in Abbildung 25). Die obere Hälfte der Grafik zeigt, dass die Häufigkeit und radiale Ausdehnung der ausgedehnten EDZ-Brüche in der unteren Ostwand der Galerie 08 teilweise grösser erscheint (vgl. B16 mit B3 und B12) und dass die EDZ in der Galerie 98 nicht so tiefreichend ist

wie in der Galerie 08, wahrscheinlich deshalb, weil die Galerie 98 einen kleineren Durchmesser als die Galerie 08 hat. Die Bohrungen B1, B9, B11, B13 und B14 durchschneiden gestörte Gebirgszonen (rot und orange markiert). Brüche, die an bohrlochnassen Stellen auftreten, sind mit blauen Kreisen und gestrichelten Flächen markiert. Im Messprotokoll der Bohrung B10 (in Abbildung 27 nicht dargestellt) wurde kein Bruch identifiziert.

Vorläufige Ergebnisse der weiteren Laboranalysen deuten auf keine oder geringe mineralogische und petrophysikalische Unterschiede zwischen den untersuchten Kluft- und Bruchflächen hin. Eine Ausnahme bilden neu entstandene Gipskristalle auf manchen der 10 und 20 Jahre alten Kluftflächen und auf tektonischen Bruchflächen, welche auch makroskopisch und mit REM-Untersuchungen nachgewiesen werden konnten. Ein Grund für die geringen Unterschiede könnte einerseits in der Analysemethodik selbst liegen, da für die volumenbezogenen Gesteinsanalysen Probenmaterial von ca. 1 bis 2 cm³ notwendig ist, welches nicht nur unmittelbar angrenzend (µm–mm tief) an die zu untersuchende Trennfläche genommen werden konnte. Andererseits deuten die Ergebnisse darauf hin, dass etwaige Selbstabdichtungsprozesse wie Kompaktion und Kriechen lokal sehr begrenzt auf und um Kluftflächen ablaufen oder im Untersuchungszeitraum von 10–20 Jahren keinen messbaren Effekt hatten.

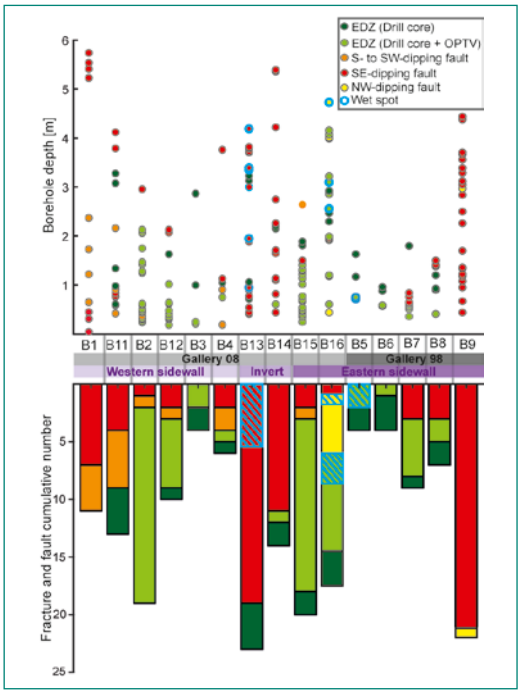


Abbildung 27:
Ergebnisse der Kern- und Bohrlochmessungen der Bohrkampagnen in der Galerie 08 (B1–B4: April 2018; B11–B16: Juni 2019) und in der Galerie 98 (B5–B10: Juni 2018). Brüche, die an bohrlochnassen Stellen auftreten («wet spots»), sind mit blauen Kreisen und gestrichelten Flächen markiert. Quelle: Forscherbericht der ETH Zürich

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 Gutierreza 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. Das SE-P-Experiment 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 sicherheitstechnische 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 stark tiefenabhängig sein, und ihre zeitliche Veränderung 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 Teilnahme an internationalen Kongressen fördern den internationalen Austausch zwischen denjenigen Ländern, die Entsorgungsprojekte in tonreichen Wirtgesteinen vorantreiben (insbesondere Frankreich und Belgien). Die Forschungsarbeiten erhalten und fördern zudem die Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten.

Ausblick

Im Jahr 2020 werden die Laboranalysen im Rahmen der Dissertation abgeschlossen. Von der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR in Hannover, Deutschland) werden zusätzliche geophysikalische und pneumatische Versuche in wenige Meter kurzen, radial erstellten Bohrungen in Galerie 98 (und eventuell in Galerie 08) durchgeführt. Ziel dieser Untersuchungen ist es,

festzustellen, ob sich die Gebirgsdurchlässigkeit in der Auflockerungszone im Vergleich zu Messungen kurz nach Erstellung der Galerien reduziert hat. Bohrlochmessungen in einzelnen Bohrungen und tomographische Untersuchungen zwischen den Bohrungen sowie Bohrkernanalysen sollen Aufschluss geben, ob es bedeutende Unterschiede in den Gebirgseigenschaften der Auflockerungszone und deren Selbstabdichtungsprozessen im Sohl-, Parament- und Firstbereichen gibt.

Die im Jahr 2019 genommenen und die im kommenden Jahr noch zu nehmenden Bohrkerne sollen systematisch hinsichtlich Wassergehalt, Porosität und seismischer Geschwindigkeiten beprobt und mit den in situ-Daten verglichen werden. Schliesslich sollen die mechanischen Eigenschaften von intaktem Opalinuston und deren etwaiger Änderungen, hervorgerufen durch Selbstabdichtungsprozesse entlang von Bruchflächen und unterschiedlich alten Klüften der Auflockerungszone, bestimmt werden. Dies soll mit Mikroindentationsversuchen unter kontrollierten Sättigungsverhältnissen an der Eidgenössischen Materialprüfungs- und Forschungsanstalt (EMPA) in Thun erfolgen.

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 or 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.
- *Gutierreza, M., Oinob, L.E. and Nygardc, 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.
- *Labiouse, 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.
- *Zhang, C-L. (2011).* Experimental evidence for self-sealing of fractures in claystone. Physics and Chemistry of the Earth (36): 1972–1980.

1.7.6 Felslabor Mont Terri: PF–Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Überbrüche

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

Einleitung

Vortriebe, welche im Opalinuston parallel oder spitzwinklig (also nicht querschlägig) zur Streichrichtung der Schichtung vorgetrieben werden, sind meist von grösseren Instabilitäten begleitet. Erhöhte Ausmasse nehmen die Instabilitäten im Bereich von spitzwinklig verlaufenden tektonischen Störzonen an. Strukturell kontrollierte Verbrüche haben sich im Felslabor Mont Terri beispielsweise in der Nische EZ-A entwickelt (Abbildung 28a und c). Die Nischen EZ-A und MB wurden parallel zu tektonischen Störungen ausgebrochen, welche spitzwinklig zur Streichrichtung der Schichtung verlaufen. Abbildung 28b zeigt die nachträglich eingebaute Ausbruchsicherung an der MB-Nische zur Stabilisierung des Gebirges während des Kavernenbaus für das FE-Experiment. Die beobachteten Verbrüche wurden bisher aber nicht hinsichtlich ihrer Geometrie (Ausdehnung, Struktur),

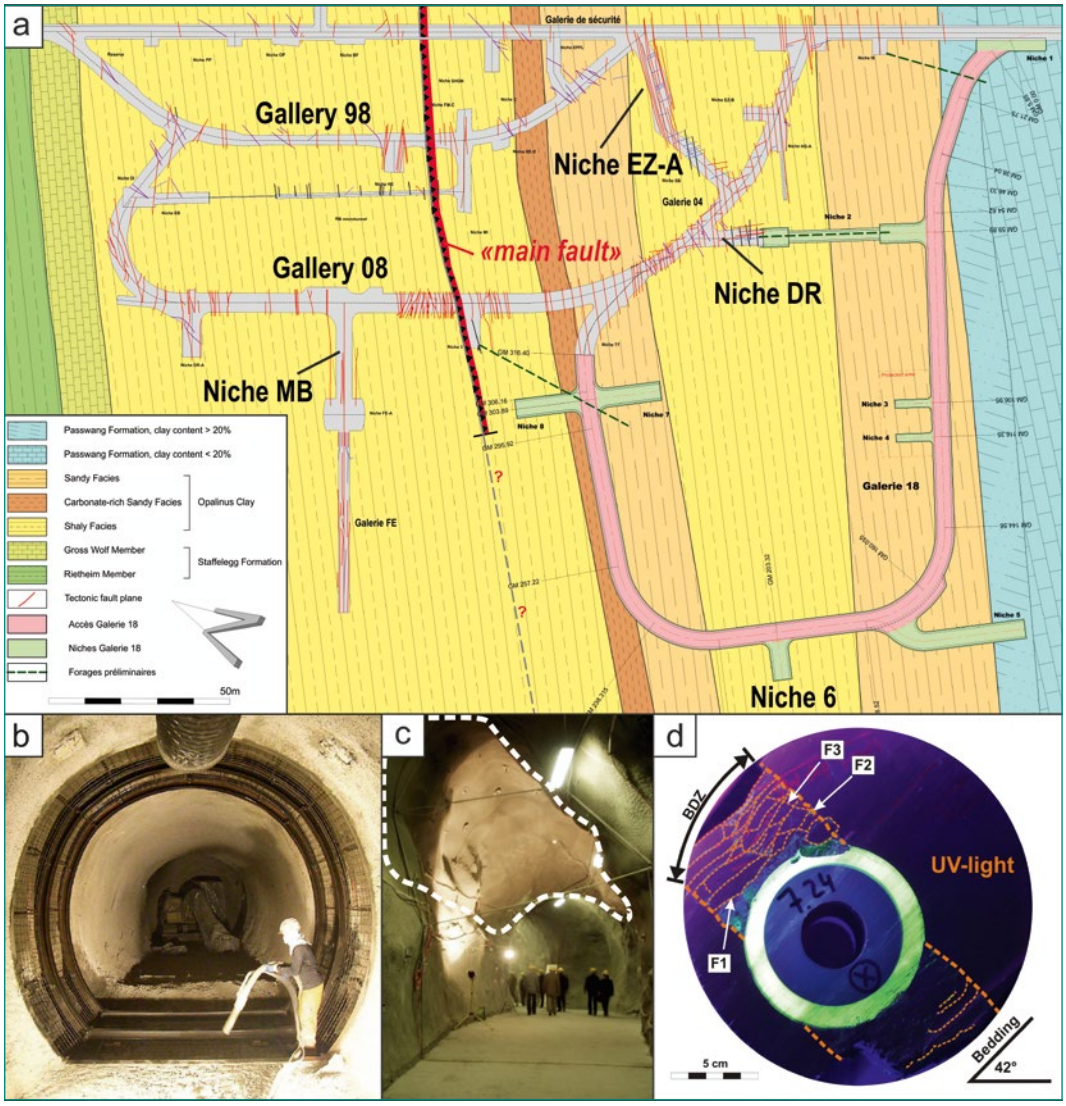


Abbildung 28:
(a) Geologische Übersichtskarte des Felslabors Mont Terri. (b) Nachträglich eingebaute Ausbruchsicherung an der MB-Nische zur Stabilisierung des Gebirges während des FE-Kavernenbaus (Burrus und Iljazi, 2012). (c) Grosser Verbruch (gestrichelt umrandete Fläche) in der EZ-A-Nische (Nussbaum et al. 2004); (d) Bohrlochbruchzone (BDZ) in intaktem, geschichtetem Opalinuston mit tiefer Entwicklung des Verbruchs (> 2 Bohrlochradien), Knickbruch entlang der Schichtebenen (F1) und Bildung neuer Scher- und Zugbrüche (F2, F3) (Jaeggi et al. 2010). Quelle: Forscherbericht ETH Zürich

Verformungen (Kinematik), Durchlässigkeiten und petrophysikalischen Eigenschaften untersucht. Solche Schädigungen im Opalinuston gehen in ihrer Dimension vermutlich weit über die bisher untersuchten Auflockerungszonen hinaus (Abbildung 28d).

Das Vorhandensein von tektonischen Störungszonen im Opalinuston auf der Lagerebene eines Tiefenlagers für radioaktive Abfälle kann weder genau noch vollständig aus oberflächennahen Messungen (beispielsweise seismischen Untersuchungen) vor dem Bau des Tiefenlagers vorhergesagt werden. In ungünstigen Situationen können spitzwinklig streichende Störungszonen zu einer tiefreichenden Gebirgsschädigung und/oder grossen kaminartigen Überbrüchen in der Grössenordnung von mehreren Tunnelradien führen. Solche Zonen können die effektive Mächtigkeit der geologischen Barriere verringern und zur Aufgabe von einzelnen Einlagerungsstollen oder -kavernen führen. Folglich würde der Platzbedarf eines Tiefenlagers für radioaktive Abfälle steigen. Strukturkontrollierte Verbrüche können während des Vortriebs beginnen und die geologische Barriere fortschreitend schädigen. Es ist zu erwarten, dass sich die Gebirgsschädigung infolge des Vortriebs im Opalinuston über längere Zeiträume entwickelt, getrieben durch hydromechanisch gekoppelte Prozesse und später einsetzende, abnehmende Stützung des Ausbaus. Zurzeit ist nicht bekannt,

4. wie gross die Ausdehnungen strukturkontrollierter Verbrüche tatsächlich sind,
5. welche Schädigungen der Barriereeigenschaften tatsächlich auftreten, und
6. wie diesen Verbrüchen in einem laufenden Vortrieb allenfalls begegnet werden kann.

Diese Fragen sind gleichzeitig die Schlüsselfragen des PF-Projektes. Dazu sollen im Felslabor Mont Terri Erkenntnisse gewonnen und anschliessend mittels Modellrechnungen auf die Standortgebiete übertragen werden.

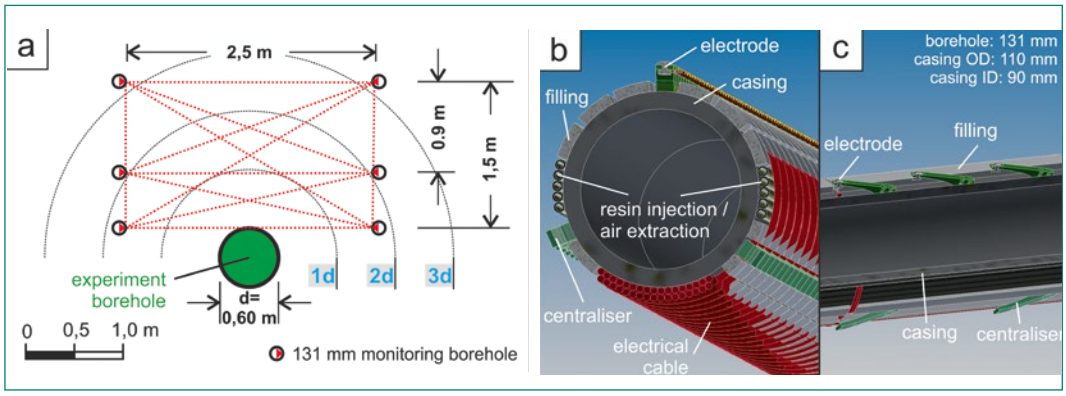


Abbildung 29: *(a) Auslegung des PF-Experiments; (b, c) Quer- und Längsschnitte der speziellen Bohrlochverrohrung zur Durchführung von hochauflösenden Elektro-Widerstands-Tomographien (ERT) und aktive seismische Tomographien (ST). Quelle: Forscherbericht ETH Zürich*

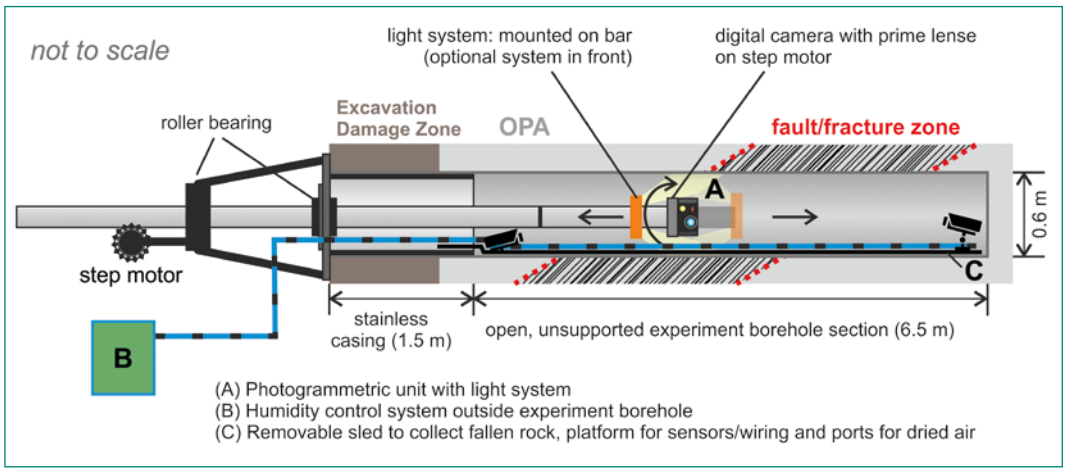


Abbildung 30: *Konzeptionelle Anordnung der Experimentbohrung (D = 600 mm). Die Bohrung wird in den ersten ca. 1,5 m verrohrt, um ein mögliches dichtes Netz von Brüchen am Anfang der Bohrung zu umgehen, welches die Bohrung mit der bestehenden Galerie oder Experiment-Nische verbinden könnte. Die restlichen Bohrlänge (ca. 6,5 m) bleiben ungestützt (ohne Verrohrung). Quelle: Forscherbericht ETH Zürich*

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Auslegung des PF-Experiments ist in Abbildung 29 dargestellt. Das Experiment beinhaltet die Erstellung eines grosskalibrigen, horizontalen Bohrlochs mit einem Durchmesser von 600 mm (Experimentbohrung) durch eine bruchhafte Scherzone und sechs vorgängig mit messtechnischen Einrichtungen ausgestattete Überwachungsbohrungen. Die Experimentbohrung (Abbildung 30) simuliert einen ungestützten Stollen im Verhältnis von ca. 1:5. Die fortschreitende Gebirgsschädigung und Entwicklung von Verbrüchen in der ungestützten Experimentbohrung wird im Bohrloch, solange ein Zugang dort möglich ist, mit photogrammetrischen Methoden und ausserhalb des Bohrlochs mit tomographischen Verfahren (Geoelektrik und Seismik) aufgenommen beziehungsweise gemessen. Die Untersuchungen sollen von der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR, Hannover), die das Experiment mit Eigenleistungen unterstützt, und von der ETH Zürich durchgeführt werden. Die Luftfeuchtigkeit in der Experimentbohrung soll während des Versuchs kontrolliert werden, um zuerst eine Ventilationsphase mit reduzierter Luftfeuchtigkeit und anschliessend eine Verschlussphase mit Wiederaufsättigung des Opalinustons zu simulieren. Grund dafür ist die Abhängigkeit der Festigkeit des Opalinustons vom Sättigungsgrad respektive der Saugspannung im Porenraum des Gesteins; mit abnehmender Sättigung und damit steigender Saugspannung im Porenraum ist eine Zunahme der Festigkeit des Opalinustons zu erwarten.

Zusätzlich zum in situ-Experiment sind felsmechanische Laborversuche geplant (Triaxialversuche an ebenen, sägerauen und realen tektonischen Scherflächen sowie Bruchzähigkeitsversuche in Scherbelastung). Unter Berücksichtigung der Resultate aus den Laborversuchen sollen numerische Simulationen durchgeführt werden, um die Eigenschaften (unter anderem Geometrie und Tiefe) und die kinematische Entwicklung von tiefen, strukturkontrollierten Verbrüchen und von tiefer, mikroskopisch kleiner Gebirgsschädigung besser zu verstehen.

Die in situ-Untersuchungen, Laborversuche und die numerischen Simulationen im Rahmen des PF-Experiments sollen wichtige Informationen liefern:

- über das Versagensverhalten und die Schadensausmasse (Tiefenreichweite) von strukturkontrollierten Verbrüchen und Gebirgsschädigung in situ (Massstab 1:5), welche mit Ergebnissen

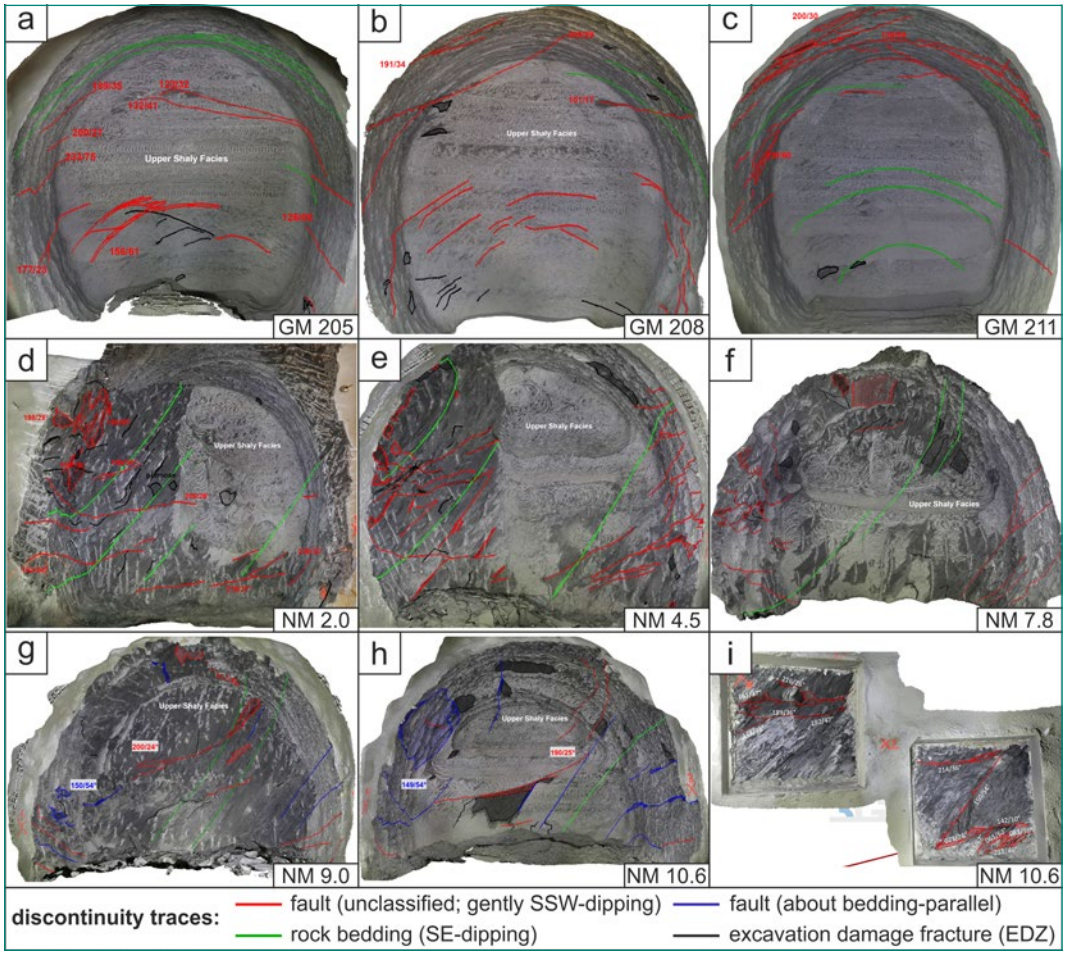


Abbildung 31:
Photogrammetrische Modellansichten an der Ortsbrust der Galerie 18 (a–c) und der Nische 6 (d–i) mit kartierten Störungsspuren (rot und blau), Schichtungsspuren (grün) und geschädigten Ausbruchzonen infolge des Vortriebs (schwarz). Abbildung 4i zeigt 2 ausgesparte Fenster an der gesicherten Ortsbrust der Nische 6. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich

von numerischen Diskontinuum-Simulationen verglichen werden,

- zu Scherfestigkeitseigenschaften von tektonischen Bruchflächen im Opalinuston unter geringen Einspannungen,
- zur Bruchzähigkeit des Opalinustons unter Scherbelastung, sowie
- für eine Beurteilung von Gefahrenszenarien infolge Störungszonen auf Lagerebene hinsichtlich der Langzeitsicherheit eines Tiefenlagers.

Um eine geeignete Position für das in situ-Experiment zu bestimmen, wurde im Februar und März 2019 eine strukturgeologische Kartierung der Störungen zwischen den Galeriemetern 185 und 225 der neuen Galerie 18 im Felslabor Mont Terri durchgeführt (Abbildung 28a). Dieser Galerieabschnitt befindet sich in der tonigen Fazies des Opalinustons und in der Verlängerung von geologischen Störungen, die in den Nischen EZ-A und DR angetroffen wurden und einen erheblichen Verbruch in der Nische EZ-A verursachten (Abbildung 28c). Die Kartierung während des Ausbruchs der Galerie 18 und ihre Nachbearbeitung mit photogrammetrischen Modellen der Ortsbrust (Vortriebsfront) und Seitenwände durch Swisstopo zeigte die Anwesenheit von drei Störungsrichtungen an dieser Stelle. Ausgehend von den mit höchster Frequenz beobachteten steilen, SW-abfallenden Störungen wurde im Juni 2019 die etwa 11 m lange und 5 m breite Nische 6 errichtet, welche als Experiment-Nische geplant war. Abbildung 31 zeigt diverse photogrammetrische strukturgeologische Modellansichten an der Ortsbrust von Galerie 18 und Nische 6.

Um zu untersuchen, ob die strukturgeologischen Bedingungen im Bereich der Nische 6 für das in situ-Experiment geeignet sind, ob also in einiger Entfernung vom Ende der Nische steiler abfallende und dichtere Brüche auftreten, wurde im Dezember 2019 eine Erkundungsbohrung in der Verlängerung von Nische 6 durchgeführt. Die ersten Beobachtungen entlang dieser Bohrung deuten darauf hin, dass der Gebirgsabschnitt um Nische 6 für das geplante PF-Experiment wahrscheinlich nicht geeignet ist.

Bereits im Sommer 2019 wurden für die Durchführung des PF-Experiments alternative Standorte in den Galerien 98 und 08, das heisst in der Nähe der Hauptstörung (main fault), evaluiert (Abbildung 28a). Bewertungskriterien waren unter anderem die Häufigkeit der Störungsebenen, die

möglichst einfache Extrapolation der Bruchebenen/Zonen, die Zugänglichkeit, die Kenntnis der Gebirgsspannungen und die Komplexität des sekundären und tertiären Spannungsfeldes, der Porenwasserdruck, die Gebirgssättigung, die Tiefe der EDZ, die mögliche Störung anderer Experimente und technische Aspekte. Derzeit ist der Versuchsstandort noch nicht festgelegt.

Im Jahr 2019 wurden die endgültigen Entwürfe für die Überwachungsbohrungen und die messtechnischen Überwachungseinrichtungen erstellt. Diese werden für den endgültigen Versuchsstandort und die lokalen Orientierungen von Störungszonen so angepasst, dass die Experimentbohrung Störungen in spitzen Winkeln (10-30°) durchschneidet. Schliesslich wurden die sechs Bohrlochverrohrungen der Überwachungsbohrungen gebaut.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Vorgehensweise der Nagra, welche vorsieht, dass im Bereich von Verbrüchen in den Lagerstollen und -kavernen keine radioaktiven Abfälle eingelagert werden, kann bei stärker tektonisierten Verhältnissen zu einem markanten Anstieg des Platzbedarfs für das Gesamtlager führen. Mit dem vorgeschlagenen Experiment sollen Grundlagen für die Bewertung der Auswirkungen solcher Verbrüche im Opalinuston geschaffen werden, die eine Beurteilung der von der Nagra gewählten Vorgehensweise erlauben. Die geplanten Untersuchungen sind somit stark an die Bedürfnisse des Sachplanverfahrens gekoppelt und sollen für die Bewertung der bautechnischen Machbarkeit und der Bewertung des Platzbedarfs in Etappe 3 SGT wichtige Entscheidungsgrundlagen liefern.

Ausblick

Seit November 2019 sind alle Einrichtungen vor Ort und der Grossteil der Laboreinrichtungen ausgelegt, und die Verrohrungen für die Überwachungsbohrungen werden erstellt. Der definitive Ort des Experiments muss jedoch noch bestimmt werden, da die kartierten Brüche an den Ausbruchflächen der für das Experiment vorgesehene Nische 6 in der Galerie 18 keine ausreichend dichte Bruch- oder Störungszone umfassten, wie es das Experiment erfordert. Im Januar 2020 soll die Interpretation der Ergebnisse aus der Erkundungsbohrung in der Verlängerung von Nische 6 abgeschlossen sein. Die felsmechanischen Laborexperimente sollen 2020 an der ETH Zürich beginnen, das Projekt soll bis Mitte 2020 abgeschlossen werden.

Zitierte Literatur

- *F. Burrus, B. Iljazi:* FE-A experiment: Realization of the FE-A start niche and consolidation of the MB niche, Mont Terri Technical Note 2011-15, 18 pp., 2012.
- *D. Jaeggi, C. Nussbaum, A. Moeri, H. Shao, H. Mueller:* WS-H experiment: overcoring and structural analyses of the resin-impregnated BHG-B11 overcore under plane and UV light, Mont Terri Technical Note 2010-32, 24 pp., 2010.
- *C. Nussbaum, P. Bossart, M. Piedevache, N. Badertscher*: EZ-A Experiment: Raw data report of the convergence and extensometer measurements, Mont Terri Technical Note 2004-08, 29 pp., 2004.

1.7.7 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 Potenzialausgleichs-Schichten (Abbildung 32).

Dieses System soll eine gleichmässige Verteilung von eindringendem Wasser innerhalb der Potenzialausgleichs-Schichten bewirken und dadurch zur Ausbildung homogener Potenzialflächen für

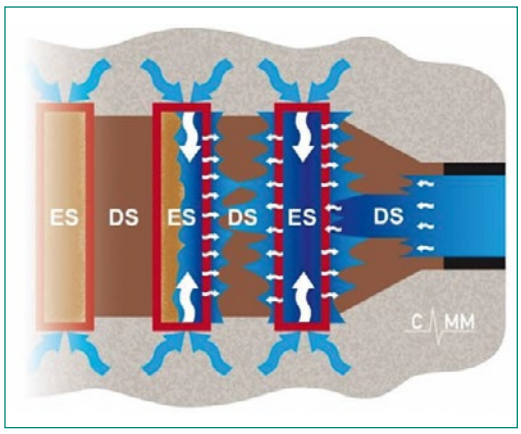


Abbildung 32: *Das Sandwich-System. Quelle: Emmerich et al (2019). DS = Dichtsegmente, ES = Equipotenzialsegmente*

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. Das Experiment besteht aus einem Vorprojekt, das unter anderem Laborversuche und Überlegungen zur Auslegung und Instrumentierung des in-situ-Experiments des Hauptprojekts beinhaltete.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel des Berichtsjahres war der Abschluss des Vorprojekts (Sandwich-VP/SW-A/SW-B) und der Beginn des Hauptprojekts (Sandwich-HP/SW-A). Das Vorprojekt wurde Mitte 2019 erfolgreich abgeschlossen und beinhaltete unter anderem Laborexperimente, orientierende Modellberechnungen, Betrachtungen zur Auslegung des Experiments und die Planung der Instrumentierung. Der Schlussbericht des Vorprojekts (Sandwich-VP) wurde 2019 finalisiert.

Das Hauptprojekt (Sandwich-HP/SW-A) begann Mitte 2019 und ist derzeit auf vier Jahre ausgelegt. Der Ausbruch der Nische, in welcher das Experiment sich befinden wird, sowie die Erstellung und Instrumentierung einiger Beobachtungsbohrlöcher wurden ebenfalls bereits 2019 realisiert.

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 sieben weiteren Partnern 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 (unter anderem die Instrumentierung der Beobachtungsbohrlöcher) und vorgängigen Messungen soll der erste vertikale Schacht abgeteuft werden, in dem das Versiegelungssystem installiert werden soll. Ebenfalls für 2020 ist die Charakterisierung der EDZ (excavation damaged zone, Auflockerungszone) des vertikalen Schachts geplant sowie der Einbau und die Instrumentierung des Versiegelungssystems im Schacht. Für die zweite Hälfte von 2020 ist geplant, durch Injektion von Wasser in die Druckkammer am Boden des Schachts den Druck schrittweise zu erhöhen und bei Erreichen des Zielwerts in die mehrjährige Phase mit konstantem Druck überzugehen.

Zitierte Literatur

- *Emmerich, Katja, Schuhmann, Rainer, Königer, Franz, Bohac, Peter, Delavernhe, Laure, Wieczorek, Klaus, Czaikowski, Oliver, Hesser, Jürgen, Shao, Hua, Jaeggi, Davis, Bossart, Paul, Hansmann, Jürgen, Gruner, Matthias, Hofmann, Martin, Aurich, Jan, Rölke, Christopher, Popp, Till, Diedel, Ralf, Schellhorn, Matthias, Häusser, Sarah, Glaubach, Uwe, Wilsnack, Thomas, Kemper, Gerhard, García-Siñeriz, José Luis, Villar, Maria, Gutiérrez-Álvarez, Carlos and Iglesias, Rubén J. :* Joint project: Vertical hydraulic sealing system based on the sandwich principle – preproject (Sandwich-VP)/Verbundprojekt: Vertikales hydraulisches Dichtsystem nach dem Sandwich-Prinzip – Vorprojekt (Sandwich-VP). Gemeinsamer Schlussbericht, 2019, von KIT/GRS.

1.7.8 Felslabor Mont Terri: 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-B-Experiment basiert auf den Ergebnissen des FS-Experiments. Es soll das Verständnis dafür verbessern, wie sich in tonreichen Gesteinen nach der Aktivierung einer Störung ihre Permeabilität und Span-

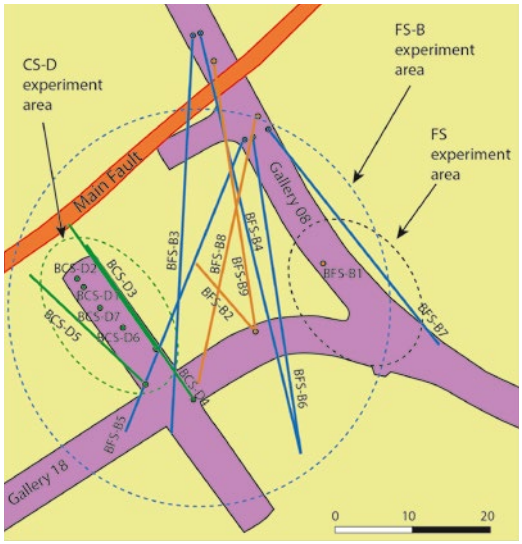


Abbildung 33: *Lageplan der Bohrungen nahe der Hauptstörung im Felslabor Mont Terri (Main Fault). Die Bohrungen des CS-D-Experiments sind in Grün und die des FS-B-Experiments in Blau dargestellt. Die drei orangen Bohrungen werden im Jahr 2020 abgeteuft. Quelle: swisstopo*

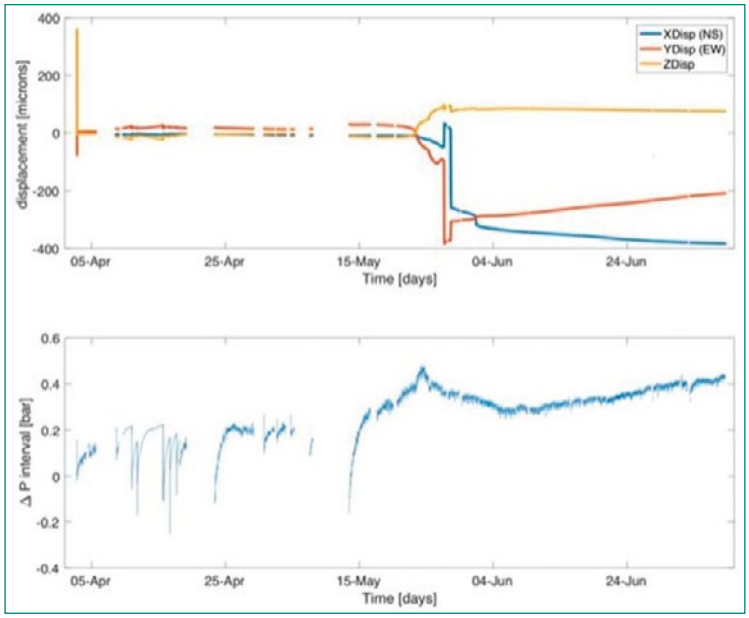


Abbildung 34: *Messwerte der Verformung und des Porenwasserdrucks der SIMFIP-Probe während des Durchbruchs der Galerie 18. Quelle: swisstopo.*

nung verändern. Dafür sollen die Auswirkungen einer zyklischen Aktivierung und Deaktivierung auf die Permeabilität untersucht werden.

Das Projekt gliedert sich in folgende vier Teile:

- Task 1 – Projektmanagement und Planung
- Task 2 – Charakterisierung der Störung vor der Aktivierung
- Task 3 – Monitoring aufeinanderfolgender Aktivierungszyklen
- Task 4 – Datenanalyse und geomechanische Modellierung

An dem Projekt sind neben dem ENSI die Partner Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Chevron, US Department of Energy Lawrence-Berkeley Laboratory (Principal Investigator), ETH Zürich, Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire, Japan Atomic Energy Agency JAEA, swisstopo, die Erdölfirmen TOTAL und die Erdölfirma Shell als externer Sponsor beteiligt. Das Experiment wird in unmittelbarer räumlicher Nähe zum CS-D Experiment (CO_2: Studying Caprock and Fault Sealing Integrity) der ETH Zürich 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. Abbildung 33 illustriert die Bohrungen der beiden Experimente.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachdem die Planungsarbeiten vorangeschritten waren, wurden die Bohrungen des FS-B Experiments abgeteuft. Anschliessend erfolgte die Instrumentierung. So wurde bereits im Oktober 2018 ein Messgerät zur Überwachung des Porenwasserdrucks und der Verschiebung, eine sogenannte SIMFIP-Probe in der Bohrung BCS-D7 installiert und mit der Langzeitüberwachung begonnen. Weiterhin wurden glasfaseroptische Sensoren zur Messung der Verformung und der Temperatur sowie akustische Sensoren in den Bohrungen BFS-B3, BFS-B4, BFS-B5, BFS-B6 und BFS-B7 eingebaut.

Mit Hilfe der installierten SIMFIP-Probe wurde das Auffahren der neuen Galerie 18 (etwa 50 m Entfernung) beobachtet. Die Ergebnisse (siehe Abbildung 34) zeigen, dass die Störung durch den Ausbruch irreversibel reaktiviert wurde, was an der Verschiebung (oberes Diagramm) zu erkennen ist. Im Vorfeld kam es zu einem Anstieg des Porenwasserdrucks (unteres Diagramm). Eine detailliertere Beschreibung des Bearbeitungsstands ist im Forscherbericht in Anhang A zu finden.

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-B-Experiment dient dazu, die gekoppelten hydraulisch-mechanischen Prozesse im Bereich von Störungszonen besser zu verstehen. Damit können insbesondere Rückschlüsse auf die Deformation von Störungen, die damit verbundene Änderung der Transmissivität infolge eines Anstiegs des Porenwasserdrucks sowie das zeitabhängige Selbstabdichtungsvermögens ge-

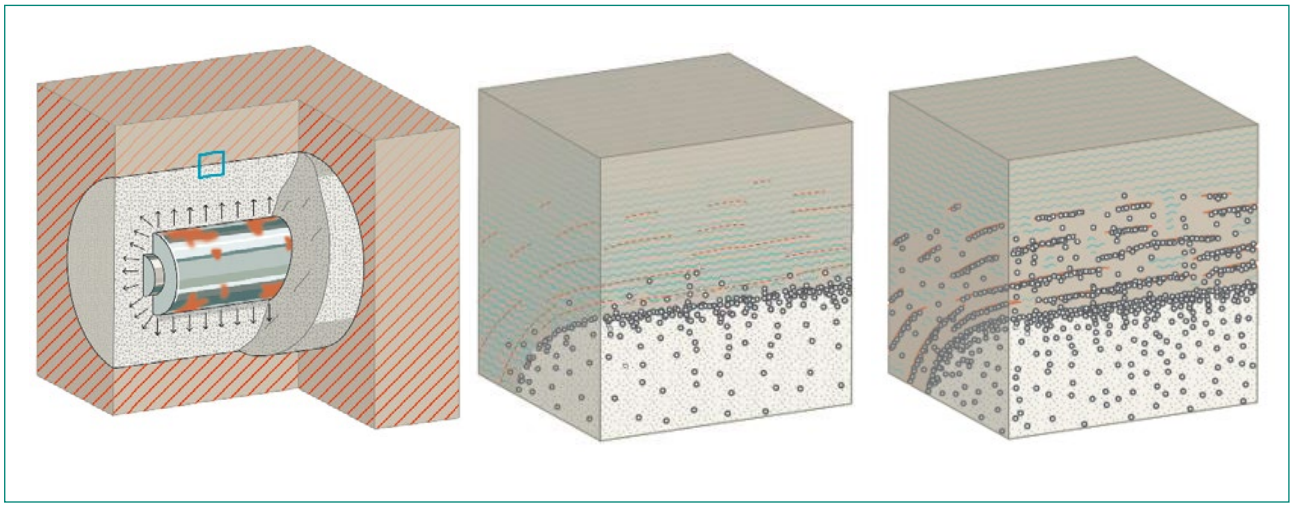


Abbildung 35: *Links: Korrosion des Lagerbehälters verursacht Gas (weisse Punkte). Mitte: Vergrösserung des blauen Rechtecks der linken Seite. Das Gas diffundiert und verdrängt teilweise das Wasser. Rechts: Neue Wege für den Gastransport werden im Wirtgestein aufgrund von Mikrorissen erzeugt. Quelle: ENSI*

zogen werden. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am FS-Experiment die internationale Vernetzung mit anderen Projektpartnern.

Ausblick

Im nächsten Jahr steht die Durchführung der Tests für das FS-B Experiment im Vordergrund. Während im FS-Experiment einzelne Tests über kurze Zeiträume durchgeführt wurden, wird 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. Der Beginn des Intervalltests ist im ersten Quartal 2020 vorgesehen.

1.7.9 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 35). Da der Opalinuston ein dichtes Wirtgestein ist und das Gas nicht einfach wegtransportiert werden kann, verursacht die Gasbildung einen Druckanstieg, der die Sicherheitsbarrieren beinträchtigen 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 35). 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.
Zurzeit beteiligen sich die folgenden Organisationen am Experiment:

Teilnehmer am GT-Experiment	Aufgabe
BASE (Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung, Deutschland; neu seit 2019)	Projektbegleitung, Finanzierung
BGR (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Deutschland)	Diverse in-kind Leistungen im Felslaborexperiment
BGS (British Geological Survey)	Durchführung der Laborversuche und Begleitung des Felslaborexperiments
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, Modellierung

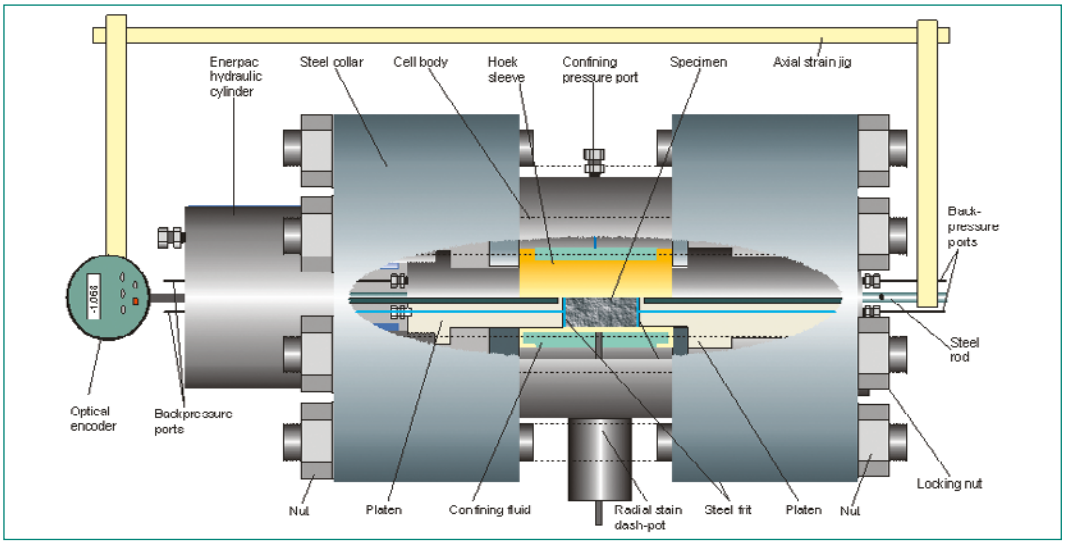


Abbildung 36: *Stress-path Permeameter (SPP) für die Messung der geomechanischen Parameter des Opalinustons unter dem Einfluss einer Gasinjektion. Quelle: British Geological Survey*

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die ersten Laborversuche wurden im Jahr 2019 gestartet. Die Proben wurden Ende September von der Stelle im Felslabor Mont Terri (Bohrloch BGT-1 in der Galerie 8) entnommen, wo das In-Situ-Experiment in einer zweiten Phase durchgeführt wird. Es wurden 6 Proben und 4 Reserveproben entnommen, die für etwa 20 Tests ausreichend sind. Die Proben wurden zuerst mit einer feinen Stahlsäge in 10 cm grosse Stücke geschnitten. Danach werden die Stücke mit einer Drehmaschine weiter aufbereitet und auf die gewünschte Länge von 7.5 cm abgeschnitten. Die Eigenschaften der Laborproben werden in der folgenden Tabelle gezeigt:

Gestein	Opalinuston (Shaly facies)
Tiefe	14.8 m
Länge	7.5 cm
Durchmesser	5.5 cm
Korndichte	2.291 g/cm³
Porosität	15 %
Sättigung	0.993

Nach den Vorbereitungen der Opalinuston-Laborproben durch den BGS wurde mit den Laborversuchen begonnen. Das dafür verwendete Gerät ist in Abbildung 36 dargestellt.

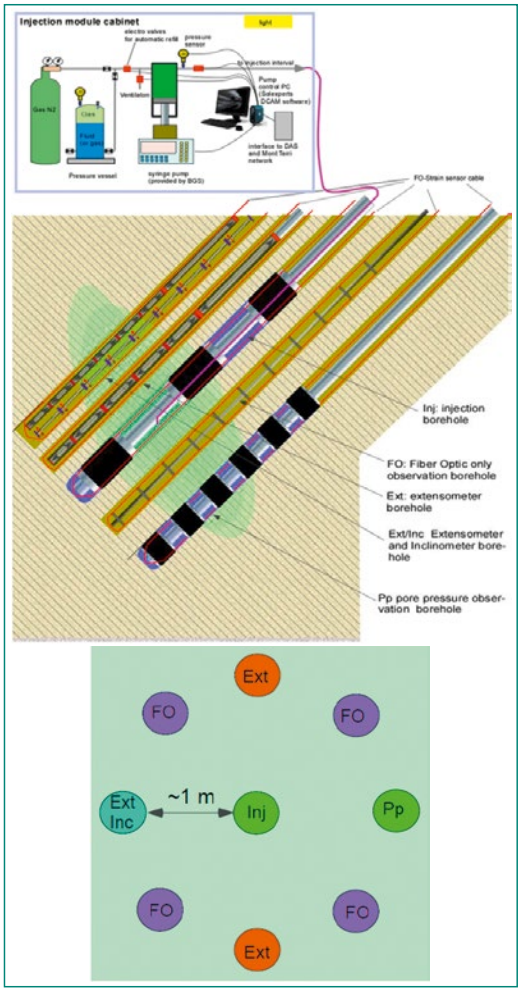


Abbildung 37: *Vorschlag für die Auslegung des Felslaborexperiments, zudem Schnitt senkrecht zu den Bohrlöchern im grünen Feld. FO: Beobachtungsbohrloch. Pp: Porenwasserdruckbohrloch, Ext: Bohrloch mit Extensometer und Inklinometer. Quelle: Solexperts*

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Opalinuston wird der Gasfluss durch verschiedene Mechanismen 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 im Opalinuston konnten die Experimente jedoch aufgrund der bestehenden Ungewissheiten 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
Es ist geplant, im Jahr 2020 mit dem In-Situ-Experiment zu beginnen. Beim Jahrestreffen der am Felslabor Mont Terri beteiligten Organisationen (Technical Meeting) werden erste Resultate der Laborversuche präsentiert. Anschliessend wird im Projektteam über die weiteren Schritte betreffend das In-Situ-Experiment diskutiert. Ein Vorschlag für die Auslegung des In-Situ-Experiments wird in der Abbildung 37 gezeigt.

1.7.10 Felslabor Mont Terri: HM-B-Experiment – Hydromechanische Eigenschaften des Opalinuston (Saugwirkung)

Auftragnehmer: Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) Aachen, Lehrstuhl für Ingenieurgeologie und Hydrogeologie
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A (im Bericht «Constitutive Model for Opalinus Clay»)

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-Überbohrens einer Pilotbohrung (Durchmesser 56 mm). Die Ergebnisse dieses Experiments sind relevant für die Beurteilung des kurzfristigen Gebirgsverhaltens (Festigkeit) und der Tragfähigkeit von untertägigen Bauwerken im Opalinuston.
In Abbildung 38 wird der Versuchsaufbau des Experiments dargestellt. Während des Überbohrens im Jahr 2017 wurde die Entwicklung des Porenwasserdrucks und der mechanisch erzeugten kapillaren Saugwirkung kontinuierlich gemessen. Im Jahr 2018 begann die wissenschaftliche Analyse der Versuchsdaten und Ergebnisse durch das Forscherteam der RWTH Aachen. Das Überbohren der Pilotbohrung wurde mit einem dreidimensio-

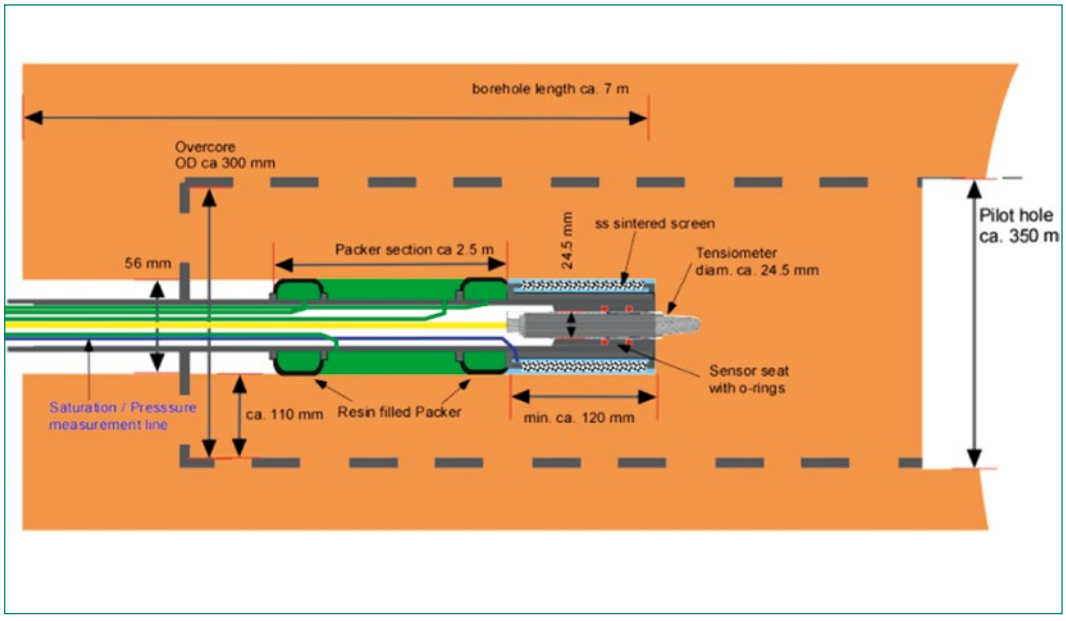


Abbildung 38:
Versuchsaufbau des HM-B-Experiments in der tonigen Fazies des Opalinustons (in Orange). Die Pilotbohrung (Durchmesser 56 mm) mit den eingebauten Messeinrichtungen ist auf der linken Seite des Bildes dargestellt. Die Überbohrung (Durchmesser 350 mm) ist auf der rechten Seite des Bildes gestrichelt dargestellt. Quelle: Solexperts AG

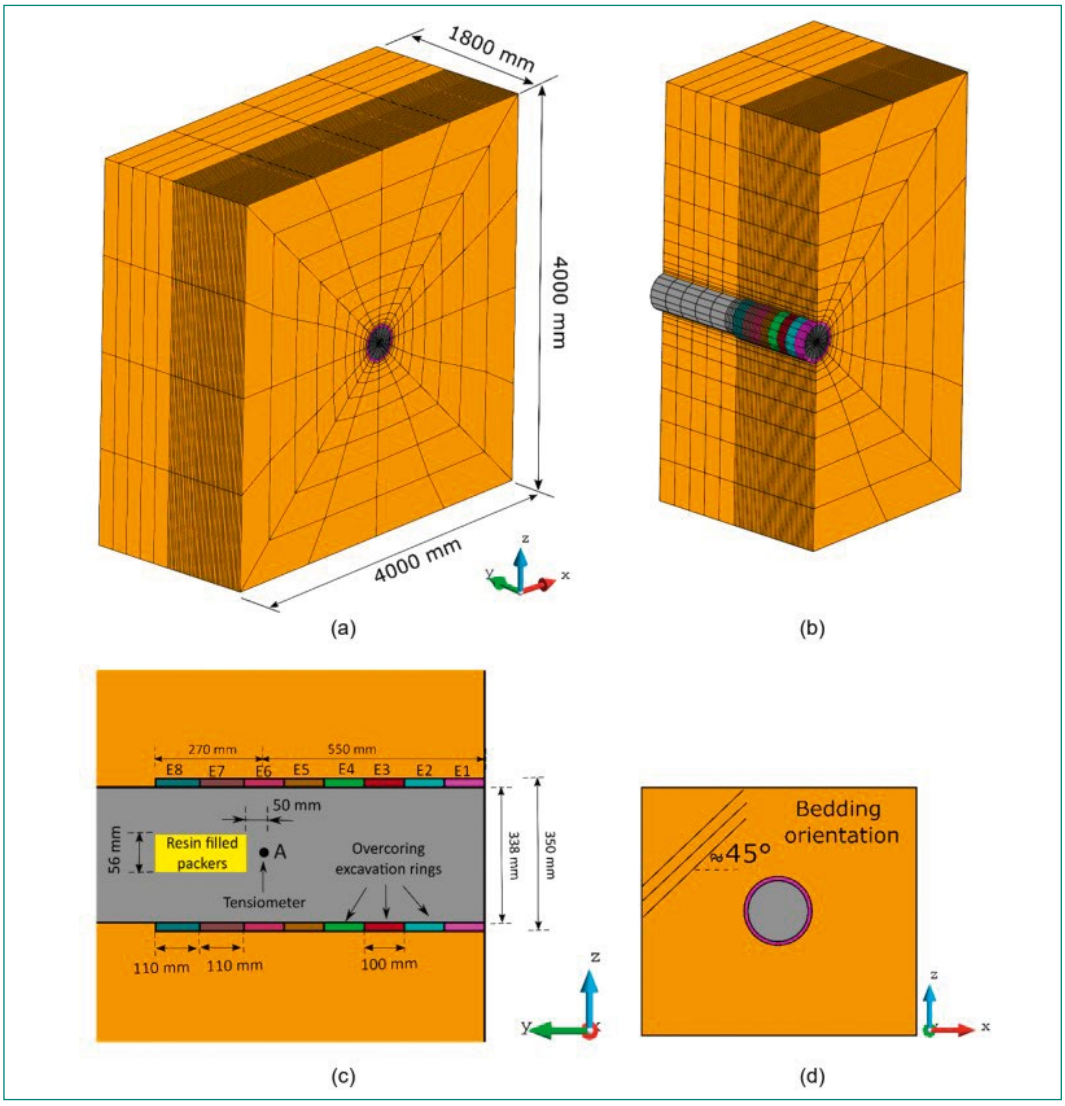


Abbildung 39:
(a) Geometrie und Netz des FE-Modells; (b) Querschnitt in YZ-Ebene mit der Anordnung des Kerns und der Ausbruchsringe; (c) Schnitt entlang der Bohrachse mit der Lage des Tensiometers; (d) Schnitt senkrecht zur Bohrachse mit der Orientierung der Schichtung des Opalinustons. Quelle: Forscherbericht im Anhang A

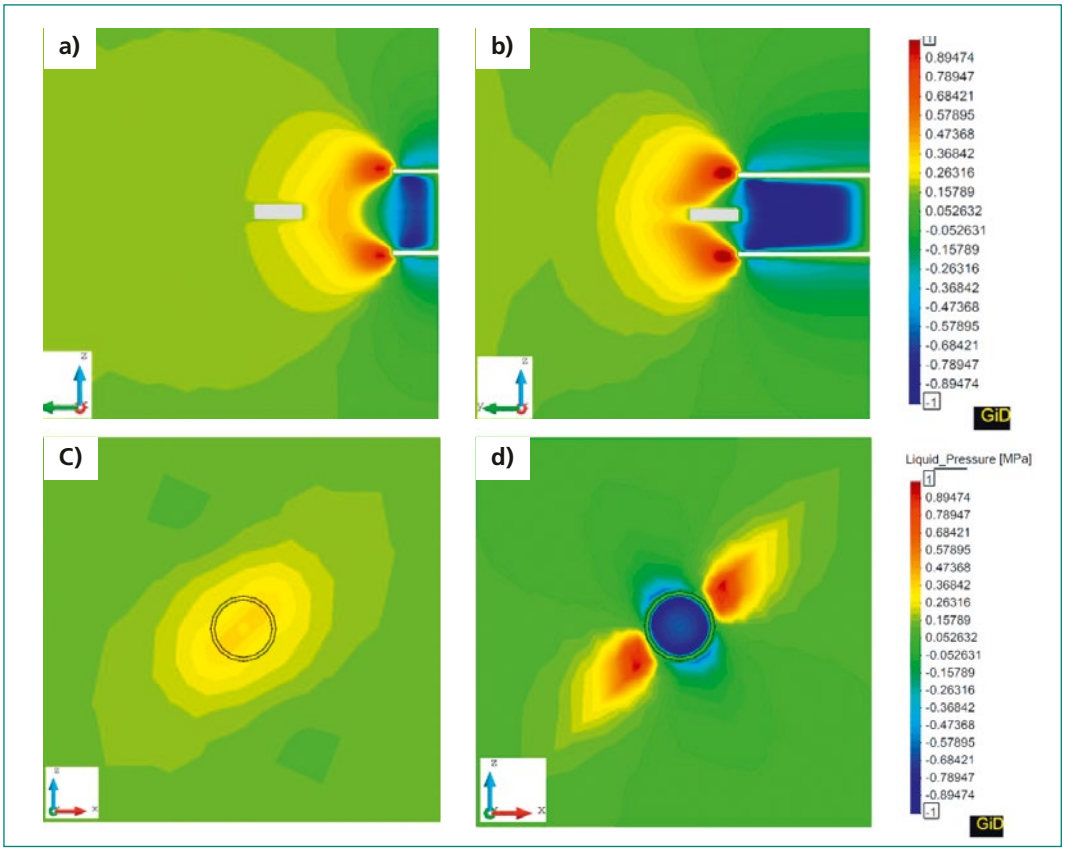


Abbildung 40:
Konturdiagramm des Porenwasserdrucks in verschiedenen Ebenen aus numerischen Berechnungen mit dem FE-Model: (a) Diagramm in YZ-Ebene (entlang der Bohrachse), wenn der Abstand zwischen der Überbohrungsfront und dem Tensiometer 350 mm beträgt; (b) Diagramm in YZ-Ebene, wenn die Überbohrungsfront das Tensiometer erreicht. (c) Diagramm in XZ-Ebene (senkrecht zur Bohrachse), wenn der Abstand zwischen der Überbohrungsfront und dem Tensiometer 350 mm beträgt; (d) Diagramm in XZ-Ebene, wenn die Überbohrungsfront das Tensiometer erreicht. Quelle: Forscherbericht im Anhang A

nalen Finite-Elemente-Code (FE) in zwei Schritten modelliert. Der erste Modellierungsschritt wurde im Jahr 2018 vollzogen und hatte das Ziel, den totalen Spannungszustand an der Sensorposition zum Zeitpunkt vor dem Überbohren im Modell abzuschätzen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurde die numerische Simulation des HM-B-Experiments abgeschlossen. Dadurch sollen die Hauptfaktoren für die Änderungen im Porenwasserdruck bei Tunnelvortrieben ermittelt und die damit verbundenen Mechanismen vor einem in Opalinuston ausgehobenen Mikrotunnel beschrieben werden. Ferner dient die numerische Simulation des HM-B-Experiments als Ausgangsbasis zur Entwicklung des im Kapitel 1.7.11 behandelten Materialmodells.

Die 3D-Finite-Elemente-Modellierung wurde mit dem Rechenprogramm *Code-Bright* durchgeführt, der von der Abteilung für Geotechnik der Technischen Universität Katalonien entwickelt wurde. In Abbildung 39 sind die Geometrie und Diskretisierung des FE-Modells in verschiedenen Schnitten dargestellt. Abbildung 40 zeigt, wie sich der Porenwasserdruck entlang des Bohrlochs und senkrecht dazu während der Überbohrung im Modell entwickelt. Der Porenwasserdruck vor der Ortsbrust steigt zunächst an, wenn sich das Bohrwerkzeug in Richtung Tensiometer (Abbildung 38) bewegt. Darüber hinaus weist die Verteilung des Porenwasserdrucks ein anisotropes Muster um die Ausbruchszone auf (Abbildung 40d). Innerhalb des Kerns und um den Ausbruchsbereich herum sinkt der Porenwasserdruck dabei auf Werte unterhalb des Atmosphärendrucks. Unter dieser Bedingung kann ein Übergang von einem voll gesättigten Zustand in einen teilgesättigten Zustand stattfinden, wenn der auf den Kern ausgeübte Druck infolge des Ausbruchs rasch auf null sinkt. Daher wird die Wirkung der kapillaren Saugkraft auf das HM-Verhalten wichtig. Die Entsättigung kann durch Kavitation oder durch die Anwesenheit von gelöster Luft in der flüssigen Phase erfolgen. Bereits eine leichte Entsättigung des Tons kann das Porendruckverhalten erheblich beeinflussen, da die Existenz einer kleinen Menge Gas in den Porenräumen die poroelastischen Eigenschaften des Materials erheblich verändern kann. Im numerischen Modell wird die Sog-Sättigungs-Beziehung durch die Van-Genuchten-Gleichung beschrieben. Darüber hinaus wurde festgestellt, dass andere hydromechanische Faktoren, wie zum Beispiel das drainierte Kompressionsmodul, das Anisotropieverhältnis, die Orientierung der Schichtung und die hydraulische Durchlässigkeit eine wichtige Rolle bei der Kontrolle der Verformung und des Porenwasserdrucks spielen.

In Abbildung 41a wird der während des Überbohrens gemessene Porenwasserdruck in Relation zum Fortschritt des Überbohrens dargestellt. Abbildung 41b zeigt den Vergleich zwischen gemessenem Porenwasserdruck und den Ergebnissen aus der numerischen Simulation. Der Porenwasserdruck erhöhte sich von 185 kPa (Messwert des Experiments vor dem Start der Überbohrung) auf fast 360 kPa, als sich die Überbohrung dem Sensorort näherte. Der Druckanstieg begann, als die Bohrkrone ca. 1,3 m vor der Position der Saugsonde (~ vier Bohrkronendurchmesser) lag. Mit dem weiteren Vordringen der Überbohrung nahm der Porenwasserdruck von 360 kPa wieder rapide auf atmosphärische Bedingungen ab. Nach dem Bohrstopp zeigte die Saugsonde einen schnellen Druck-

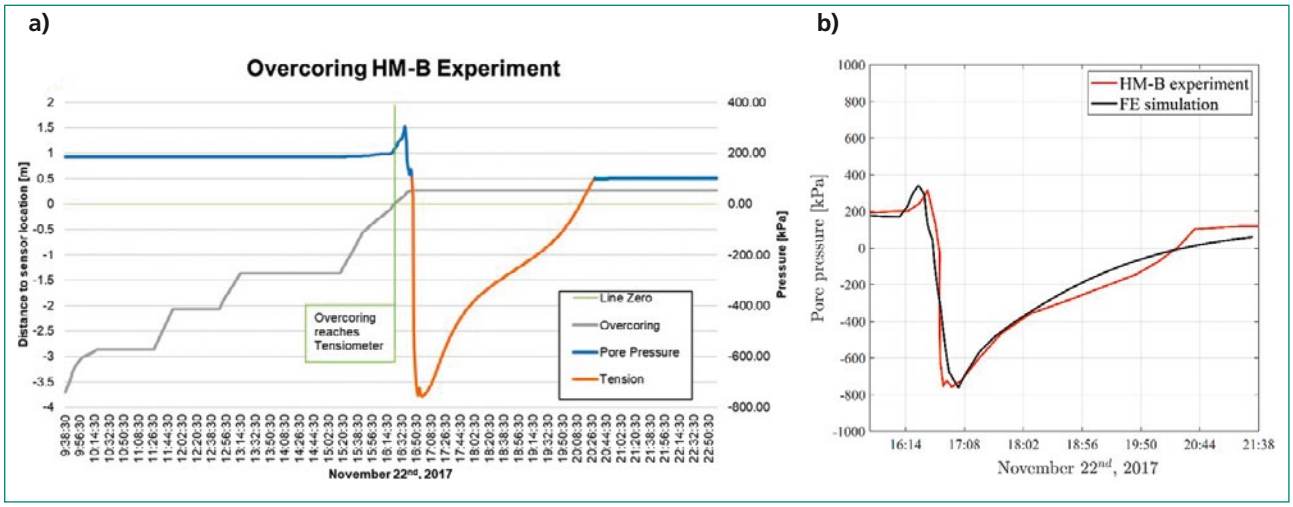


Abbildung 41: *(a) Entwicklung des Porenwasserdrucks (blaue Linie) und der Porenwassersaugspannung (orange Linie) mit dem Fortschritt des Überbohrens (graue Linie) am 22.11.2017; (b) Vergleich zwischen der während des HM-B-Experiments gemessenen und der im FE-Modell numerisch simulierten Entwicklung des Porenwasserdrucks. Quelle: Forscherbericht im Anhang A*

abfall bis auf einen Wert von -755 kPa (Saugwirkung). Im letzten Schritt der Modellierung werden alle Bedingungen über einen Zeitraum von fast fünf Stunden konstant gehalten. Dabei baut sich der Porenwasserdruck in dieser Zeit ab und steigt anschliessend wieder auf 100 kPa (also atmosphärische Bedingung) an.

Das 3D-Finite-Elemente-Modell reproduzierte erfolgreich das beobachtete, undrainierte und transiente Verhalten des Porenwasserdrucks infolge der Überbohrung einer Pilotbohrung. Es bestätigt, dass die Entlastung einen sofortigen Abfall des Porenwasserdrucks verursacht. Für einen Porenwasserdruck kleiner als -100 kPa zeigte das Modell eine leichte Abnahme des Sättigungsgrades, der wahrscheinlich mit Porenwasserkavitation zusammenhängt.

Bedeutung des Projektes,
Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die im HM-B-Experiment gewonnenen Ergebnisse sind relevant für die Beurteilung der kurzfristigen Gebirgsstabilität und der undrainierten Scherfestigkeit des Wirtgesteins Opalinuston im Umfeld eines aufgefahrenen Tunnelquerschnitts. Aus den Ergebnissen wurden wichtige Erkenntnisse für die Planung, den Bau und den Betrieb eines zukünftigen geologischen Tiefenlagers in der Schweiz gewonnen. Sie sind im Rahmen der Aufsichtstätigkeit des ENSI bei der 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 Entsorgungsprojekte in tonreichen Wirtgesteinen vorantreiben (Frankreich, Belgien). Die Forschungsarbeiten stellen zudem den Erhalt und die Förderung der Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten sicher.

Ausblick

Das HM-B-Experiment wurde Ende 2019 abgeschlossen. Für 2020 ist die Veröffentlichung eines Fachartikels zu diesem Experiment geplant.

1.7.11 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston

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

Einleitung

Ein Materialmodell, Material- oder Stoffgesetz, ist eine Quantifizierung von physikalischen Materialeigenschaften. Materialeigenschaften konstatieren die Fähigkeit eines Materials, auf physikalische Einflüsse (wie Kräfte, Wärmezufuhren oder Ströme) zu reagieren. Materialmodelle sind unabhängig von der Form eines Körpers und basieren meist auf Experimenten. Ziel eines Materialmodells ist, vorhersagen zu können, wie und in welchem Mass das Material auf äussere Einflüsse reagiert. In der klassischen Kontinuumsmechanik für Feststoffe beschreibt ein Materialmodell 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 Temperaturausdehnung linear sein. Gesetze, die keinen linearen Zusammenhang zeigen, nennt man nichtlineare Stoffgesetze (https://de.wikipedia.org/wiki/Materialmodell).

Ziel des vorliegenden Forschungsprojekts ist die Integration von bestehenden und neuen hydromechanisch (HM) gekoppelten Labor- und Feldexperimenten sowie numerischen Simulationen zur Entwicklung, Implementierung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston. Dabei sind Aspekte von besonderer Relevanz zu berücksichtigen, die bis heute für den Opalinuston nicht oder nur unvollständig untersucht wurden. Das Materialmodell soll die wesentlichen Aspekte des Stoffverhaltens des Opalinustons abbilden, unter anderem das nichtlineare, elastische Verhalten, und die Anisotropie der elastischen und plastischen Eigenschaften. Für die Entwicklung des HM-gekoppelten Materialmodells werden folgende Zwischenziele verfolgt:

- Integration von Feldversuchsdaten (unter anderem aus dem HM-B-Experiment) mit bestehenden und neuen HM-gekoppelten Laborexperimenten unter verschiedenen Bedingungen, wie drainierten und nicht drainierten triaxialen Belastungszuständen,

- Anpassung und Optimierung geeigneter HM-Charakterisierungsmethoden, wie beispielsweise Permeabilitäts-Messverfahren, zur Erstellung eines experimentellen Protokolls,
- Durchführung einer Reihe von Laborversuchen zur Bestimmung des HM-Verhaltens des Opalinustons unter verschiedenen Belastungs- und Prüfkonfigurationen unter Berücksichtigung der Materialanisotropie,
- Entwicklung und Implementierung des Materialmodells in einem robusten numerischen Code, welches das hydro-mechanische Verhalten des Opalinustons simulieren kann.
- Kalibrierung, Verifizierung und Validierung des entwickelten Materialmodells mit laufenden Labor- und bestehenden Feldversuchen,
- Identifizierung und Analyse von mikrostrukturellen Verformungsmechanismen an den abgescherten Opalinuston-Proben mittels BIB (Broad Ion-Beam) – SEM (Scanning Electron Microscopy) – Technik.

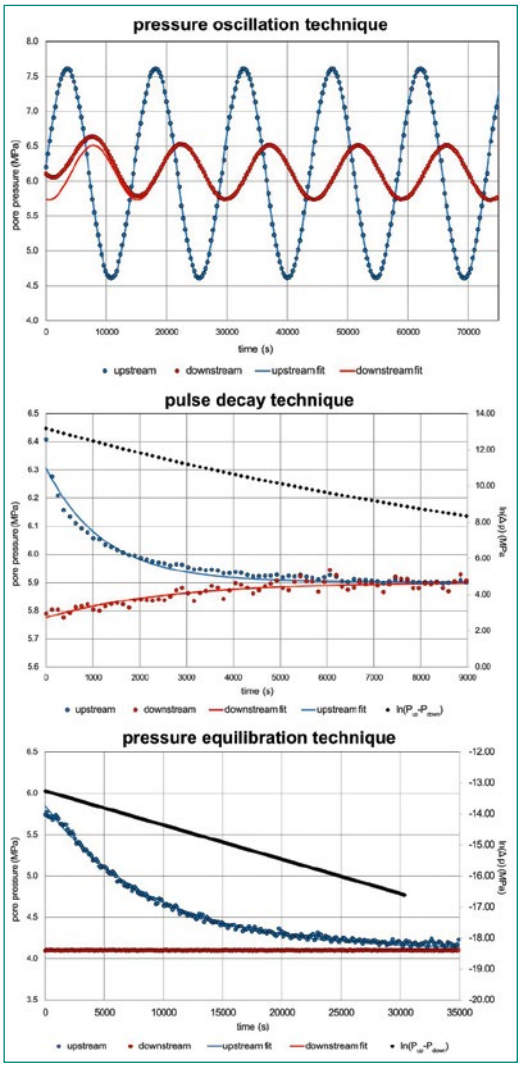


Abbildung 42:
Überblick über die untersuchten Techniken zur Bestimmung der Permeabilität aus Laborversuchen: Porendruck-Oszillationstechnik (oben), Pulsabfall-Technik (mittig) und Druckausgleichstechnik (unten). Quelle: Forscherbericht in Anhang A

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

HM-gekoppelte Laborversuche, die eine Abschätzung der Durchlässigkeitsänderungen bei wechselnder effektiver Spannung und zunehmender Gesteinsschädigung ermöglichen, sollen durchgeführt werden. Zu diesem Zweck müssen verschiedene Methoden zur Permeabilitätsabschätzung in einer triaxialen Druckzelle getestet werden. Im Berichtsjahr wurde in einem ersten Schritt der Opalinuston in Laborversuchen in Druckflusszellen unter verschiedenen effektiven Spannungen getestet, um die hydraulischen Parameter, das heisst Durchlässigkeit und Speicherkapazität, zu bestimmen. Deshalb wurden drei verschiedene transiente Techniken verglichen, um die Permeabilität abzuschätzen und die Vor- und Nachteile der einzelnen Techniken zu bewerten, mit dem Ziel, sie in die nachfolgenden hydro-mechanisch gekoppelten Experimente zu integrieren (Abbildung 42). Zusammenfassend kann festgehalten werden, dass alle Methoden zur Bestimmung der Durchlässigkeit von Opalinuston anwendbar sind. Alle Methoden erfordern ähnliche Versuchsdauern. Die Pulsabfalltechnik und die Porendruck-Übertragungstechnik profitieren von einem einfachen Testverfahren. Sie erfordern jedoch die Dichtheit des Systems und einen Porendruckausgleich innerhalb der Probe. Die Porendruck-Oszillationsmethode ist auf einen präzisen Sinusdruckgenerator angewiesen, ermöglicht aber kontinuierliche Messungen. Dies ist besonders vorteilhaft, wenn sich die Versuchsbedingungen ändern, da ein Einschluss- oder Differenzdruck erwartet wird. Aus diesem Grund wird die Oszillationsmethode für anstehende HM-gekoppelte Versuche in Betracht gezogen. Zusätzlich zu diesen vorbereitenden Versuchen wurde im Berichtsjahr ein umfassendes Methodikprotokoll zur Durchführung von HM-gekoppelten Triaxialversuchen entwickelt.

Darüber hinaus wurde im Berichtsjahr eine numerische Simulation des HM-B-Experiments (siehe Kapitel 1.7.10) als erster Schritt in der Entwicklung des Materialmodells durchgeführt. Das HM-B-Experiment gibt einen Einblick in die grundlegenden HM-gekoppelten Prozesse, die rund um die in Tonformationen aufgefahrenen Tunnel ablaufen.

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 Untertagbauwerke bestimmend sind, von grosser Bedeutung. Insbesondere spielen dabei die hydromechanischen Eigenschaften des Opalinustons eine zentrale Rolle, da Tongesteine aufgrund ihrer geringen hydraulischen Durchlässigkeit sowie der Sättigung des Gebirges ein stark hydromechanisch gekoppeltes Verhalten aufweisen.

Ein umfassendes Verständnis des hydromechanisch gekoppelten Verhaltens des Opalinustons ist vor allem entscheidend

1. bei der Vorhersage der kurz- und langfristigen Entwicklung der infolge des Lagerstollenvortriebs gestörten Bereiche des Opalinustons (als natürliche Barriere);
2. bei der Dimensionierung des Ausbaus der Lagerstollen;
3. für die Entwicklung von Modellen für die Prognose des Gebirgsverhaltens und des Systemverhaltens (Interaktion Tunnelausbau-Opalinuston)

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 des Tiefenlagers oder 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

Im Jahr 2020 sollen umfangreiche HM-gekoppelte Laborexperimente in einer Klimakammer bei konstanten Temperatur- und Feuchtigkeitsbedingungen durchgeführt werden. In dieser Kammer können zylindrische Opalinustonproben (30 mm Durchmesser, 60 mm Länge) gleichzeitig in zwei Triaxialzellen hydrostatisch gesättigt und konsolidiert werden. Zum anschliessenden Abscheren werden die Triaxialzellen unter einen Lastrahmen mit einer maximalen Belastung von 100 kN gestellt. Für die Maschinenkalibrierung wurden Vorversuche durchgeführt. Konsolidierte, undrainierte Triaxialversuche wurden Ende 2019 gestartet, die Testreihe wird 2020 und 2021 fortgesetzt. Darüber hinaus werden derzeit erste triaxiale Verformungsversuche für die Mikrostrukturanalyse untersucht.

Die zweite im Rahmen dieses Forschungsprogramms geplante 30 m lange Kernbohrung soll im ersten Quartal 2020 im Felslabor Mont Terri (HM-C-Experiment) abgeteuft werden. Die dabei gewonnenen Kerne sollen weiteren Laborversuchen für die Entwicklung des Materialmodells dienen.

Der erste Schritt in der Entwicklung des Materialmodells wurde mit der Modellierung des HM-B-Experiments Ende 2019 abgeschlossen. Weitere Erweiterungen des Materialmodells, insbesondere hinsichtlich der Streckgrenze und der Festigkeitsanisotropie, sind für das Jahr 2020 geplant. In einem ersten Schritt wird das resultierende Materialmodell kalibriert und mit den Ergebnissen der durchgeführten Labortests verglichen. In einem letzten Schritt wird das Materialmodell zur Modellierung eines geeigneten in-situ-Experiments im Massstab eines Einlagerungsstollens des Tiefenlagers verwendet.

1.7.12 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 westlich der beiden bestehenden Tunnelröhren in gleicher Höhenlage gebaut. Die für das Auffahren des Tunnels eingesetzte Tunnelbohrmaschine (TBM) hatte einen Ausbruchdurchmesser von rund 14 m und eine Länge von 75 m. Der Tunnelausbau besteht aus einer Aussenschale aus vorfabrizierten Betonsegmenten (Tübbinge) und einer Innenschale aus Ortbeton. Während des Vortriebs von Süden 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 43). Während der erste kürzere Abschnitt durch stark geneigten Opalinuston charakterisiert ist, entspricht der zweite längere Abschnitt einer ausgedehnten Muldenstruktur (Synklinale), in der der Opalinuston 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 maschinel-

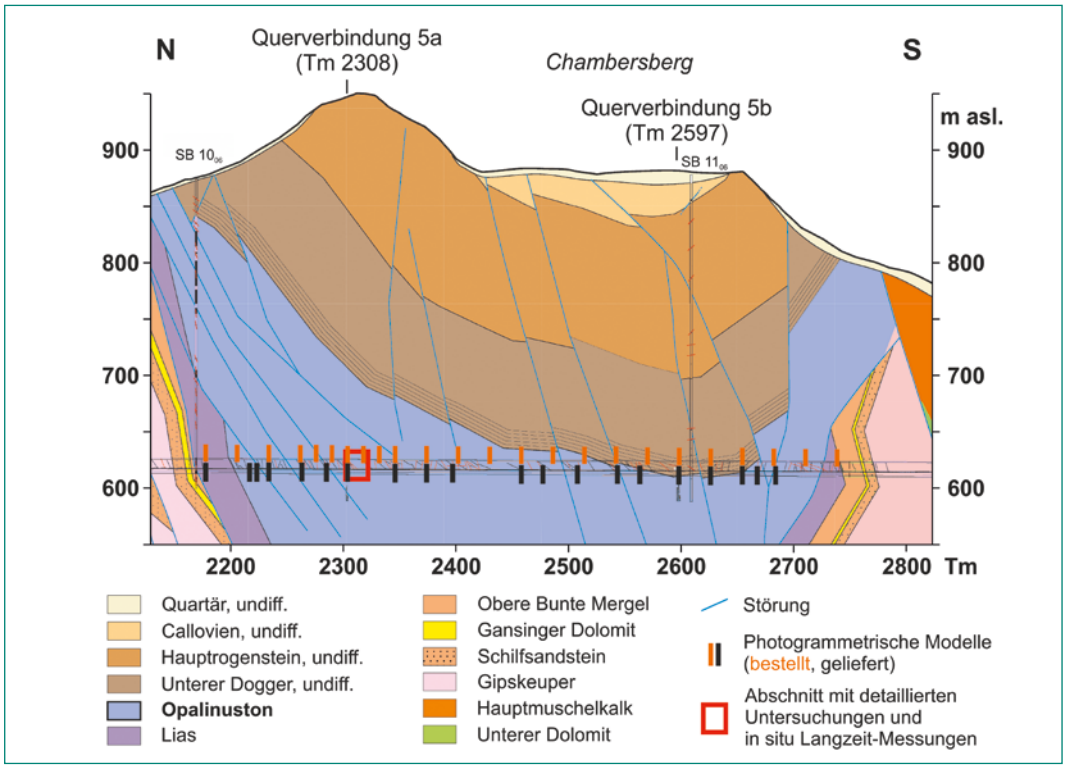


Abbildung 43:
Ausschnitt aus der geologischen Prognose des Sanierungstunnels Belchen zwischen den Tunnelmetern 2100 und 2800 mit der Lage der bestellten und der tatsächlich ausgeführten geologischen Datenaufnahmen (Photogrammetrie). In diesem Abschnitt wurde der neue Tunnel durch den gefalteten und abgescherten Opalinuston (Synklinale von Chambersberg) vorgetrieben. Vertikale Achse = Höhenmeter. Messquerschnitt (rotes Rechteck) bei Tunnelmeter 2317. Quelle: Bundesamt für Strassen ASTRA, Dokument/Plan-Nr. (PV) IGSTB-UA-UP-9002

len Vortriebsverfahrens (TBM-Vortriebs) vorzunehmen. Nach Rücksprache mit dem ASTRA hatte das ENSI gemeinsam mit einer Forschungsgruppe der Ingenieurgeologie der ETH Zürich ein felsmechanisches Untersuchungsprogramm entwickelt, das in zwei Phasen durchgeführt wurde. Das Forschungsprojekt hat zum Ziel, die in situ-Quellprozesse des Opalinustons in einem mittels TBM erstellten Tunnel besser zu verstehen. Einerseits müssen Tunnelbauwerke in Tongesteinen für die zu erwartenden Quelldrücke und -hebungen ausreichend dimensioniert werden. Andererseits ist das Quellen von Tongesteinen, insbesondere des Opalinustons, relevant für den im Sicherheitskonzept der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) berücksichtigten Selbstabdichtungsprozess des Opalinustons und für die Langzeitentwicklung der geologischen Barriere um das Tiefenlager.

Das Quellen von Gesteinen im Tunnelbau hängt mehrheitlich von der Gesteinsmineralogie (Anteil quellfähiger Tonminerale), der Gesteins- und Gebirgsstruktur, vom Vorhandensein und dem Chemismus von Wasserzuflüssen zu und entlang des Tunnels, der Grösse, Struktur und Konnektivität der vortriebsbedingten Auflockerungszone, den gewählten Stützmitteln und dem Drainagesystem ab. Die Quellprozesse verlaufen zeitabhängig. Ein verbessertes Verständnis des kurzfristigen Gebirgsverhaltens von intaktem und verfaltetem Opalinuston und der langfristigen Quellvorgänge im Opalinuston um einen bestimmten Überwachungsabschnitt im Sanierungstunnel Belchen ist Ziel der Forschungsarbeiten. Dazu gehören die Identifizierung der hydromechanischen Gebirgseigenschaften und der strukturellen Elemente, welche die Quellmechanismen und das Quellpotenzial des Opalinustons beeinflussen und kontrollieren, sowie die Untersuchung der Skaleneffekte, Anisotropie und Heterogenität von Quellprozessen.

Ferner sollen im Rahmen des Forschungsprojekts die technischen Möglichkeiten und Grenzen der geologischen und strukturgeologischen Charakterisierung und Dokumentation während eines TBM-Vortriebs sowie das kurz- und das langfristige Systemverhalten (Interaktion zwischen Gebirge und Tunnelausbau) untersucht werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Installation der indirekten Beobachtungssysteme für Quellerscheinungen im Sanierungstunnel Belchen begann Ende 2016 mit der Installation der mit Totalspannungssensoren ausgestatteten Tübbingsteine in einem Messquerschnitt (Abbildung 44). Im Jahr 2017 wurden in einem Querstollen Bohrungen für die Probenentnahme von intaktem und gestörtem Opalinuston und für die Installation von weiteren Beobachtungssystemen abgeteuft (Abbildung 45), die der Messung des in-situ Wasserge-

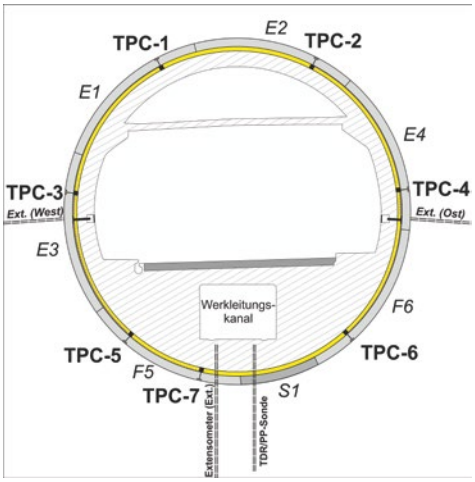


Abbildung 44:
Skizze des Tunnelquerschnitts im Bereich des Messquerschnitts bei Tunnelmeter 2317 mit Blick Richtung Nordportal (vgl. Abbildung 1) und den Positionen der eingebauten Druckmessdosen TPC-1 bis TPC-7. Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2016

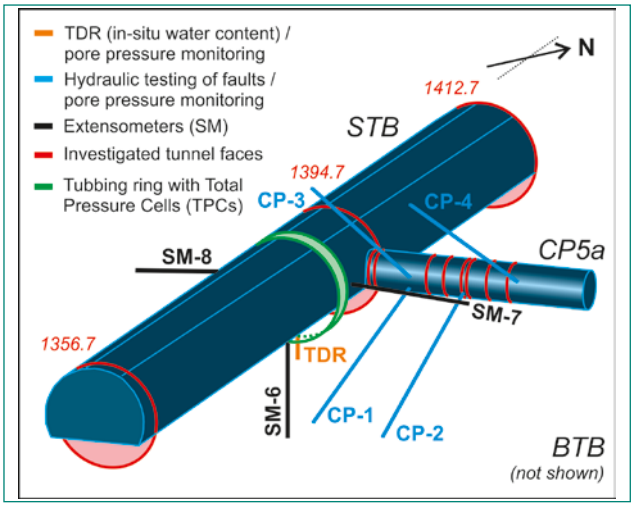


Abbildung 45: *Dreidimensionale Skizze des Tunnelabschnitts mit Blick Richtung Nordportal im Bereich der Querverbindung 5a (CP5a) und des Messquerschnitts (grüner Ring) mit den ausgeführten Bohrungen (SM-6 bis SM-8, CP-1 bis CP-4 und TDR), installierten Messeinrichtungen und untersuchten Gebirgsabschnitten (rote Kreise), Quelle: ETH Zürich*

halts im Sohlbereich sowie der Porenwasserdrücke, Verschiebungen und Gebirgsdurchlässigkeit dienen. Die Installations- und Bohrarbeiten (Projektphase 1) wurden im Dezember 2017 abgeschlossen.

Erste Analysen der in situ gewonnenen Daten und Laboruntersuchungen des Wassergehalts, der Gesteinsporosität und des mechanischen Verhaltens des zwischen Opalinuston und Tunnelausbau (Tübbinge) injizierten Ringspaltmörtels wurden im Jahr 2018 durchgeführt. Der ursprünglich für das Jahr 2019 geplante Abschluss der Forschungsarbeiten (Projektphase 2) verzögerte sich aufgrund personeller Veränderungen in der beauftragten Forschungsgruppe der ETHZ (die ursprünglich geplante Doktorarbeit an der ETHZ musste aufgegeben werden) und soll nun im Jahr 2020 erfolgen.

Im Berichtsjahr wurden alle in situ-Monitoring-Datensätze vor Ort heruntergeladen (Abbildung 46). Alle Sensoren funktionierten mit Ausnahme eines der beiden Datenerfassungssysteme der Totaldruckzellen (TPC), was zu einer Datenlücke zwischen August und Dezember 2019 führte.

In Kollaboration mit der Ruhr-Universität Bochum (RUB) in Deutschland und dem Institut für Geotechnik der ETH Zürich wurde im Berichtsjahr mit den vorgesehenen Gesteinsquellversuchen und mineralogischen Analysen begonnen. Gesteinsproben aus vier Kernbohrungen wurden ausgewählt und für die Versuche vorbereitet, die derzeit an der RUB und am Institut für Geotechnik durchgeführt werden. Aufgrund der personellen Veränderungen in der beauftragten Forschungsgruppe der Ingenieurgeologie werden eine zweite Runde von in situ-Hydraulikversuchen und einige der in situ-Datenauswertungen erst im Jahr 2020 stattfinden.

Dafür wurden bereits Vorarbeiten für zusätzliche, das heisst im ursprünglichen Untersuchungspro-

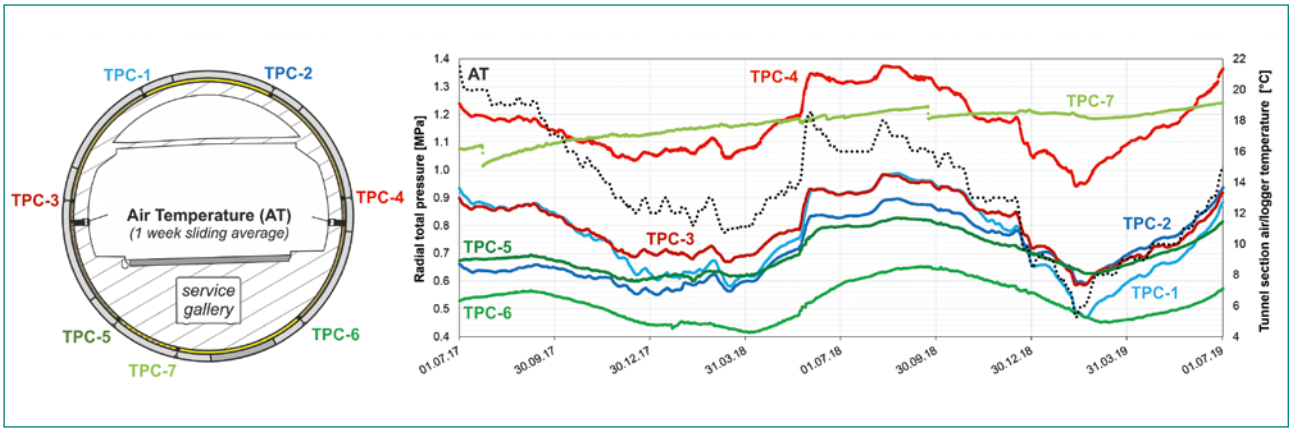


Abbildung 46: *Links: Skizze des Tunnelquerschnittes im Bereich des Messquerschnitts mit Blick Richtung Nordportal mit den Positionen der sieben Totalspannungszellen (TPC-1 bis TPC-7) und der beiden Temperatursensoren für die Messung der Tunnellufttemperatur. Rechts: Darstellung der gemessenen Totalspannung und Lufttemperatur von Juli 2017 bis Juli 2019. Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich (Anhang A)*

gramm nicht vorgesehene, hydromechanisch gekoppelte, numerische Simulationen an der RUB durchgeführt. Diese numerischen Simulationen sollen weitere Aufschlüsse über die Quellprozesse im Opalinuston, unter Berücksichtigung der Interaktion mit dem Tunnelausbau, geben.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das aktuelle Lagerkonzept 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), beim Ausbruch der Lagerstollen so wenig wie möglich beeinträchtigt werden. Um dieses Ziel zu erreichen, wird ein Vortriebsverfahren bevorzugt, das eine möglichst geringe Schädigung des Opalinustons verursacht. Das beim Bau des Sanierungstunnels Belchen angewendete maschinelle Vortriebsverfahren (TBM-Vortrieb) wird als gebirgsschonend angesehen und soll möglicherweise für die Erstellung der zukünftigen Lagerstollen eines geologischen Tiefenlagers in der Schweiz angewendet werden.

Aus den Untersuchungen 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 maschinellen Vortriebsverfahrens (TBM) im Opalinuston im Hinblick auf zukünftige Vortriebsmethoden und die baubegleitende messtechnische Überwachung für die Erstellung der HAA-Lagerstollen sollen vertieft werden. Sie dienen zukünftigen bautechnischen Beurteilungen des ENSI und der Festlegung von regulatorischen Anforderungen beim Bau zukünftiger geologischer Tiefenlager. Mit den geplanten Untersuchungen sollen auch relevante praktische Erfahrungen im Tunnelbau eingeholt und Kenntnisse über den Wert geotechnischer Risikoanalysen vor Beginn des Tunnelvortriebs gewonnen werden.

Ausblick

Im Jahr 2020 werden erste Quellversuche mit neu entwickelten Quelldruck-Ödometergeräten durchgeführt, die in der Lage sind, die zulässigen volumetrischen Verformungen zur Simulation einer verformbaren Tunnelschale präzise zu kontrollieren. Darüber hinaus werden die Quelldruckversuche nach einem mehrstufigen Dampfsättigungsprozess durchgeführt. Zum besseren Verständnis des anisotropen Quellvorgangs in gestörten Abschnitten des Opalinustons sind Quellversuche mit pulverisiertem Opalinuston parallel und senkrecht zur Verdichtungsrichtung geplant. Ausserdem werden Quellversuche mit künstlichem Porenwasser durchgeführt und mit den Ergebnissen aus Versuchen mit deionisiertem Wasser verglichen.

Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten im Sanierungstunnel Belchen sollen im Jahr 2020 in einem finalen Bericht dokumentiert und präsentiert werden. Die installierten Überwachungssysteme im Sanierungstunnel Belchen sollen beibehalten werden. ETH Zürich und RUB streben eine Fortsetzung ihrer Forschungszusammenarbeit mit Schwerpunkt auf Quellversuchen und numerischen Simulationen an.

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

Projektorganisation: Technische Universität Clausthal (Deutschland)
ENSI-Projektbegleiter: Manuel Lorenzo Sentís

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 zwischen Messdaten basierend auf Labor- oder Feldversuchen und den Resultaten von Simulationen 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 Mitte 2020. Am Benchmark beteiligen sich Organisationen aus Deutschland, der Schweiz und den USA, die unterschiedliche Rechenprogramme verwenden (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 Rahmen des Projekts BenVaSim wurden bisher die Modelle 1.1, 1.4, 1.5 und 1.6 definiert. Die Modelle beziehen sich auf Transportvorgänge in einem geologischen Tiefenlager, ausgehend vom Behälter bis zum Wirtsgestein. Innerhalb der verschiedenen Modelle wurden Szenarien festgelegt, die sich in den Werten der Parameter (wie Sättigungsgrad, Van-Genuchten-Parameter etc.) und in den Anfangs- und Randbedingungen unterscheiden.

Das Modell 1.1 (Abbildung 47) verwendet eine eindimensionale Geometrie, ein Einphasenfluss-Transportmodell und besteht aus einem Verfüllungselement. Die Übereinstimmung der Resultate für das Modell 1.1 zwischen den verschiedenen Teams ist im Allgemeinen sehr gut. Resultate für das Modell 1.1 wurden schon in vorherigen Forschungsberichten gezeigt.

Bei den Modellen 1.4, 1.5 und 1.6 wird ebenfalls eine eindimensionale Geometrie verwendet, aber ein Zweiphasenfluss-Transportmodell. In diesem Jahresbericht werden finale Resultate des Modells 1.4 (Abbildung 47) und ein erster Vergleich zwischen Resultaten für das Modell 1.5 gezeigt (Abbildung 49).

Das Modell 1.4 konzentriert sich auch auf ein Verfüllungselement, aber im Unterschied zum Modell 1.1 wird im Modell 1.4 ein Zweiphasenfluss-Transport betrachtet. Als Beispiel für das Szenarium b werden in Abbildung 48 Resultate von verschiedenen Projektteilnehmern für den Wasserdruck und für die Dehnung gezeigt.

Das Modell 1.5 betrachtet ein Zweiphasenfluss-System und beinhaltet ein Versiegelungselement und zwei Verfüllungselemente in einer eindimensionalen Geometrie. Die Resultate (Abbildung 51) der ENSI-Berechnungen mit COMSOL, OpenGeoSys und TOUGH3-FLAC3D für das Modell 1.5 zeigen, dass die Resultate in guter Übereinstimmung mit den Resultaten der TU Clausthal sind.

Das Modell 1.6 (Abbildung 50) stellt ein vereinfachtes eindimensionales Tiefenlager mit verschiedenen Elementen wie Behälter, Wirtgestein, Verfüllung und Versiegelung dar. Im Berichtsjahr wurden erste Resultate für das Modell 1.6 präsentiert, die aber noch keinen Vergleich von Resultaten beinhalten.

Im Jahr 2019 fanden drei Projektsitzungen statt, in denen der Fokus auf der Lösung und Diskussion der bisher definierten Modelle gelegt wurde. Im Januar 2020 fand ein erster Wissenstransfer zwischen dem Schweizerischen Erdbebendienst (SED) und dem ENSI statt. Dieser beinhaltete die Vorgehensweise bei der Kopplung zwischen TOUGH3 und FLAC3D basierend auf den Modellen 1.1 und 1.4.

In den Projektsitzungen des Berichtsjahrs wurden Resultate für das Modelle 1.5 (Abbildung 49) und erste Resultate für das Modell 1.6 präsentiert.

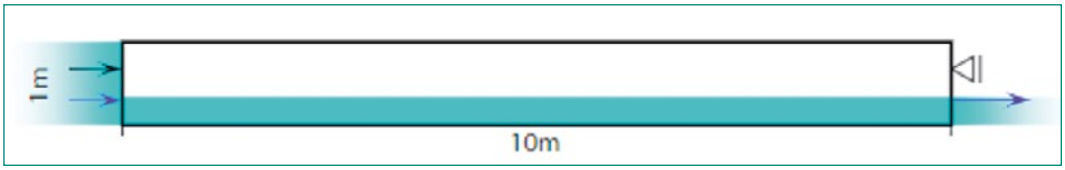


Abbildung 47: *Basis-Auslegung für die Modelle 1.1 und 1.4. Quelle: Projekt BenVaSim*

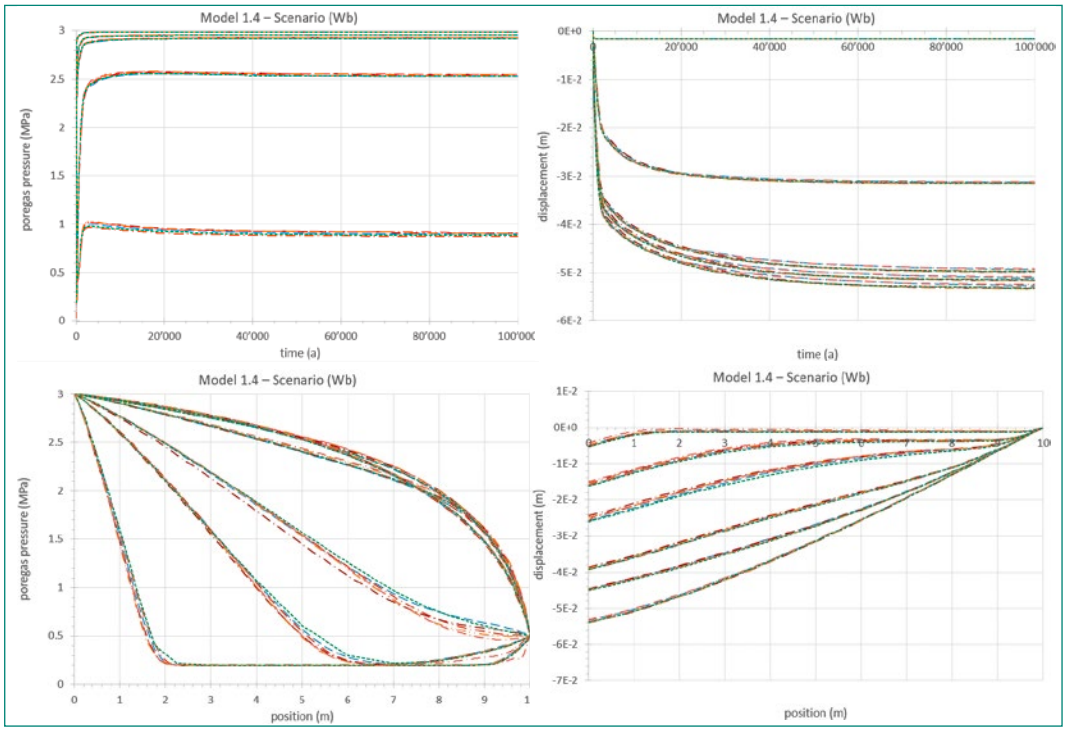


Abbildung 48:
Modell 1.4, Szenarium b. Oben: Resultate für den Gasdruck (links) und für die Dehnung (rechts) für fünf verschiedene x-Koordinaten, nämlich 0.25 m, 0.75 m, 1.25 m, 5 m und 9.75 m. Unten: Resultate für den Gasdruck (links) und für die Dehnung (rechts) für sechs verschiedene Zeiten in Jahren, nämlich 25, 250, 650, 2'500, 10'000 und 100'000 Jahren. Quelle: Projekt BenVaSim

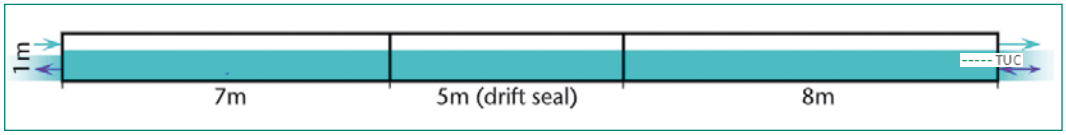


Abbildung 49:
Auslegung des Modells 1.5. Quelle: Projekt BenVaSim

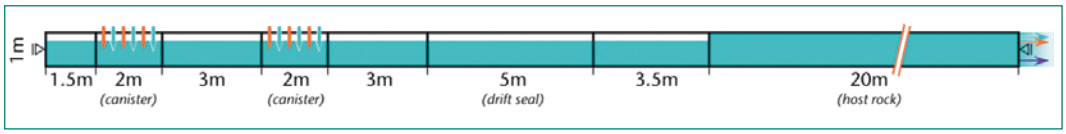


Abbildung 50:
Auslegung des Modells 1.6. Quelle: Projekt BenVaSim

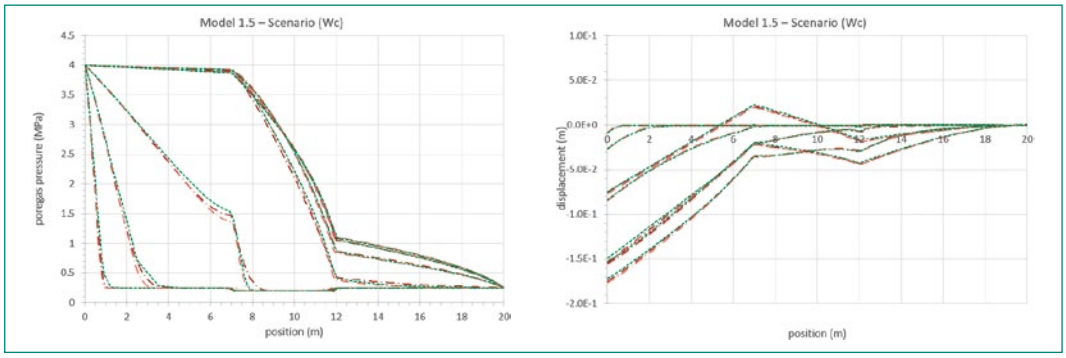


Abbildung 51:
Modell 1.5 Szenarium c. Resultate für den Gasdruck (links) und für die Dehnung (rechts) für sieben verschiedene Zeiten, nämlich 0.063, 0.63, 6.3, 63, 630, 16'000 und 630'000 Jahren. Quelle: Projekt BenVaSim

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 der Prognosen von Tiefenlagersystemen. Darüber hinaus können derartig verifizierte Simulatoren auch in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager eingesetzt werden. Mit ihnen können im Rahmen von standortbezogen durchzuführenden Tiefenlagersystem-Analysen bei der Überprüfung des Rahmenbewilligungsgesuchs zuverlässig modelltheoretische Untersuchungen durchführt 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 Sicherheitsanalyse eines Tiefenlagers zur Verfügung zu haben. Gerade angesichts der äusserst komplexen physikalischen Pro-

zesse eines Tiefenlagersystems birgt die 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 Modellierern zu vergleichen. Dabei erweitert das ENSI seine interne Fachkompetenz bezüglich hydromechanischer Modellierung.

Ausblick

Für die erste Hälfte des Jahres 2020 sind eine Projektsitzung im Februar und eine Abschlusskonferenz im Mai vorgesehen. Zudem wird der Wissenstransfer mit dem SED in Bezug auf die Kopplung zwischen den Rechenprogrammen TOUGH3 und FLAC3D weiterlaufen. Die finalen Resultate für alle Modelle der verschiedenen Teams sind in der ersten Hälfte 2020 zusammenzustellen. Danach wird ein abschliessender Projektbericht mit allen Resultaten geschrieben. Zurzeit wird über den Bedarf an einem Folgeprojekt diskutiert.

1.7.14 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 Ende 2019 laufende Phase VII. Neben dem ENSI nahmen am Projekt 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: Universitat Politècnica de Catalunya UPC);
- Task E Upscaling of Heater Tests (Leitung: ANDRA);
- Task F: FINITO (Leitung: BGR/UFZ);
- Task G: EDZ Evolution (Leitung: SSM).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI hat den Task B vorgeschlagen und leitete diesen mit Unterstützung des Lawrence Berkeley National Laboratory. An dem Task nahmen neben dem ENSI und LBNL die Organisationen BGR, CNSC, Korea Institute of Geoscience and Mineral Resources (KIGAM) und das taiwanesische Institute of Nuclear Energy Research (INER) teil. Der Task B befasst sich mit der Modellierung des «Fault Slip»-Experiment (FS-Experiments) im Felslabor Mont Terri, an dem das ENSI ebenfalls beteiligt ist. Details dazu sind unter Kapitel 1.7.8 und in Abbildung 52 zu finden. 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 ohne Vergleich mit Messdaten. Ziel ist die Abbildung der Prozesse, insbesondere der Veränderung der Permeabilität der Störung mit der Wasserinjektion, und die Erstellung von zwei- und dreidimensionalen Modellen. Anschliessend geht es in Schritt 2 bzw. 3 um das Nachrechnen real durchgeführter Tests am Beispiel einer kleinen und einer grossen Störung.

Das ENSI hat mit Unterstützung durch den SED alle drei Arbeitsschritte abgeschlossen (Details siehe Anhang A). An dieser Stelle soll auf den Vergleich der Ergebnisse zwischen den beteiligten Teams am Beispiel des Arbeitsschritts 2 fokussiert werden. Das Beispiel wird dabei auch genutzt, um das Konzept für die Abbildung der Prozesse zu erläutern (siehe auch Birkholzer et al. 2020).

Während eines Aktivierungstests der Hauptstörung wird Wasser in die Störung gepumpt. Der ansteigende Porenwasserdruck (gestrichelte Linie in Abbildung 53a) wirkt den Druckkräften auf die Störung und den Reibungskräften in der Störung entgegen. Wenn der Porenwasserdruck gross genug ist, kann es zu einer Bewegung der Störung (Aktivierung) kommen. Solange der Porenwasserdruck konstant bleibt oder weiter steigt, breitet er sich von dem Injektionspunkt entlang der Störung aus. Solange der Porenwasserdruck gross genug ist, kann es damit zur Aktivierung weiter entfernter Bereiche der Störung kommen.

Für die Ausbreitung des Porenwasserdrucks entlang der Störung als Auslöser für die Aktivierung wurden zwei konzeptionell verschiedene Ansätze getestet. Im ersten Ansatz (FM1) kann sich die Stö-

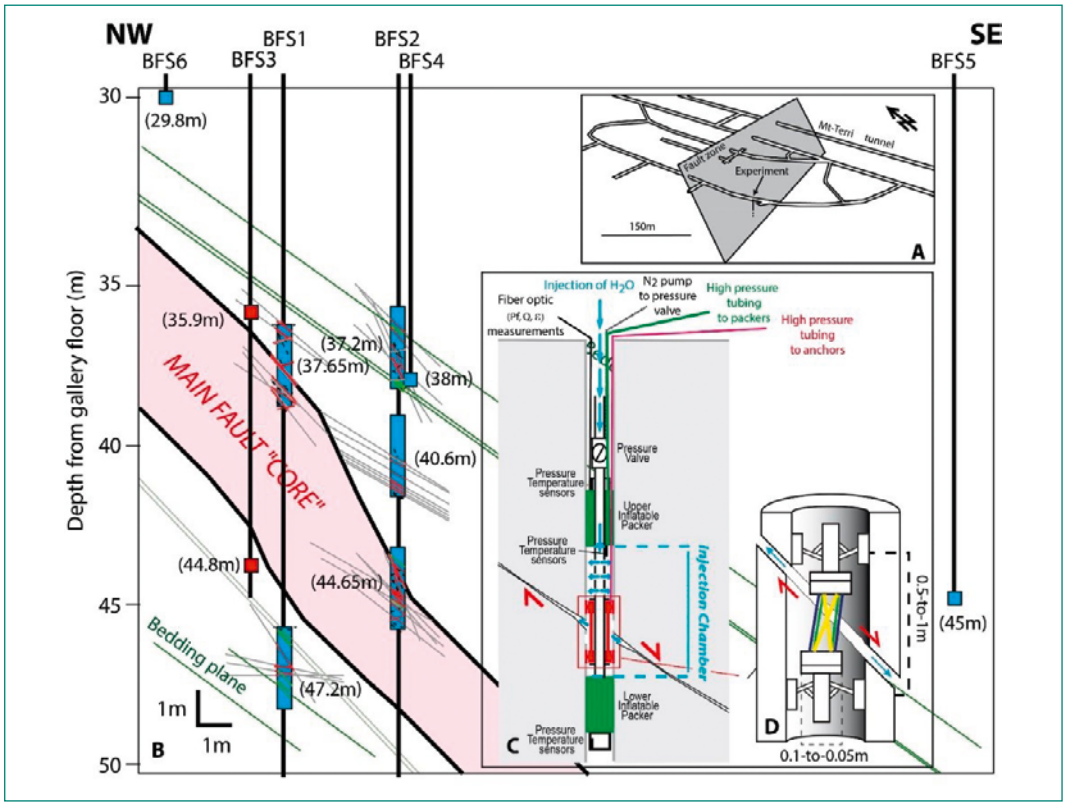


Abbildung 52:
(A) 3D-Ansicht der Hauptstörung im Felslabor Mont Terri mit dem Ort des FS-Experiments; (B) Vereinfachter Schnitt durch die Hauptstörung mit der Position der Testintervalle (blaue Rechtecke) in den Bohrungen BFS-1 und BFS-2. In Bohrung BFS-3 erfolgt das passive seismische Monitoring; (C) Darstellung der SIMFIP Testausrüstung; (D) Schematische Darstellung der 3D-Deformationsmesseinheit. Quelle: «FS-Experiment»

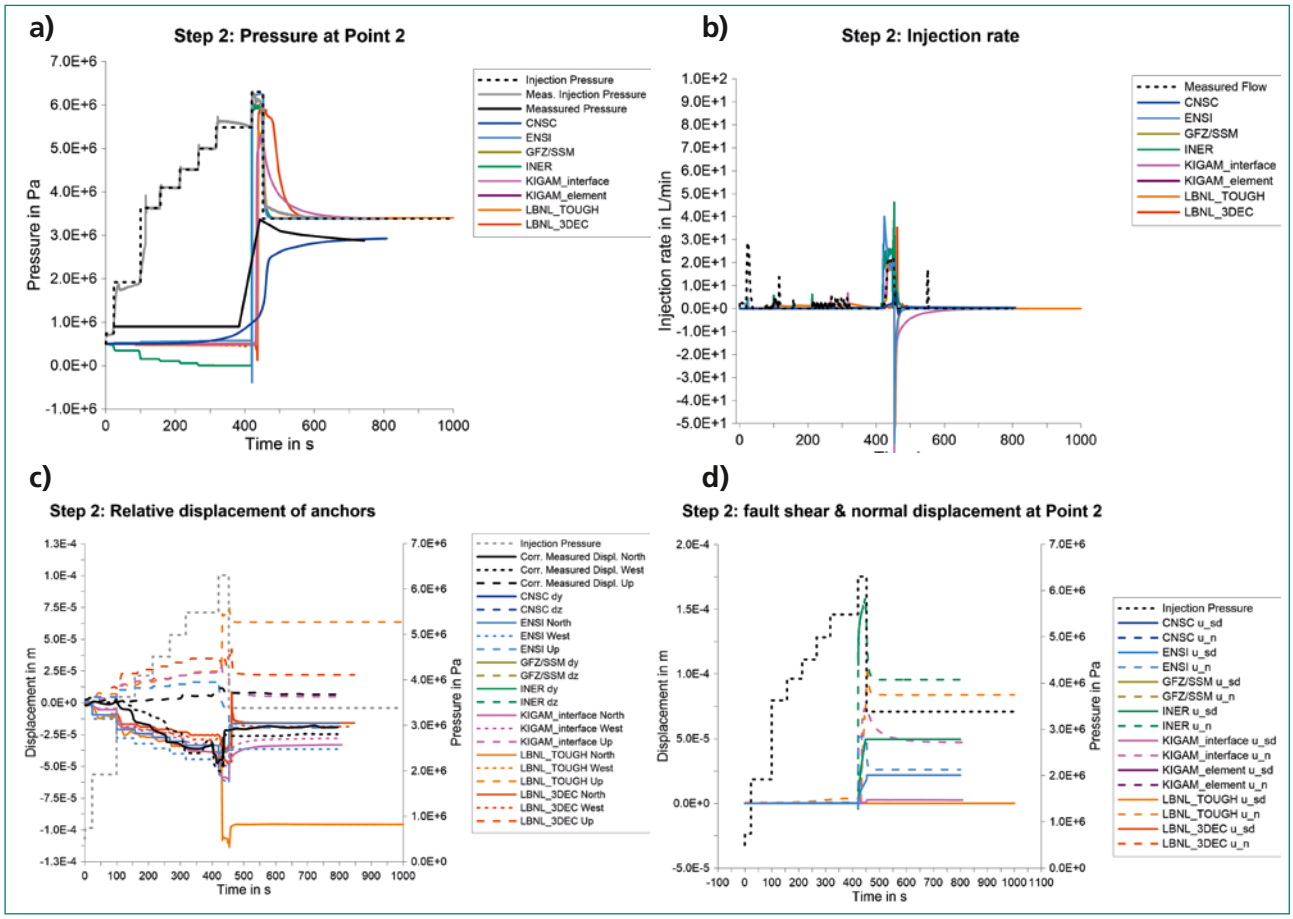


Abbildung 53: *Vergleich der Ergebnisse der am Task beteiligten Teams für Arbeitsschritt 2: a) Gemessene und berechnete Entwicklung des Porenwasserdrucks über die Zeit am Beobachtungspunkt 2, b) gemessener und berechneter zeitlicher Verlauf des Wasserflusses in die Störung am Injektionspunkt, c) gemessene und berechnete Verschiebung der Anker der Messsonde über die Zeit im Injektionspunkt, d) Normal- und Scherverschiebung der Störung. Quelle: Birkholzer et al. 2020*

rung erst nach ihrem Scherversagen elastisch öffnen. Erst die Öffnung der Störung ermöglicht das Eindringen von Wasser, den darauffolgenden Anstieg des Porenwasserdrucks und damit die weitere Ausdehnung der Aktivierung der Störung. Im zweiten Ansatz (FM2) kann sich die Störung von Anfang an elastisch öffnen. Damit ist eine schnellere Ausbreitung des erhöhten Porenwasserdrucks verbunden. Das Scherversagen der Störung tritt aber weiterhin erst ein, wenn ein entsprechend hoher Porenwasserdruck erreicht ist.

In Abbildung 53 sind der Vergleich der Messwerte mit den Berechnungsergebnissen der verschiedenen Teams dargestellt. Die Messwerte als auch die Berechnungsergebnisse zeigen, dass der Porenwasserdruck im Beobachtungspunkt (P2), der sich etwa 1.5 m entfernt vom Injektionspunkt befindet, konstant bleibt, bis die Störung an dieser Stelle nach etwa 400 s (Abbildung 53d) versagt. Damit kommt es zu einem plötzlichen starken Anstieg des Porenwasserdrucks. Die Analyse dieser Entwicklung zeigt, dass offensichtlich der Ansatz FM1 den Prozess der Aktivierung der Störung besser beschreibt. Die berechneten Ergebnisse stimmen sehr gut mit den Messwerten hinsichtlich des zeitlichen Verlaufs als auch hinsichtlich des sich einstellenden Porenwasserdrucks nach der Aktivierung der Störung überein. Die Abweichung des gemessenen Maximaldrucks zu den berechneten Werten liegt an der für die Abbildung der zeitlichen Druckentwicklung zu geringen Messdichte. Der Maximaldruck lag zwischen zwei Messzeitpunkten, so dass dieser messtechnisch nicht erfasst werden konnte. Der Vergleich der Injektionsraten (Abbildung 53b) zeigt ebenfalls eine gute Übereinstimmung zwischen den Messwerten und den Berechnungsergebnissen der Teams bei der Öffnung der Störung. Die relative Verschiebung der Ankerpunkte (upper and lower packer in Abbildung 52) der Messsonde können von allen Teams im Prinzip nachvollzogen werden. Hier zeigt sich jedoch generell eine Überschätzung der vertikalen Verschiebung. Der zeitliche Verlauf der Normal- und Scherverschiebung der Störung stimmt bei allen Teams gut überein. Allerdings gibt es deutliche Unterschiede im Betrag der Verschiebun-

gen. Eine Ursache dafür könnten die unterschiedlichen Ansätze der Teams zur Widerspiegelung der Störung sein.
Insgesamt zeigen die dargestellten Ergebnisse, dass die verwendeten Modellkonzepte geeignet sind, um die Aktivierung der Störung abzubilden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme am Projekt DECOVALEX hat für das ENSI eine hohe Bedeutung für die Vorbereitung auf die Prüfung des Sicherheitsnachweises. Die Bearbeitung der Aufgaben im Task B erweiterte die interne Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeitsicherheit relevanten Modellierung von hydraulisch-mechanischen Prozessen im Opalinuston. Diese und ähnliche Modelle werden zur sicherheitstechnischen Beurteilung der in der Planung befindlichen Tiefenlagerprojekte eingesetzt. DECOVALEX stärkt zudem die internationale Vernetzung des ENSI. So wurden intensive fachliche Kontakte unter anderem zum LBNL, zur IRSN und zu BGR/UFZ ausgebaut.

Ausblick

Das Projekt DECOVALEX-2019 ist damit abgeschlossen. Im Jahr 2020 beginnt die nächste bis 2023 laufende Phase des Projekts, genannt DECOVALEX-2023. Das ENSI hat dafür das FE-Experiment im Felslabor Mont Terri als Grundlage vorgeschlagen. Das FE-Experiment ist weitgehend eine masstäbliche Abbildung des derzeitigen Lagerkonzepts der Nagra. Das ENSI wird sich mit den thermisch-hydraulisch-mechanisch gekoppelten Prozessen im Nahbereich der Tiefenlagerbehälter für hochaktive Abfälle vertieft auseinandersetzen.

Zitierte Literatur

- *Birkholzer, J., Bond, A., Graupner, B., Rutqvist, J., Guglielmi, Y. (2020):* DECOVALEX-2019 project – Task B final report, www.decovalex.org

1.7.15 Forschung im Rahmen des NEA Clay Club

Auftragnehmer: OECD-NEA
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Auf internationaler Ebene befasst sich die Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD mit Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im «Radioactive Waste Management Committee» (RWMC) sind über 20 Länder vertreten, wo unter anderem generelle Strategiefragen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle behandelt werden. Deren technische Arbeitsgruppe «Integration Group for the Safety Case» (IGSC) beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der geologischen Tiefenlagerung. 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.
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. Der NEA Clay Club unterstützt im Rahmen seiner Tätigkeit gezielt Forschungsarbeiten, mit denen offene Fragen zu grundlegenden Aspekten des Sicherheitsnachweises in Tongesteinsformationen angegangen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Bericht über die Arbeiten zum Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» wurde verabschiedet, mit der Veröffentlichung durch die NEA wird im Jahr 2020 gerechnet. Das Projekt beschäftigt sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von

geologischen Tiefenlagern in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, mineralogischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Datensätzen, die für die betrachteten Gesteinsformationen zusammengetragen und übersichtlich dargestellt wurden.

An der Universität Bern wird das Projekt «CLAYWAT – 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 Schiefertonen, die Interpretation der Porenwasserzusammensetzung aus Extraktionsexperimenten, die advektive 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.

Bei den Laboranalysen kam es leider zu Verzögerungen bei den Wasser-Adsorptionsisothermen, da Exsikkatoren eingesetzt werden mussten, um den Feuchtegehalt der Proben mit hoher Genauigkeit zu definieren. Dieser Prozess ist sehr zeitaufwändig. Daher werden die letzten Ergebnisse erst zu Beginn des Jahres 2020 erwartet. Die Analyse der experimentellen Ergebnisse ist dadurch ebenfalls verzögert, so dass der Abschlussbericht erst im Jahr 2021 erwartet wird.

Eine weitere Erkenntnis aus den Arbeiten des Clay Club 2019 ist, dass man die Auflockerungszone in der Umgebung von Tunnelbauwerken in EDZ («Excavation Damage Zone») und EdZ («Excavation disturbed Zone») unterscheidet. Während die Ausdehnung der EDZ etwa einem Tunnelradius entspricht, reicht die EdZ etwa einen Tunneldurchmesser ins Gestein. Die hydraulische Durchlässigkeit ist vor allem in der EDZ deutlich erhöht, während in der EdZ nur eine geringe Erhöhung gemessen werden konnte. Die Selbstabdichtung der Auflockerungszone erfolgt nach der erneuten Aufsättigung durch Quellen und später durch Kriechen des Gesteins. Durch die kontinuierliche Belüftung der Tunnel während der Betriebszeit bleibt die EDZ bei den betrachteten Tunneln in einer Tiefe von bis zu 3 m weitgehend erhalten.

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 Juni 2020 in Nancy in Verbindung mit der Clay Conference statt. Gastgeber ist der französische Endlagerprojektant Andra. Vor der nächsten Sitzung wird die Veröffentlichung zu den Erkenntnissen aus den Fachsitzungen erstellt und es werden Projektideen aus den identifizierten Wissenslücken entwickelt.

1.7.16 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 54). Im Pilotlager wird bis zum Ablauf der gesetzlich geforderten Beobachtungsphase das Verhalten der Abfälle, der Endlagerbehälter, der technischen Barrieren, der Verfüllung und der Versiegelungsstrecken sowie des Wirtgesteins überwacht. Die Ergebnisse dieser Überwachung müssen auf das Hauptlager übertragbar sein und dienen der Erhärtung des Langzeit-Sicherheitsnachweises. Die Ergebnisse aus dem Pilotlager bilden somit eine wichtige Grundlage für den Entscheid, die Beobachtungsphase zu beenden und das Lager endgültig zu verschliessen.

In der laufenden Etappe 3 des schweizerischen Standortauswahlverfahrens (Sachplan geologische

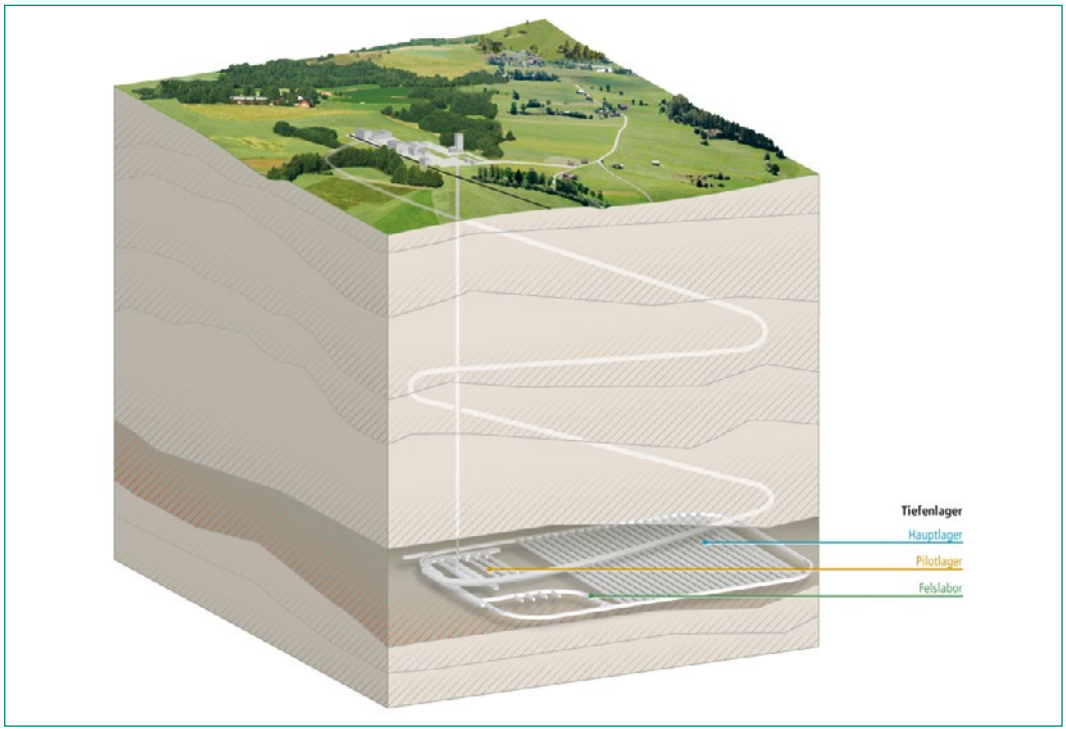


Abbildung 54:
Ein geologisches Tiefenlager besteht aus einem Hauptlager, einem Pilotlager und einem Felslabor. Ein Tiefenlager für hochaktive Abfälle (wie in der Abbildung schematisch gezeigt) ist 400–900 Meter unter Tage geplant. Schwach- und mittelaktive Abfälle sollen in einer Tiefe von 200–800 Metern eingelagert werden. Quelle: ENSI

Tiefenlager, SGT) werden von der Nagra drei geologische Standortgebiete weiter untersucht. In diesen Standortgebieten ist der Opalinuston das bevorzugte Wirtgestein. Tongesteine sind bautechnisch anspruchsvoll. Betrachtungen zur zukünftigen Lagerauslegung und -überwachung (Monitoring) konzentrieren sich insbesondere auf Aspekte, die im Wirtgestein und in den im Lagerkonzept vorgesehenen technischen Barrieren wichtig sind.

Das ENSI hat im Berichtsjahr an drei Forschungsprojekten gearbeitet. Entsprechende Resultate sind sowohl in die Neuauflage der Richtlinie zur geologischen Tiefenlagerung (ENSI-G03) als auch in die regulatorischen Vorgaben für Etappe 3 SGT eingeflossen. Dabei handelt es sich um folgende Projekte:

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden die Arbeiten zu den Projekten «Lagerauslegung, Teil 2» abgeschlossen, diejenigen zu den Projekten «Pilotlager: Auslegung und Inventar» und «Monitoringkonzept und einrichtungen, Teil 2» weitergeführt.

Mit dem regulatorischen **Forschungsprojekt «Lagerauslegung, Teil 2»** hat das ENSI abgeklärt, welche Anforderungen an die Lagerauslegung und an die Projektierung der Tiefenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA) und hochaktive Abfälle (HAA) im Hinblick auf die regulatorischen Vorgaben für Etappe 3 des SGT und die Neuauflage der Richtlinie ENSI-G03 notwendig sind. Diese Anforderungen sind auch wichtig für die zukünftige Aufsichtstätigkeit des ENSI, unter anderem für Beurteilungen des ENSI im Rahmen des Entsorgungsprogramms und der Kostenstudien sowie des Rahmenbewilligungsgesuchs. Dazu wurde in Form einer fachlichen Anhörung mit internen und externen Fachleuten sowie Experten aus der Tunnelbaubranche zusammengearbeitet. Daneben wurden Fragestellungen der Lagerauslegung, bautechnische und weitere auslegungsrelevante Aspekte sowie deren Auswirkungen auf den Lagerbetrieb und die Langzeitsicherheit diskutiert. Diverse dieser Aspekte haben sich dabei direkt auf Kritikpunkte des ENSI im Rahmen seiner Beurteilung der in Etappe 2 SGT von der Nagra eingereichten Unterlagen abgestützt.

Der Fokus der fachlichen Diskussionen im Rahmen des Projekts lag auf dem Tiefenlager für hochaktive Abfälle (HAA-Lager) und den dazugehörigen untertägigen Bauwerken. Einige der Diskussionsresultate gelten aber sinngemäss auch für das Tiefenlager für schwach- und mittelaktive Abfälle (SMA-Lager). Insbesondere wurde die Eignung und Umsetzbarkeit verschiedener maschineller Vortriebsmethoden zum Auffahren der HAA-Lagerstollen betrachtet. Im Berichtsjahr fanden die letzten drei der insgesamt neun Projektsitzungen

statt. In diesen wurden letzte thematische Fragen geklärt und am Abschlussbericht gearbeitet.

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 Veränderungen, der Ermittlung der Gesteinseigenschaften zur Prüfung der Standorteignung bis hin zum Messprogramm während des Betriebs (einschliesslich Beobachtungsphase und ordnungsgemässem Lagerverschluss). Durch Literaturstudium, Erfahrungsaustausch mit anderen Ländern, der Befragung ENSI-interner sowie externer Experten sowie durch das Verfolgen des internationalen Forschungsprojekts MODERN2020 (www.modern2020.eu) wurden Anforderungen und Erwartungen an ein zukünftiges Monitoringkonzept entwickelt. Ausserdem dienten die Arbeiten der Formulierung von regulatorischen Erwartungen, wie relevante Prozesse und Parameter durch das Monitoring überwacht werden sollen.

Im Berichtsjahr wurde mittels Expertenbefragung die Monitoring-Praxis aus der Industrie erfasst und an der Abschlusskonferenz zum internationalen Forschungsprojekt MODERN2020 zum Thema Monitoring in geologischen Tiefenlagern teilgenommen. Ausserdem wurde der fachliche Austausch mit Entsorgungspflichtigen und Aufsichtsbehörden aus Ländern mit fortgeschrittenen Entsorgungsprojekten (Finnland und Frankreich) hinsichtlich Monitoring von geologischen Tiefenlager gepflegt. Die Ergebnisse dienten als Grundlage für die Erstellung von Anforderungen des ENSI an ein Monitoringkonzept sowie bezüglich der Überarbeitung der Neuauflage 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. Das Projekt wurde nach der Sistierung wieder aufgenommen. Mittlerweile liegt ein Abschlussbericht vor, der im Jahr 2020 veröffentlicht werden soll. Wichtige Erkenntnisse aus dem Projekt sind:

Die Funktion des Pilotlagers ist es, das Verhalten der Abfälle, der Verfüllung und des Wirtgesteins bis zum Ablauf der Beobachtungsphase zu überwachen. Bei der Überwachung sind im Hinblick auf den Verschluss Daten zur Erhärtung des Sicherheitsnachweises zu ermitteln. Die ermittelten Ergebnisse der Überwachung dienen auch der Information der Öffentlichkeit über die Entwicklung des Pilotlagers und sie können genutzt werden, um allfällige unerwartete Entwicklungen zu identifizieren.

Mit dem Pilotlager wird das Verhalten des Gesamtsystems aus technischen und natürlichen Barrieren sowie des radioaktiven Abfalls überwacht. Dabei ist es auf Grund der im Vergleich zum Nachweiszeitraum eines Tiefenlagers (bis zu einer Million Jahre) kurzen Beobachtungsphase (angenommen werden im Projekt 50 Jahre) auf die Anfangsphase des Tiefenlagers beschränkt. Die im Pilotlager beobachtbaren Prozesse umfassen innerhalb einer Beobachtungsphase von mehreren Dekaden den Wärmeeintrag und die Wärmeausbreitung in den technischen Barrieren und im Wirtgestein (HAA), die Entsättigung und Wiederaufsättigung, den Anstieg des Porenwasserdrucks (HAA), die Entwicklung der Auflockerungszone, die Konvergenz der Lagerstollen, die Spannungsveränderungen, die Gasbildung sowie das Selbstabdichtungsverhalten der Auflockerungszone und des Bentonits. Wahrscheinlich nicht beobachtbare Prozesse, da diese erst später ablaufen oder sehr langsam sind, umfassen den Gastransport in den technischen und natürlichen Barrieren, das Behälterversagen, die mit dem Behälterversagen einhergehende Freisetzung von Radionukliden und deren Transport sowie die Entwicklung der geochemischen Bedingungen.

Im Überwachungskonzept für das Pilotlager ist es notwendig, unerwartete Ereignisse und Entwicklungen in geeigneter Form zu berücksichtigen. Dabei geht es insbesondere um Ereignisse, die zwar als nicht-beobachtbar eingeordnet sind (zum Beispiel auf Grund ihres späten zeitlichen Auftretens), deren früheres Eintreten aber eine Überprüfung der Funktionstüchtigkeit der technischen Barrieren erforderlich machen würde. Für die Überwachung unerwarteter Entwicklungen im Pilotlager wird mit dem Überwachungskonzept eine Auswahl von Indikatoren vorgeschlagen, die, soweit technisch möglich, gemessen werden sollen. Dazu können beispielsweise die Temperatur, die Radionuklidkonzentration (bzw. die ionisierende Strahlung), die Gassättigung, der Porenwasserdruck, die Position des Behälters und die Tunnelkonvergenz gehören. Das Überwachungskonzept sollte bezüglich unerwarteter Entwicklung durch Regeln für den Umgang mit beobachteten Abweichungen ergänzt werden. Für die Platzierung des Pilotlagers muss eine Abwägung zwischen zwei gegensätz-

lich wirkenden Zielen erfolgen, einerseits die Gewährleistung der Übertragbarkeit der Entwicklung im Pilotlager auf das Hauptlager und andererseits die Vermeidung einer negativen Beeinflussung des Hauptlagers durch Entwicklungen im Pilotlager. Ein geeigneter Abstand des Pilotlagers vom Hauptlager ist im Zuge der weiteren Realisierung des Tiefenlagers zu begründen.

Das Pilotlager kann ein wichtiges Element zur Information der Öffentlichkeit sein. Die Information der Bevölkerung kann durch vielfältige und regelmässige Anlässe erreicht werden. Dabei geht es nicht nur um die lokale Bevölkerung im Standortgebiet, sondern auch um die gesamte Bevölkerung der Schweiz.

Derzeit besteht kein unmittelbarer Handlungsbedarf für weitere Vorgaben für ein Pilotlager, bis die Standorte für die Tiefenlager gewählt wurden.

Bedeutung der Projekte, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das schrittweise Vorgehen bei der Standortsuche und bei der anschliessenden Realisierung eines oder mehrerer geologischer Tiefenlager muss die Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik einschliessen. Die Sicherheit hat dabei oberste Priorität. Bei jedem Schritt der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers ist der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik zu berücksichtigen. Es müssen auch Alternativen aufgezeigt werden, um die Entscheide bei der Auslegung von Haupt- und Pilotlager, beim Monitoringkonzept und bei deren technischer Umsetzung sicherheitstechnisch zu begründen. Die Ergebnisse der drei Projekte wurden dazu bereits bei der laufenden Neuauflage der Richtlinie ENSI-G03 berücksichtigt und sind auch in die regulatorischen Vorgaben für Etappe 3 SGT eingeflossen. Sie werden auch in die Beurteilung der Unterlagen der Nagra zum Standortentscheid in Etappe 3 SGT einfliessen.

Ausblick

Der Abschlussbericht des Projekts wird auf Ende Januar 2020 fertiggestellt werden. Das ENSI strebt an, das Thema Lagerauslegung regulatorisch weiter zu diskutieren. Aufgrund der seit kurzem vorliegenden Schlussberichte zu MODERN2020 kann das Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2» 2020 abgeschlossen werden. Im Jahr 2020 soll der Schlussbericht zum Projekt «Pilotlager: Auslegung und Inventar» durch die externen Teilnehmenden des Projektteams abschliessend kommentiert und veröffentlicht werden.

1.7.17 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 Ausräumungen nicht vollständig erfolgten, blieben stellenweise 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 Meter höher lag als heute. Seither wurden sie entlang der sich einschneidenden Flusstäler bis auf das heutige Niveau abgetragen, so dass die Erosionsreste heute hochgelegene Plateaus zwischen den Flusstälern bilden. Mit einer Datierung dieser Sedimente können Rückschlüsse auf die langfristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands gewonnen werden. 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 methodische Lücke geschlossen werden konnte. Die erzielten Ergebnisse stellen einen wertvollen Beitrag auf dem Weg zu einer robusten Datenbasis bezüglich der Entwicklung der fluviatilen Erosionsbasis dar, aber sie müssen wissenschaftlich durch weitere Ergebnisse untermauert werden. Zu diesem Zweck wurde 2017 eine weitere Dissertation am Institut für Geologie der Universität Bern gestartet. Darin soll die Methode des *isochron-burial*



Abbildung 55:
Aufschlusssituation in der Kiesgrube Bünten, südöstlich von Möhlin im Hochrheintal im März 2019. Der Bünten-Till befindet sich im unteren Teil der Sedimentabfolge und war aufgrund des eingestellten Kiesabbaus über Jahrzehnte nicht erreichbar. Das Bild zeigt die Forschenden beim Freilegen des Aufschlusses. Bild: Marius Büchi, Universität Bern

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

Im März 2019 wurde der Bünten-Till im Gebiet des Möhliner Felds beprobt und sedimentologisch erfasst (Abbildung 55). Beim Bünten-Till handelt es sich nicht um eine Deckenschotter-Ablagerung, sondern um «Geschiebemergel», also direkt von Gletschereis abgelagertes Sediment. Der Bünten-Till hat auch in Bezug auf die Erforschung der Schweizer Eiszeitengeschichte eine besondere Stellung: Er wird als Grundmoräne eines Gletschers alpinen Ursprungs gedeutet und damit als Relikt der grössten alpinen Eisausdehnung, der sogenannten «Most Extensive Glaciation» (Dick et al. 1996 , Preusser et al. 2011, Schlüchter 1988). Trotz ihrer grossen quartärgeologischen Bedeutung waren die Ablagerungen im unteren Teil der Kiesgrube Bünten bei Möhlin im Hochrheintal seit knapp 25 Jahren nicht zugänglich. Erst die kürzlich wieder aufgenommene Kiesgewinnung in der Grube erlaubte die erneute Untersuchung dieser wissenschaftlichen Rarität. Im Aufschluss stellt sich der Till als ca. 30 cm mächtiger, lachsfarbener, diamiktischer Horizont dar und weist deutliche Deformationsanzeichen wie Verkippung und Verfaltung auf (Abbildung 56).

Mit der Beprobung des Bünten-Tills konnten im Berichtsjahr die für das Projekt notwendigen Feldarbeiten abgeschlossen werden. Damit liegen zusammen mit den vorhandenen 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 und deren Abstrombereich abdecken. Insgesamt wurden 149 Einzelproben für das *isochron-burial dating*-Verfahren genommen.

Für die untersuchte Region Mandach wurden die petrographischen und morphometrischen Detailanalysen abgeschlossen. Hierfür wurden bei über 250 Einzelgeröllen die Gesteinsart bestimmt und die Geröllgrösse und -form vermessen.

Betreffend den Datierungsarbeiten wurde im Berichtsjahr weiter intensiv an der Reduktion des ^{27}Al-Gehaltes mittels chemischer Aufbereitung/Reinigung gearbeitet. Die methodisch nötige Al-Reduktion erwies sich im bisherigen Projektverlauf als grössere Herausforderung als ursprünglich vermutet. Im Jahr 2019 konnten insgesamt 18 Proben für die Bestimmung der Nuklidkonzentrationen (^{10}Be und ^{26}Al) am Labor für Ionenstrahlphysik der ETH Zürich bereitgestellt werden (Details hierzu siehe Bericht der Forschenden im Anhang). Die Messungen erfolgten Anfang Dezember 2019, sodass zum Zeitpunkt der Berichterstattung noch keine Ergebnisse vorlagen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Prozessverständnis zur Landschaftsentwicklung, insbesondere zur langfristigen Entwicklung der Erosionsbasis spielt in Bezug auf die Beurtei-



Abbildung 56:
Detailaufnahme des Bünten-Tills. Der Till stellt sich als ca. 30 cm mächtiger, lachsfarbener Diamikt (ein solcher umfasst alle Korngrössen von Ton über Silt und Sand bis Kies) dar. Er ist deutlich verkippt und teilweise intern verfaltet, was auf Bewegungen nach seiner Ablagerung hinweist. Die Forschenden konnten für die vorgesehene Altersbestimmung mittels kosmogener Nuklide ausreichend geeignetes Probenmaterial bergen. Bild: Naki Akçar, Universität Bern

lung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager eine zentrale Rolle. Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager müssen langfristige Prognosen zu Hebung und Erosion erstellt werden. Diese Prognosen orientieren sich an den Erosions- und Hebungsraten der Vergangenheit. Für die Bestimmung langfristiger Hebungsraten sind die Deckenschotter als älteste und heute höchstgelegene quartäre Ablagerungen des Alpenvorlandes von besonderer Bedeutung. Aufgrund der bisherigen Erkenntnisse zum Alter der Deckenschotter scheinen die geodätisch gemessenen Hebungsraten langfristige Gültigkeit zu haben. Das ENSI generiert mit dem Projekt wichtige Beurteilungsgrundlagen zum laufenden Standortauswahlprozess für geologischer Tiefenlager sowie für spätere Bewilligungsschritte.

Ausblick

Im kommenden Jahr werden die noch offenen petrographischen und morphometrischen Detailanalysen der Lokalitäten Schienerberg, Chroobach und Möhlin abgeschlossen. Die aufwendige Probenaufbereitung zur Bestimmung der ^{10}Be- und ^{26}Al-Nuklidkonzentrationen wird für die Probensätze Mandach (Buech, Buech II, Etzwil, Roggenfeld), die Bodenseeregion (Schienerberg, Chroobach) und Bünten fortgesetzt und abgeschlossen. Anschliessend werden die Nuklidmessungen an der ETH Zürich erfolgen. Desweitern werden mithilfe der bereits erfolgten Nuklidmessungen (siehe oben) erste isochron-burial-Alter errechnet. Mit den anvisierten Zielen für das Jahr 2020 ist der geplante Projektabschluss bis 2021 möglich.

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.
- *Dick K.A., Graf H.-R., Müller B.U., Hartmann P., Schlüchter C. (1996):* Das nordalpine Wasserschloss und seine eiszeitgeologische Umgebung. Eclogae geologicae Helvetiae 89, 635–645.
- *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.
- *Schlüchter C. (1988):* A non-classical summary of the Quaternary stratigraphy of the northern Alpine Foreland of Switzerland. Bulletin de la Société neuchâteloise de Géographie 32/33, 143-157.

1.7.18 Quartärstratigraphie Hochrhein

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

Einleitung

Bei der Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager spielen Prozesse der Erosion, also des Abtrags von Gesteinsmaterial, und somit die Reduktion der geologischen Überlagerung eine zentrale Rolle. Die Erosion wird zum einen durch glaziale Prozesse (Gletscher), zum anderen durch fluviatile Prozesse (Flüsse) gesteuert. Auf lokalem Massstab entwickeln sich glaziale Becken, übertiefte Rinnen oder Durchbruchsrinnen sowie Flusstäler. Auf regionalem Massstab erfolgt eine Absenkung der Erosionsbasis und damit verbunden eine Anpassung der Flusslängsprofile (rückschreitende Erosion).

Das Hochrheintal 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 Hochrheintal 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 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 Detailierungsgrad dieser Kartierungsarbeiten sowie der Publikationsmöglichkeit eines abschliessenden Projektberichts im Rahmen der swisstopo-Publikationsreihe Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, inklusive einer projekteigenen geologischen Spezialkarte (Massstab 1:50'000), ergeben sich wertvolle Synergieeffekte zwischen Projekten von swisstopo und ENSI.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im vierten und letzten Projektjahr 2019 wurden die Kartier- und Feldarbeiten sowie die Probenahmen im gesamten Bearbeitungsgebiet abgeschlossen. Es wurden mehr als 180 Geröllproben genommen und ausgewertet. Zusätzlich wurden für Schwermineraluntersuchungen 100 Sandproben genommen, welche zum überwiegenden Teil bereits aufbereitet und analysiert sind. Ebenfalls abgeschlossen wurden die Beschaffung von (digitalen) Kartengrundlagen und Bohrdaten, welche die Grundlage für die Erstellung einer Karte im Massstab 1:50'000 der pleistozänen Ablagerungen des Hochrheintals darstellen. Für diese Karte, mit deren Hilfe die lithostratigraphische Ein- und Verteilung der eiszeitlichen Sedimente des Hochrheins visualisiert werden, wurde die generelle Gliederung der Sedimente nach den Grundsätzen der lithostratigraphischen Nomenklatur als Kartenlegende erstellt (siehe Projektbericht in Anhang A). Anhand der vorliegenden Kenntnisse lässt sich, wenn auch noch nicht abschliessend, festhalten, dass die bisherige morphostratigraphische Gliederung der verschiedenen Terrassensysteme grundsätzlich bestätigt werden konnte. Herausfordernd ist dabei die Tatsache, dass sich die Systeme «Tiefere Deckenschotter» und «Hochterrasse» im Untersuchungsgebiet aufgrund ihrer ähnlichen Höhenlagen morphologisch nur undeutlich voneinander trennen lassen. Auf Basis der bisher vorliegenden petrographischen Analysen, also der Zusammensetzung der Terrassenschotter nach Gesteinskomponenten, kann jedoch festgestellt werden, dass sich die «Hochterrasse» klar von den «Tieferen» und «Höheren Deckenschottern» sowie der im Oberrheingraben ausgeschiedenen

«Breisgau-Formation» unterscheidet. Diese Erkenntnis ist neu und könnte auf grössere, bisher nicht erfasste Veränderungen im Einzugsgebiet während des Pleistozäns hindeuten, zum Beispiel markante Lageveränderungen von (Vorland-)Gletschersystemen während aufeinander folgender Vereisungsperioden.

Um die Ablagerungs- und Landschaftsgeschichte des Hochrheins rekonstruieren zu können, werden im Projekt auch Altersbestimmungen – sofern rechtzeitig verfügbar – verwendet. Hierzu wurde beispielsweise die Probenahme für Datierungen mittels kosmogener Nuklide in der Kiesgrube Bünten unterstützt (siehe Kap. 1.7.17), Radiokohlenstoff-Datierungen bestehender Mammutfunde aus dem Basler Raum in Auftrag gegeben oder Lumineszenzdatierungen an der Universität Freiburg i. Br. durch Feldarbeiten unterstützt. Die Resultate dieser Datierungen sind noch ausstehend und werden für das Frühjahr 2020 erwartet.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Kenntnisse zur Erosionsgeschichte der Nordschweiz sind für die Aufsichtstätigkeit des ENSI von grosser Relevanz, da alle drei in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager verbleibenden Standortgebiete für geologische Tiefenlager davon betroffen sind. Insbesondere für die Lagerung hochradioaktiver Abfälle 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 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

Das Projekt soll bis Sommer 2020 abgeschlossen und die Forschungsresultate in einem Bericht dokumentiert werden. Hierzu sind noch einzelne analytische Arbeiten abzuschliessen (zum Beispiel Analyse der Schwerminerale, punktuelle, ergänzende Feldbegehungen). Des Weiteren werden die Resultate externer Arbeiten, insbesondere verschiedene Altersbestimmungen (beispielsweise des Bünten-Till im Gebiet des Möhliner Felds, Lumineszenzdatierung diverser Schlüssellokalitäten, Radiokohlenstoff-Untersuchungen an Fossilfunden) – sofern möglich – abgewartet und bei der abschliessenden Interpretation der Forschungsresultate berücksichtigt. Ebenfalls abzuschliessen sind die aufwändigen kartographischen Arbeiten für die Karte der pleistozänen Ablagerungen. Der auszuarbeitende Forschungsbericht wird dann als Manuskript mit der erwähnten Kartenvorlage der swisstopo zur Publikation übergeben.

Zitierte Literatur

- *Graf H.R. (2009a):* Stratigraphie und Morphogenese von frühpleistozänen Ablagerungen zwischen Bodensee und Klettgau. E&G Quaternary Science Journal 58, 12–53. DOI: 10.3285/eg.58.1.02.
- *Graf H.R. (2009b):* Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz. Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz – Neue Folge 168, 1–198.
- *Kock S. (2008):* Pleistocene terraces in the Hochrhein area – formation, age constraints and neotectonic implications, Dissertation Universität Basel.
- *Preusser F., Graf H.R., Keller O., Krayss E., Schlüchter C. (2011):* Quaternary glaciation history of northern Switzerland. E&G Quaternary Science Journal 60, 282–305. DOI: 10.3285/eg.60.2-3.06.
- *Verderber R. (1992):* Quartärgeologische Untersuchungen im Hochrheingebiet zwischen Schaffhausen und Basel, Dissertation Albert-Ludwigs-Universität Freiburg i. Br., Freiburg i. Br.
- *Verderber R. (2004):* Quartärgeologie im Hochrheingebiet zwischen Schaffhausen und Basel. Zeitschrift der Deutschen Geologischen Gesellschaft 154, 369–406.



2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen 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 Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (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 siebenstufige 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 2019 wurden der IAEA 6 Vorkommnisse der INES-Stufe 1 (Anomalie), 15 Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) und 1 Vorkommnis der INES-Stufe 3 (ernsthafter Zwischenfall) gemeldet. Von den 22 Vorkommnissen

wurden 17 endgültig und 5 vorläufig eingestuft. Von diesen 22 Vorkommnissen ereigneten sich 5 Vorkommnisse (alle INES 2) in Kernkraftwerken, die restlichen 17 Vorkommnisse traten während medizinischer oder industrieller Anwendungen sowie während des Transportes radioaktiver Quellen auf. Insgesamt gesehen wurden die Vorkommnisse wie folgt bewertet:

- Bei 9 Vorkommnissen kam es zu einer Bestrahlung von Personen oberhalb der zulässigen Grenzwerte.
- Bei 13 Vorkommnissen wurden keine Personen bestrahlt, aber das Konzept der gestaffelten Schutzvorsorge war geschwächt.

Im Jahre 2008 wurde das European Clearinghouse on Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten (https://clearinghouse-oef.jrc.ec.europa.eu/) gegründet, bei dem die Schweiz ebenfalls Mitglied ist 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 in Europa (VGB), ebenfalls mit dem Ziel eines breit angelegten Erfahrungsaustausches.

In den nachfolgenden Kapiteln werden ausgewählte, internationale Vorkommnisse beschrieben, die im Jahr 2019 aufgrund ihrer besonderen Relevanz vom ENSI bezüglich Übertragbarkeit auf die Schweizer Kernkraftwerke bewertet wurden. Von den 3 hier beschriebenen Vorkommnissen wurde das erste, in mehreren französischen Kernkraftwerken aufgetretene Vorkommnis nach der internationalen Ereignisskala der INES-Stufe 2 zugeordnet. Dieses Vorkommnis zeigte Schwächen im Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge auf, die von der zuständigen Aufsichtsbehörde als wesentlich bewertet wurden. Die beiden anderen, in deutschen Kernkraftwerken aufgetretenen Vorkommnisse wurde nach der internationalen Ereignisskala der INES-Stufe 0 zugeordnet. Eines dieser Vorkommnisse führte zu Nachrüstungen in einem Schweizer Kernkraftwerk.

2.1 Vorkommnis 1: Gefährdung der Funktion von Notstromdieselgeneratoren durch nicht erkannte seismische Interaktionen (INES 2)

Bereits im Juni 2017 wurden von der französischen Aufsichtsbehörde ASN sicherheitsrelevante Mängel bezüglich der Erdbebenfestigkeit der für die Funktion der Notstromdieselaggregate erforderlichen Hilfssysteme in mehreren französischen Kernkraftwerken gemeldet (siehe ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2017). Damals wurde von der Betreiberin der französischen Kernkraftwerke EDF festgestellt, dass die Verankerungen der Hilfssysteme eine zum Teil unzureichende Erdbebenfestigkeit aufwiesen. Daraufhin wurden die betroffenen Verankerungen verstärkt.

Im Mai 2019 wurden von der französischen Aufsichtsbehörde ASN erneut sicherheitsrelevante Mängel bezüglich der Erdbebenfestigkeit der Hilfssysteme für Notstromdieselaggregate in mehreren französischen Kernkraftwerken gemeldet. Die Betreiberin der französischen Kernkraftwerke EDF hatte festgestellt, dass Leitungen der Hilfssysteme aufgrund ihres möglichen Kontakts mit benachbarten Baustrukturen im Falle eines Erdbebens beschädigt werden können. Diese bisher nicht erkannten, seismischen Interaktionen sind auf ein unterschiedliches Schwingungsverhalten des Notstromdieselaggregates und der an dieses Aggregat angeschlossenen Leitungen der Hilfssysteme zurückzuführen.

Im Falle eines schweren Erdbebens ist davon auszugehen, dass die externe Stromversorgung und die Eigenbedarfsversorgung der für den Betrieb

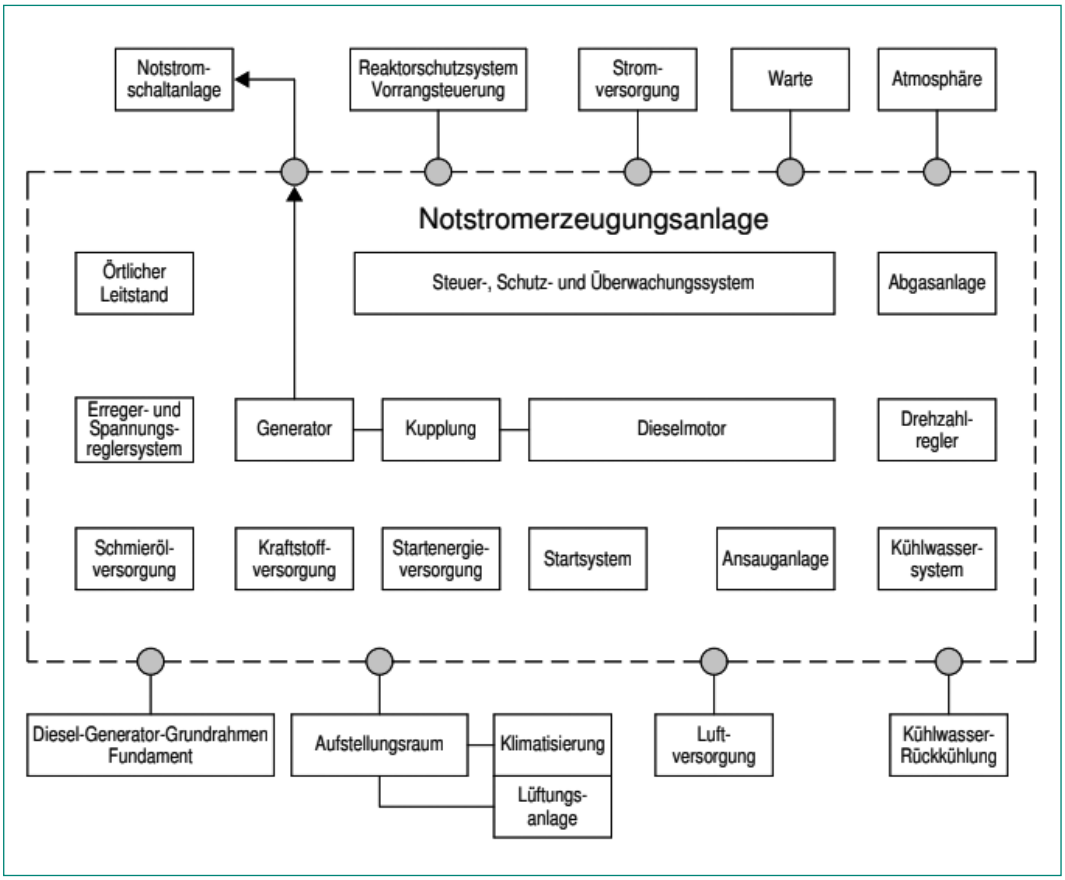


Abbildung 1:
Hilfssysteme für den Betrieb eines Notstromdieselaggregates. Quelle: Sicherheitstechnische Regel KTA 3702 – Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken

eines Kernkraftwerks erforderlichen Betriebssysteme ausfallen. Die dann zur Erreichung eines sicheren Zustandes erforderlichen Sicherheitssysteme werden über die mehrfach vorhandenen Notstromdieselaggregate versorgt. Die Notstromdieselaggregate benötigen die in Abbildung 1 vereinfacht dargestellten Hilfssysteme (zum Beispiel Schmieröl-, Kraftstoff- und Kühlwasserversorgung). Bei einer Beschädigung der Leitungen eines dieser Hilfssysteme besteht die Gefahr eines Ausfalls des betroffenen Notstromdieselaggregates.

Die Befunde in den französischen Kernkraftwerken wurden von der französischen Aufsichtsbehörde ASN je nach Anzahl betroffener Notstromaggregate der INES-Stufe 2 (beide Aggregate betroffen) oder der INES-Stufe-1 (ein Aggregat betroffen) zugeordnet und umgehend von der Betreiberin der französischen Kernkraftwerke EDF behoben.

Aus Sicht des ENSI zeigen die Vorkommnisse die Bedeutung der korrekten Umsetzung der Auslegungsvorgaben, einer umfassenden Qualitätssicherung und einer konsequenten Überwachung aller einer Funktionskette angehörenden Sicherheits- und Hilfssysteme. Sie bestätigen zudem, dass die festgestellten Mängel auch nicht durch eine redundante Ausführung der Funktionskette kompensiert werden können.

Das Vorkommnis ist grundsätzlich auch auf die Schweizer Kernkraftwerke übertragbar. In den Schweizer Kernkraftwerken wurde nach den Ereignissen in Fukushima erneut eine umfangreiche Überprüfung der Erdbebensicherheit vorgenommen. Die Überprüfung umfasste insbesondere auch Anlagenbegehungen, anhand derer potentielle seismische Interaktionen von Anlagenteilen geprüft wurden, und eine ganzheitliche Bewertung der seismischen Robustheit aller Sicherheitssysteme unter Berücksichtigung der erforderlichen Unterstützungs- und Hilfssysteme sowie baulicher Strukturen. In der Abbildung 2 sind beispielhaft Massnahmen gegen seismische Interaktionen zwischen Mauerwerkswänden und sicherheitsrelevanten Komponenten (Batterien und Schaltschränken) in Schweizer Kernkraftwerken aufgezeigt.

Die Notstromdieselaggregate in den Notstrom- und Notstandgebäuden einschliesslich der zugehörigen Hilfssysteme der Schweizer Kernkraftwerke sind seismisch robust ausgelegt und durchgängig qualifiziert eingebaut worden. Die sowohl von den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke wie auch vom ENSI als Aufsichtsbehörde nach den Ereignissen in Fukushima unabhängig voneinander durchgeführten Anlagenbegehungen haben lediglich punktuelle Defi-



Abbildung 2:
Abstützung einer Mauerwerkswand zur Vermeidung einer seismischen Interaktion mit sicherheitsrelevanten Batterien. Quelle: Kernkraftwerk Beznau, «Report on Seismic Walkdown of Beznau Unit 2», KKB511D0270

zite ergeben, die umgehend behoben wurden. In den meisten Fällen waren angeschlossene Leitungen von Hilfssystemen der Notstromdieselaggregate so konstruiert, dass Relativverschiebungen durch ausreichenden Abstand zu benachbarten Baustrukturen und anderen Komponenten und mittels flexibler Anschlüsse oder Kompensatoren aufgenommen werden können. Daher ist kein Verlust der Integrität dieser Leitungen zu erwarten.

Insgesamt zeigen die Untersuchungen, dass in den Schweizer Kernkraftwerken alle für die Beherrschung des Erdbebens erforderlichen Sicherheitssysteme einschliesslich zugehöriger Hilfssysteme und baulicher Strukturen seismisch ausreichend robust sind. Darüber hinaus weisen sie, auch aufgrund punktueller seismischer Ertüchtigungen, eine hinreichende Sicherheitsmarge gegen ein Auslegungserdbeben auf.

Mit der im Jahr 2016 erfolgten Festlegung einer neuen Erdbebengefährdung für die Schweizer Kernkraftwerke wurde auch eine Überprüfung und Aktualisierung der bisherigen Erdbebennachweise durch das ENSI gefordert. Die neuen Erdbebennachweise wurden Ende 2018 von den Betreibern der Schweizer Kernkraftwerke eingereicht und werden derzeit noch vom ENSI geprüft. Auch im Rahmen dieser Überprüfung wurden wiederum Anlagenbegehungen durchgeführt, unter anderem um potentielle seismische Interaktionen zwischen Systemen und Baustrukturen zu überprüfen.

2.2 Vorkommnis 2: Anstieg des Unterdrucks im Reaktorsicherheitsbehälter auf 80 mbar im Rahmen einer betrieblichen Schalthandlung

Im Januar 2019 informierte die Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) GmbH mit der Weiterleitungsnachricht 2019/01 über ein Vorkommnis im deutschen Kernkraftwerk Brokdorf. Dort stieg der Unterdruck im Reaktorsicherheitsbehälter (RSB) infolge eines unsachgemässen Betriebs der Lüftungsanlage auf 80 mbar. Damit wurde ein Unterdruck erreicht, der um 10 mbar über dem Prüfunterdruck des RSB liegt.

Zum Zeitpunkt des Vorkommnisses befand sich die Anlage in der Revision im Zustand unterkritisch, kalt, drucklos, der Reaktorkern war vollständig in das Brennelement-Lagerbecken entladen. Die Lüftungsanlage des RSBs wurde im Spülluftbetrieb betrieben und die Personenschleuse befand sich im Schleusbetrieb, das heisst die Dichtheit des RSBs war jederzeit sichergestellt.

Während der Vorbereitungen zum Entleeren des Reaktorraums wurden einige Absperrklappen der Umluftfilteranlage an nicht mehr benötigten Öffnungen für die Arbeitsplatzabsaugungen vor Ort durch das Betriebspersonal geschlossen. Der verringerte Ansaugquerschnitt führte auslegungsgemäss zur Schutzabschaltung des in Betrieb befindlichen Umluftventilators und damit zum Ausfall des Spülluftbetriebs für den RSB. Bei der Wiederherstellung des Spülluftbetriebes kam es wiederholt zu Schutzabschaltungen der Umluftventilatoren. Es wurden Schalthandlungen durchgeführt, in deren Folge die Umluftventilatoren in Betrieb und die Fortluftklappen für die Spülluft des RSBs geöffnet waren, während die Zuluftklappen für die Spülluft jedoch unbemerkt geschlossen blieben. Somit wurde Luft aus dem RSB in Richtung Fortluftanlage gefördert, ohne dass ausreichend Zuluft in den RSB nachströmen konnte. Dadurch erhöhte sich der Unterdruck im RSB gegenüber Atmosphärendruck kontinuierlich. Eine anstehende Meldung des sich erhöhenden Unterdruckes wurde vom Betriebspersonal aufgrund der Vielzahl anstehender Meldungen während der Revision nicht weiter behandelt. Die Fehlstellung der Zuluftklappen wurde erst nach ca. 30 Minuten vom Betriebspersonal erkannt, da als Folge des steigenden Unterdruckes die Füllstandsanzeige für den Reaktorraum, die ohne Druckausgleich zur RSB-Atmosphäre arbeitet, einen fallenden Füllstand anzeigte, obwohl der

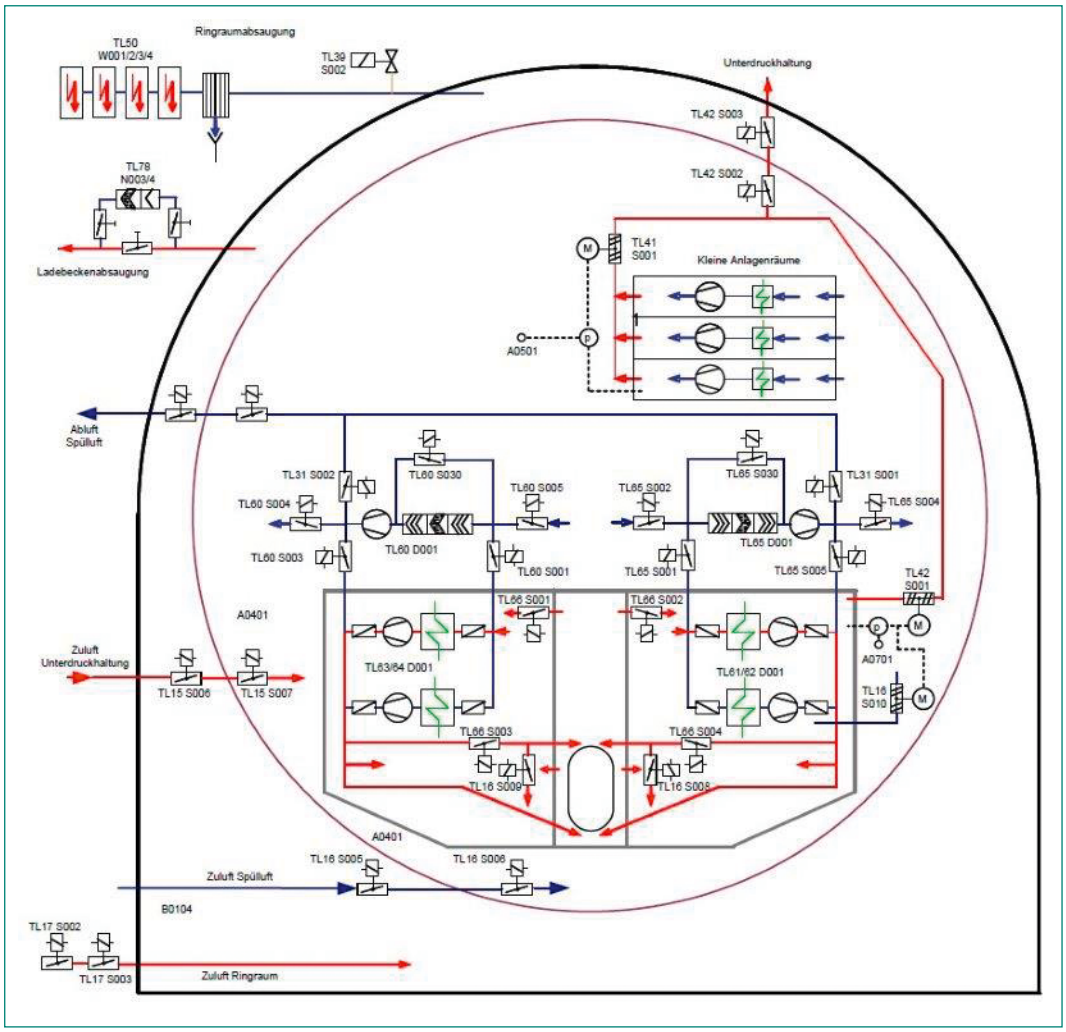


Abbildung 3:
Kernkraftwerk Gösgen: Umluftkühlanlagen im Reaktorsicherheitsbehälter. Quelle: KKG EDMS: 559682 – Technologiekurs

tatsächliche Füllstand unverändert blieb. Daraufhin wurden die Zuluftklappen geöffnet und der Betrieb der Lüftungsanlage des RSBs korrigiert.

Aus Sicht des ENSI zeigt das Vorkommnis die Bedeutung der Überwachung von Betriebssystemen auf, insbesondere dann, wenn fehlerhafte Systemzustände zu kritischen Betriebsbedingungen für sicherheitstechnisch wichtige Komponenten führen können. Das Vorkommnis ist grundsätzlich auch auf die Schweizer Kernkraftwerke übertragbar. In den Schweizer Kernkraftwerken wurde daher nach Bekanntwerden des Vorkommnisses eine Übertragbarkeitsprüfung vorgenommen. Mit Ausnahme des Kernkraftwerks Gösgen war das Vorkommnis aufgrund unterschiedlicher Betriebszustände des RSB während der Revisionen, vorhandener Erkennungsmöglichkeiten eines Unterdrucks im RSB sowie automatischer Abschaltungen der Ab- und Zuluftanlage nicht auf die anderen Schweizer Kernkraftwerke übertragbar.

Im Kernkraftwerk Gösgen, einer von der Auslegung der Lüftungssysteme im RSB vergleichbaren Anlage (siehe Abbildung 3), konnte nicht gänzlich ausgeschlossen werden, dass durch fehlerhafte Schalthandlungen der Lüftungssysteme unzulässige Unterdruckbedingungen im Reaktorsicherheitsbehälter auftreten können. Aus diesem Grunde wurden zusätzliche, gestaffelte Alarmmeldungen, die auf anormale Unterdruckbedingungen im RSB hinweisen, nachgerüstet und im Hauptkommandoraum angezeigt. Zudem wurden die Meldungen und die bei der Alarmierung zu ergreifenden Massnahmen im Betriebshandbuch aufgenommen. Die umgesetzten Massnahmen wurden mit dem Anlagensimulator validiert und vom Kernkraftwerkbetreiber als ausreichend bewertet.

Die GRS empfiehlt insbesondere, zu untersuchen, welche Fahrweisen zum Aufbau eines unzulässig hohen Unterdruckes im RSB führen können. Ein zu hoher Unterdruck sollte wirksam detektiert, gemeldet und durch automatische Massnahmen beendet werden, in den Betriebsvorschriften abgebildet und in Schulungen und dem Simulatortraining berücksichtigt sein. Diese Empfehlungen wurden aus Sicht des ENSI im Kernkraftwerk Gösgen umgesetzt.

2.3 Vorkommnis 3: Anzeigen bei Wirbelstromprüfungen von Dampferzeuger-Heizrohren im Kernkraftwerk Neckarwestheim-2 (INES 0)

Erstmals im Dezember 2018 und danach nochmals im November 2019 informierte die Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) GmbH mit den Weiterleitungsnachrichten 2018/06 und 2018/06A über ein Vorkommnis im deutschen Kernkraftwerk Neckarwestheim-2 (GKN-2). Während den Revision 2017 und 2018 wurden im GKN-2 bei Wirbelstromprüfungen an zahlreichen Dampferzeuger-Heizrohren (DE-HR) Anzeigen im Bereich des oberen Rohrbodens gefunden. In Abbildung 4 ist der Aufbau eines Dampferzeugers im GKN-2 schematisch dargestellt.

Bei diesen Anzeigen handelte es sich zum einen um punktförmige, volumetrische Anzeigen und zum anderen um linear umlaufende Anzeigen, wie in Abbildung 5 verdeutlicht.

Die volumetrischen Anzeigen befanden sich auf der primärseitigen Austrittsseite aller 4 Dampferzeuger (Kühlmittelaustritt) und wurden als lochartige Wanddickenschwächungen (WDS) interpretiert, die bis zu 61% betrugen. Hingegen befanden sich die linear umlaufenden Anzeigen auf der primärseitigen Eintrittsseite zweier Dampferzeuger am Übergang zum Rohrboden und wurden als flächige bzw. rissartige Materialtrennungen interpretiert, die sehr ungleichmässig verteilt waren und lokal zu einer WDS von 91% führten. Insgesamt waren ca. 120 DE-HR betroffen, die alle verschlossen wurden.

In der Revision 2019 wurden Wirbelstromprüfungen an allen rund 16000 nicht verschlossenen DE-HR aller 4 Dampferzeuger durchgeführt. Aufgrund der bisherigen Erkenntnisse wurden das Messkonzept und das Auswerteverfahren gezielt auf die Erkennung von Auffälligkeiten im Bereich des Spaltes zwischen Heizrohr und Rohrboden optimiert. Mit der neuen Prüf- und Auswertemethodik wurden wiederum sowohl volumetrische als auch lineare Anzeigen in weiteren ca. 190 DE-HR detektiert und die in den Vorjahren identifizierten Anzeigen bestätigt. Die DE-HR wurden ebenfalls verschlossen.

Aus Sicht des ENSI hat das Vorkommnis im GKN-2 eine hohe sicherheitstechnische Bedeutung, da die Barrierefunktion der Dampferzeuger zwischen Primär- und Sekundärkreis durch die Schäden an DE-HR deutlich geschwächt wurde. Als Ursache für die Schädigung der DE-HR wurde zum einen ein hoher Eintrag von Korrosionsprodukten (Eisenoxid) in die Dampferzeuger mit nachfolgender Ablagerung in den Strömungstotzonen festgestellt. Da im GKN-2 seit 2010 keine mechanische Rohrbodenreinigung der Dampferzeuger mehr durchgeführt wurde, konnten die eingetragenen Eisenoxide sich auf den Rohrböden ablagern und mit der Zeit in harte Ablagerungen umwandeln. Bei der in der Revision 2018 aufgrund der festgestellten Befunde an den DE-HR durchgeführten Rohrbodenreinigung der Dampferzeuger wurden beträchtlich grössere Mengen an Korrosionsprodukten ausgetragen als bei früheren Reinigungen.

Weitere Ursache war die Verschlechterung der wasserchemischen Parameter im Sekundärkreislauf aufgrund von Kleinstleckagen im Kondensator, die nicht alle lokalisiert und beseitigt werden konnten. In den letzten Jahren wurden ansteigende Werte für die Gehalte an Calcium, Sulfat und Chlorid im Speisewasser festgestellt. Diese Verunreinigungen konnten sich in den Eisenoxidablagerungen auf dem DE-Rohrboden und in den Spalten zwischen den DE-HR und dem Rohrboden durch den Siedeprozess anreichern. Aufgrund der temperaturabhängigen Löslichkeiten der verschiedenen angereicherten Salze kommt es zu pH-Wert-Verschiebungen in den Anreicherungszonen und es stellen sich lokal stark saure Bedingungen ein, unter denen auch der ansonsten sehr beständige Werkstoff Alloy 800 H der DE-HR korrosionsanfällig ist.

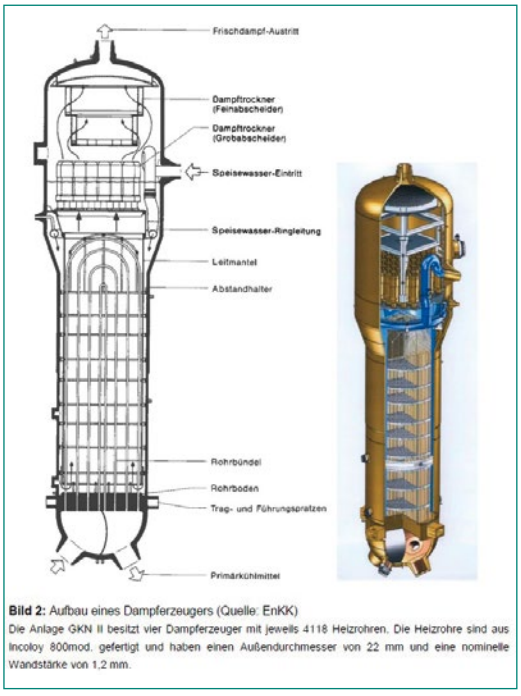


Bild 2: Aufbau eines Dampferzeugers (Quelle: EnKK)
Die Anlage GKN II besitzt vier Dampferzeuger mit jeweils 4118 Heizrohren. Die Heizrohre sind aus Incoloy 800mod. gefertigt und haben einen Außendurchmesser von 22 mm und eine nominelle Wandstärke von 1,2 mm.

Abbildung 4:
Aufbau eines Dampferzeugers nach Siemens/KWU-Design. Quelle: EnKK

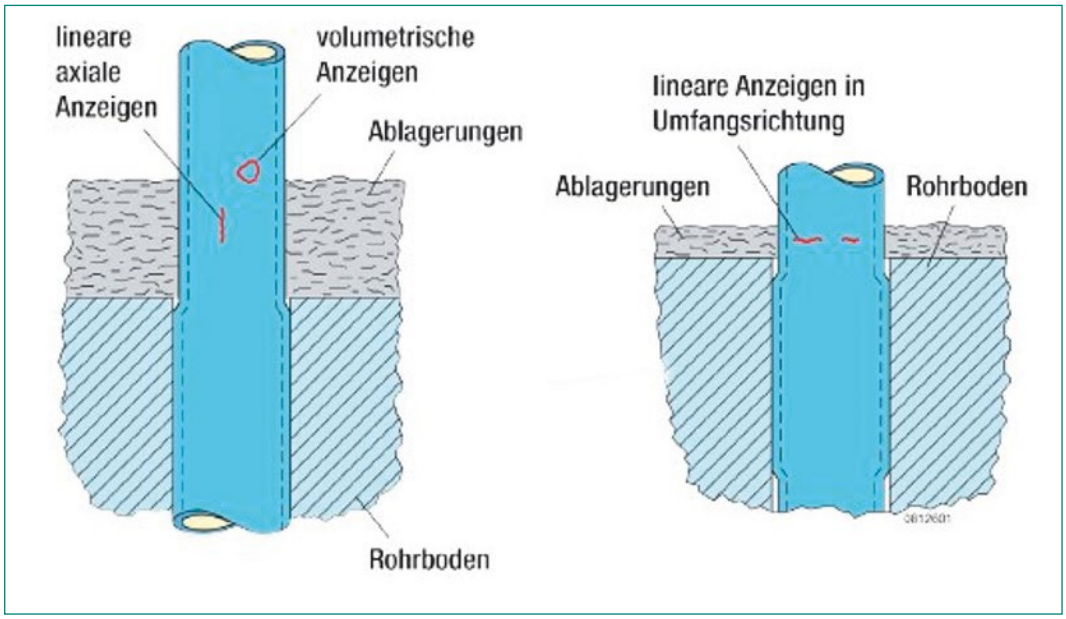


Abbildung 5:
Lineare und volumetrische Anzeigen an einem Dampferzeuger-Heizrohr im Bereich des oberen Rohrbodens. Quelle: GRS

Anhand der Untersuchungen im GKN-2 und der Kenntnisse aus zerstörenden Untersuchungen an gezogenen DE-HR anderer Kernkraftwerke haben folgende Schadensmechanismen zu den Schäden an den DE-HR geführt:

- Die festgestellten volumetrischen Anzeigen sind auf Lochkorrosion und/oder interkristalline Korrosion unter stark sauren Bedingungen aufgrund der Kondensatorleckagen zurückzuführen.
- Die festgestellten linearen Anzeigen in Umfangsrichtung sind auf interkristalline Spannungsrisskorrosion (siehe Abbildung 6) unter stark sauren Bedingungen an den Abschnitten der DE-HR zurückzuführen, in denen Zugspannungen an der äusseren Rohroberfläche vorliegen.

Zur Vermeidung weiterer Schäden an DE-HR werden im GKN-2 in der Revision 2020 nochmals eine Rohrbodenreinigung der Dampferzeuger durchgeführt, zukünftig in die Dampferzeuger eingetragene Mengen an Chlorid und Sulfat bilanziert sowie die Eisenoxidfracht im Speisewasser überwacht. Zudem wurden beschädigte Kondensatorrohre verschlossen.

Aus Sicht des ENSI sind die für die Integrität der DE-HR relevanten konstruktiven und werkstofftechnischen Gegebenheiten sowie die Betriebsbedingungen im GKN-2 grundsätzlich auf die Schweizer Druckwasserreaktoren (DWR) Gösgen und Beznau übertragbar. Der wesentliche Unterschied liegt jedoch in der konsequenten Durchführung der betrieblichen Überwachungsprogramme sowie der Inspektions- und Instandhaltungsprogramme unter Beibehaltung fester Intervalle in den Schweizer DWR. Diese Programme sind in den Kernkraftwerken (KKW) Gösgen und Beznau systematisch in das Alterungsüberwachungsprogramm eingebunden. Dies wird nachfolgend aufgezeigt.

- Vermeidung bzw. schnelle Behebung von Kondensatorleckagen

  Im KKW Beznau sind noch keine Kondensatorleckagen festgestellt worden. Der Werkstoff der Kondensatorrohre wurden im Zuge des Dampferzeugeraustauschs im Block 1 (1993) und Block 2 (1999) von Messing auf Titan umgestellt. Der Werkstoff Titan ist beständig gegen Tropfenschlagerosion und beständig gegen Fluss-, Brack- und Seewasser.

  Im KKW Gösgen trat bisher nur einmal kurz vor dem Abfahren zur Jahresrevision 2013 eine kleine Kondensatorleckage auf. Diese wurde durch den konsequenten Austausch aller Kondensatorrohre in der Revision 2013 beseitigt. Seither wurden keine Kondensatorleckagen mehr beobachtet.
- Permanente betriebliche Überwachung

  Durch die permanente betriebliche Überwachung der Reinheit des Speisewassers in beiden KKW kann der Eintrag von Verunreinigungen über das Kühlwasser in den Wasserdampfkreislauf frühzeitig erkannt und lokalisiert werden. Durch gezielte Freischaltung der betroffenen Kondensatorkammer und Reparatur der Leckage kann er behoben werden.

  Die hohe Reinheit des Kühlmittels des Sekundärkreislaufs in beiden KKW zeigt sich auch anhand der beim Abfahren zur Hauptrevision jähr-

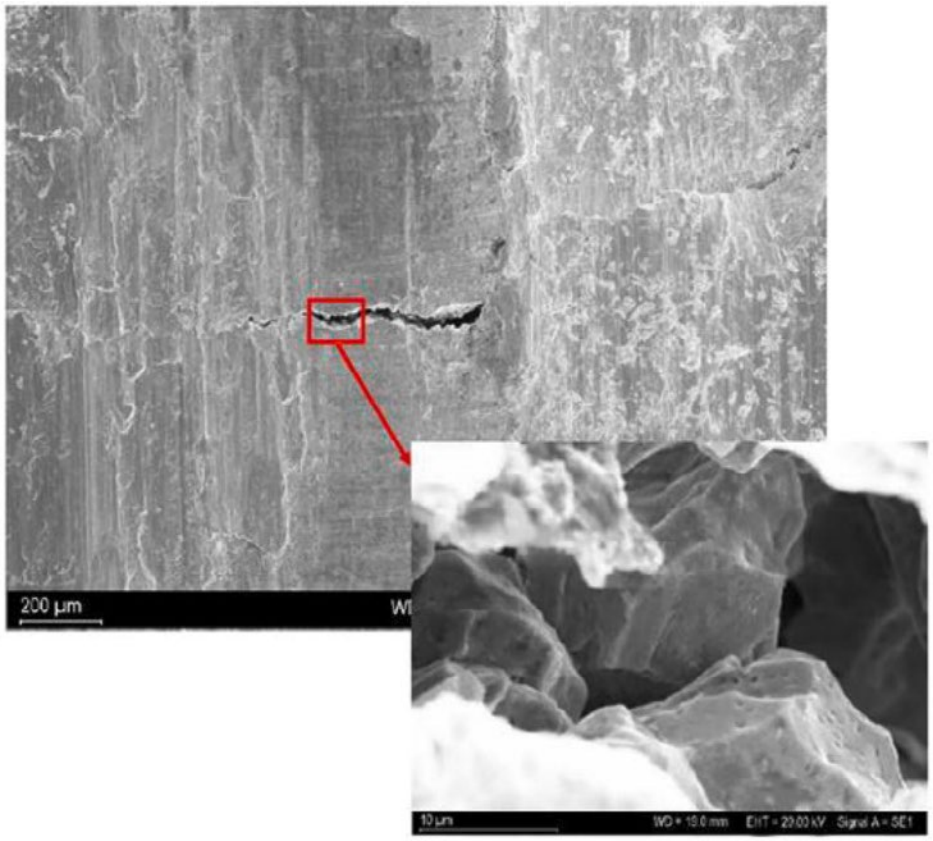


Abbildung 6:
Rasterelektronenmikroskopische Abbildung eines interkristallin verlaufenden Risses verursacht durch Spannungsrisskorrosion auf der Aussenoberfläche eines demontierten Dampferzeuger-Heizrohrs aus Alloy 600TT eines französischen Kernkraftwerks. Quelle: Boccanfuso M., Leduc A., Fontevraud 9, Avignon, France, 2018

lich durchgeführten Messungen. Bei den Analysen finden sich im Vergleich zu anderen KKW nur geringe, vernachlässigbare Gehalte an Chlorid und Sulfat im Speisewasser.

- Beibehaltung und Ausweitung bestehender Inspektions- und Instandhaltungsprogramme
  In beiden KKW sind feste Inspektionsintervalle für die Wirbelstromprüfung der DE-HR festgelegt (KKB alle 4–5 Reaktorzyklen, KKG alle 2 Reaktorzyklen). Der Prüfumfang für die zerstörungsfreien Prüfungen an den DE-HR wurde erweitert.
  In beiden KKW sind feste Intervalle zur Durchführung der mechanischen Reinigung der DE-Rohrböden festgelegt (KKB alle 4 Jahre, KKG alle 2 Jahre). Durch diese Massnahme wird die Anhäufung und Verfestigung von mit dem Speisewasserstrom in die Dampferzeuger eingetragenen Korrosionsprodukten vermieden. Die bei der Rohrbodenreinigung ausgetragenen Mengen an Korrosionsprodukten werden bilanziert und hinsichtlich ihrer chemischen Zusammensetzung analysiert. Dadurch können schleichende Änderungen im langjährigen Betriebsverhalten entdeckt und nachvollzogen werden.

Aus Sicht des ENSI ist mit diesen Massnahmen in den Schweizer KKW Gösgen und Beznau eine ausreichende Vorsorge gegen ein Auftreten der im GKN-2 aufgetretenen Schädigungsmechanismen gegeben, die zu einer Schwächung der Integrität zahlreicher DE-HR führte.



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.[1] Die Strategie legt fest, welche Ziele das ENSI auf internationaler Ebene verfolgt, welche Positionen es in Gremien vertritt und welchen Schwerpunkten es sich annimmt.

Der internationalen Zusammenarbeit des ENSI liegen auch verschiedene internationale Übereinkommen zugrunde. Zu diesen gehören:

- Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS)
- 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)

- Das geänderte Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Materials and its 2005 Amendment)

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.

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 88 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 Benin, Bolivien und Marokko der CNS beigetreten.

Die achte reguläre Überprüfungskonferenz findet vom 23. März bis 3. April 2020 in Wien statt. Der achte Schweizer Länderbericht wurde der IAEA im August 2019 fristgerecht eingereicht.

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. Dann wurde unter anderem auch entschieden, eine ausserordentliche Sitzung einzuberufen im Jahre 2020, um die Effektivität des Überprüfungsprozesses zu überprüfen. Im Berichtsjahr haben die entsprechenden Vorbereitungen dazu begonnen.

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

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

Im Berichtsjahr wurde an der Formulierung einer neuen Strategie im Bereich der radioaktiven Substanzen für den Zeitraum 2020 bis 2030 gearbeitet. Auf der Basis eines Entwurfs einer Arbeitsgruppe wurde ein Strategiepapier im Detail diskutiert und in allen Punkten Einigung erzielt. Der Entwurf wird voraussichtlich am Ministertreffen der Vertragsparteien im Herbst 2020 verabschiedet.



Abbildung 1:
Das IAEA Hauptgebäude in Wien

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 Rechtsrahmens zum Schutz von Kernanlagen vor terroristischen Anschlägen und im Kampf gegen den Schmuggel von Kernmaterial. Laut dem CPPNM/A ist es für alle Unterzeichnerstaaten verbindlich, ihre Kernanlagen und den inländischen Transport von für friedliche Zwecke genutztem nuklearem Material entsprechend den Vorgaben des Übereinkommens zu schützen.

Das ENSI hat das Thema Sicherung und CPPNM/A auf internationaler Ebene verfolgt. Die Vorbereitungen für die CPPNM-Überprüfungskonferenz, die im Jahr 2021 stattfinden soll (5 Jahre nach dem Inkrafttreten des Zusatzprotokolls), haben bereits angefangen. Im Berichtsjahr fanden zwei Vorbereitungssitzungen statt. Das ENSI setzt sich dafür ein, 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, wird aktiv teilnehmen an den Vorbereitungen als auch am Überprüfungsprozess der CPPNM. Zudem ist es wichtig, 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. Schliesslich wurde im Berichtsjahr auch der Schweizer Länderbericht über die die Umsetzung des 2005 geänderten Abkommens der IAEA eingereicht.

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 Medi-

zin, 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 gemeinschaftlicher strategischer Punkte bei der IAEA, basierend auf den Erfahrungen bei der Umsetzung des IAEA-Aktionsplans, eingesetzt. Diese strategischen Punkte sollen von der Agentur regelmässig aktualisiert werden und aus den zwölf Schwerpunkten des lAEA-Aktionsplans über die nukleare Sicherheit, den Erfahrungen der Mitgliedstaaten bei der Umsetzung des Aktionsplans, den Massnahmen und Sicherheitsprinzipien des Fukushima-Berichtes und der Wiener Erklärung bestehen.

IAEA Safety Standards

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

- In den 2006 publizierten **Fundamental Safety Principles** werden 10 Grundprinzipien für die nukleare Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Menschen und Umwelt vor schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» ausgeführt.
- Die **Safety Requirements** konkretisieren diese Grundprinzipien und legen themenspezifische Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit fest. Die Empfehlungen sind auf dieser Stufe als «Soll-Bestimmungen» formuliert.
- Die **Safety Guides** führen ihrerseits die Safety Requirements weiter aus und schlagen Massnahmen und Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements vor. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert und zeigen Wege auf, wie die Umsetzung der Safety Requirements erfolgen kann.

Die Safety Principles und Requirements werden vom Gouverneursrat der IAEA 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 (EPReSC, 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.

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. Die nächste IRRS Mission in der Schweiz findet im Jahr 2021 statt. Das ENSI arbeitet bereits an der Durchführung des Self-Assessments, sowie an den weiteren inhaltlichen Vorbereitungsarbeiten.

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für mehr als 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. Im Berichtsjahr haben Experten des ENSI an IRRS Missionen in Armenien, Deutschland, Kanada und dem Vereinigten Königreich teilgenommen.

3.2.1.2 Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS)

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

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

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

Ende Mai/Anfangs Juni 2018 wurde eine IPPAS-Mission in der Schweiz durchgeführt. Die IPPAS-Expertengruppe kam nach der zweiwöchigen Mission zum Schluss, das nukleare Sicherungssregime 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 Sicherungsregimes 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. Auch Schweizer Experten beteiligen sich regelmässig an IPPAS-Missionen. Im Berichtsjahr nahm ein ENSI-Experte an einer IPPAS Mission in Belgien teil.

3.2.1.3 IAEA–Datenbanken

Im Bereich Kernenergie betreibt die IAEA über 20 Datenbanken zu Kernkraftwerken, dem Brennstoffkreislauf, der Behandlung von radioaktiven Abfällen und weiteren Themen. Die meisten dieser Datenbanken sind öffentlich. An zwei für die Schweiz wichtigen Datenbanken arbeitet das ENSI mit. Diese sind das Power Reactor Information System (PRIS) und das International Nuclear Information System (INIS).

PRIS gibt es schon seit mehr als 40 Jahren und ist als Informationsquelle für die Kernkraftwerke einzigartig. Die Grunddaten über die Kernkraftwerke der Welt werden beispielsweise von folgenden Organisationen genutzt: IAEA, OECD, Europäische Kommission, World Energy Council, International

Centre for Theoretical Physics ICTP, Europäischer Verband für Strom- und Wärmeerzeugung, World Nuclear Association und die World Association of Nuclear Operators. Aus den Datensätzen in PRIS erstellt die IAEA jährlich die Publikationen Nuclear Power Reactors in the World, Country Nuclear Power Profiles und Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States. Die wichtigsten Daten sind im Internet unter www.iaea.org/pris abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergieliteratur (International Nuclear Information System INIS) wurde 1970 geschaffen, indem bereits existierende Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen Sowjetunion und dem Vereinigten Königreich zusammengeführt wurden. Seither wurde die Datenbank kontinuierlich vergrössert und ihre Funktionen wurden verbessert, z. B. durch Schlagwörter, Mikrofilm-Version, dann elektronische Verfügbarkeit zunächst über CD-Versand ab 1992, später über Internet. Seit April 2009 ist INIS nicht nur für die Mitgliedsländer, sondern frei unter http://www.iaea.org/inis/ zugänglich. Derzeit enthält die Datenbank über 3,5 Mio. Einträge.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Kernenergieagentur fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. 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 technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis für Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und haftpflicht, ökonomische und gesellschaftliche Fragen sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten. Die meisten der NEA-Berichte sind frei erhältlich unter http://www.oecd-nea.org/pub.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit arbeiten zwei Kommissionen. Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) beschäftigt sich schwerpunktmässig mit Fragen der nuklearen Aufsicht, das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) mit Forschungsthemen im Bereich der Sicherheit von Kernanlagen. Beide Kommissionen haben eine Reihe von permanenten Arbeitsgruppen und speziellen Gruppen, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist das Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH) aktiv, 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 die Zusammenarbeit mit den Beobachterstaaten Indien und China noch intensiviert.

3.2.2.2 Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

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



Abbildung 2:
Der OECD NEA Hauptsitz im Boulogne, Paris.
Quelle: OECD NEA

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. Im Berichtsjahr hat sich die Arbeitsgruppe damit beschäftigt, einen Katalog von praktischen Methoden, welche von Aufsichtsbehörden zur Reflexion und Beurteilung ihrer eigenen Sicherheitskultur (Aufsichtskultur) sowie zur Stärkung, Schulung und Sensibilisierung bezüglich der Sicherheitskultur angewandt werden können, zu erstellen. Als erster Schritt wurde eine Erhebung mittels eines Fragebogens bei den Mitgliedländern des CNRA durchgeführt. Die von den Ländern beschriebenen Methoden wurden analysiert und in Form eines Katalogs von der Arbeitsgruppe zusammengestellt.

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. Der nächste WGIP Workshop im Jahr 2020 wurde vorbereitet. Da werden die folgenden Themen behandelt: Alterungsmanagement, Graded approach, Station-black-out unter schweren Wetterbedingungen.

Die WGOE hat das Ziel, die nukleare Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen insbesondere im Zusammenhang mit Vorkommnissen in Kernanlagen zu verbessern. Dazu betreibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommnis-Datenbank, das *International Reporting System for Operating Experience (IRS)*. Für das ENSI ist die WGOE eine wichtige Quelle für Information zu Vorkommnissen und daraus abgeleiteten Lehren. In der Folge von Fukushima wurden die Vor- und Nachteile klassischer konservativ ausgelegter Kernkraftwerke gegenüber neuartigen Kernkraftwerk-Designs erörtert.

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 Krisenkommu-

nikation. Im Berichtsjahr wurden die erste länderbezogene Case-Study und die Ergebnisse des entsprechenden Workshops, der am 2. Mai 2018 in Bern stattgefunden hatte, verabschiedet. Der Bericht heisst «Case Study Switzerland: Communication and public echo in connection with the local dryouts at the Leibstadt nuclear power plant» und wird demnächst von der NEA veröffentlicht.

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 Regulierungsaktivitäten im Zusammenhang mit SWRs an, die zu Verbesserungen im Bereich der nuklearen Sicherheit führen werden.

3.2.2.3 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das CSNI beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus, des Betriebs und der Stilllegung von Kernanlagen. Ziel ist es, die Mitgliedsstaaten darin zu unterstützen, die nötigen technischen und wissenschaftlichen Kompetenzen für die Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen zu erhalten und auszubauen. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik und erstellt darüber Berichte. Es fördert die Koordination von Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedsstaaten und veranlasst eigene Programme in Bereichen mit gemeinsamen Interessen. Das CSNI tagt zweimal jährlich, diskutiert dabei aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und der Forschung, bespricht laufende und beschliesst neue Projekte. Das umfangreiche Arbeitsprogramm bestreiten folgende permanente Arbeitsgruppen:

- Working Group on 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 (WGFCS)
- 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 WGFCS 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 2019 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
- Aktualisierung das Technical Opinion Paper Nummer 2 mit dem Titel «Seismic Probabilistic Safety Assessment for Nuclear Facilities»

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfallen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Im Berichtsjahr hat sich WGAMA unter anderem mit Best Estimate (BE) and Uncertainty Quantification der physikalischen Modelle in Thermohydraulik-Codes, verschiedene Workshops zum Thema Quellterm bei schweren Störfällen und zur Instrumentierung von Experimenten zur Thermohydraulik und schweren Störfällen beschäftigt.

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 WGHOF soll das Verständnis über den Einfluss von Menschen 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 WGHOF Meeting in Japan statt, unter anderem auch mit einer umfangreichen Führung auf dem Areal des KKW Fukushima Daiichi. Im Berichtsjahr fand auch das NEA-Safety Culture Forum in Finnland statt. Der Bericht ist veröffentlicht worden auf der NEA Website. Die WGFS befasst sich mit der Sicherheit von Kernbrennstoffen. Ein wichtiges Thema sind die Sicherheitskriterien für das Verhalten von Brennstoffen unter Störfallbedingungen. Dazu zählen Kühlmittelverlust-Störfälle (Loss of Cooling Accidents LOCA) und Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents RIA). Im Berichtsjahr wurde unter anderem die dritte Phase des RIA Fuel Code Benchmarks abgeschlossen. Der Abschlussbericht sollte im 2020 veröffentlicht werden.

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 wurde vor allem Bestrebungen nach einer Koordination der Forschung im Niedrigdosisbereich diskutiert. Die Diskussion über das Verständnis über radiologische Risiken wurde vornehmlich über Aspekte der Kommunikation geführt. Adressatengerechte Kommunikation, Sprache, Mittel und Wege stehen im Zentrum, wobei Länderspezifische und kulturelle Einflüsse die Diskussion überlagern.

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

Die Gründung des Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM) CDLM erfolgte auf Anregung zahlreicher Mitgliedsländer. Momentan sind weltweit 167 Kernkraftwerke im dauerhaften Nichtleistungsbetrieb bzw. im Rückbau. Das CDLM ist federführend für die Aktivitäten der NEA in den Bereichen Stilllegung von Kernanlagen und Altlastenmanagement. Es besteht aus Vertretern der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden sowie Betreibern und sonstigen technischen Experten. Das ENSI hat Einsitz im CDLM.

Das CDLM ermöglicht den NEA-Mitgliedsländern einen umfassenden Austausch nationaler Erfahrungen über Praktiken und bewährte Verfahren. Es erlaubt der NEA, ihre Mitglieder bei der Entwicklung von Strategien der Stilllegung nuklearer Anlagen und rechtlicher Rahmenbedingungen zu unterstützen. Im CDLM erfolgt ein regelmässiger Austausch von Erfahrungen und Lehren aus Stilllegung und Altlastenmanagement. Das CDLM unterstützt die NEA auch bei der Sammlung, Analyse und Verbreitung wichtiger Informationen auf nationaler und internationaler Ebene und trägt dazu bei, das Wissen und die Erfahrungen von Experten in diesen Bereichen sicherzustellen. Das CDLM bietet auf Anfrage einen Rahmen für die Durchführung internationaler Peer Reviews oder internationaler Expertenbewertungen nationaler Aktivitäten in Stilllegung und Altlastenmanagement.

Im Jahr 2019 hat es neben der CDLM-Hauptsitzung weitere koordinierende Sitzungen zu verschiedenen Themenfeldern gegeben. Auf der Hauptsitzung haben Russland, Grossbritannien, Frankreich und die USA über ihr Altlastenmanagement berichtet.

Das CDLM arbeitet eng mit dem Radioactive Waste Management Committee (RWMC) zusammen, um die sichere und effiziente Entsorgung aller radioaktiven Abfälle nach dem derzeitigen Stand der Technik sicherzustellen. Das Regulators Forum (RF) unterstützt das CDLM dabei, regulatorische Herausforderungen und rechtliche Probleme in den Bereichen von Stilllegung und Altlastenmanagement zu bearbeiten.

In Verbindung mit den Aktivitäten des Committee on Radiological Protection and Public Health (CRPPH) werden praktische Leitlinien für den Strahlenschutz beim Management von kerntechnischen Altstandorten und der Stilllegung entwickelt, um die Sicherheit der Arbeitnehmer und der Öffentlichkeit sowie den Umweltschutz zu verbessern.

Das CDLM arbeitet an der Weiterentwicklung von Methoden für die Schätzung der Stilllegungskosten durch Einbezug von Risiken und Unsicherheiten in Bezug auf Kostenschätzung und Finanzierung, mit dem Ziel, die Mitgliedsorganisationen bei der Entwicklung eines robusten und effizienten Projektmanagements während des gesamten Stilllegungsprozesses zu unterstützen.

In Zusammenarbeit mit dem Forum on Stakeholder Confidence (FSC) werden Erfahrungen ausgetauscht, Fragen von öffentlichem Interesse gesammelt und Methoden zum Konfliktmanagement während der Stilllegung und dem Altlastenmanagement weiterentwickelt. Das FSC unterstützt das CDLM bei der Bewältigung der gesellschaftlichen Herausforderungen.

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), im RWMC Regulators' Forum sowie in den Unterarbeitsgruppen der IGSC «Working Group on Measurements and Physical Understanding of Water Flow through Argillaceous Media (Clay Club)» und Expert Group on Operational Safety (EGOS) 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.

Im Jahr 2019 wurden die Berichte zum Stand der Arbeiten in den Working Groups des RWMC (Integration Group for the Safety Case (IGSC)) und des Forum on Stakeholders' Confidence (FSC) präsentiert. In der Topical Session «Comprehensive optimisation of predisposal radioactive waste management based on holistic Consideration of environmental, economic and societal aspects» wurden Beispiele aus Russland, den Niederlanden, Japan und Kanada vorgestellt und diskutiert. In der gemeinsamen Topical Session mit dem Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM) wurden Fragen der Zusammenarbeit mit weiteren NEA Gremien 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, Arme-



Abbildung 3: *ENSI Direktor Hans Wanner ist nach 8 Jahren als WENRA Vorsitzender zurückgetreten. Quelle: WENRA*

nien, Kanada und Japan nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Im Berichtsjahr wurde die zypriotische Aufsichtsbehörde WENRA-Beobachter. Von 2011–2019 war 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.

Im Berichtsjahr hat sich die WENRA hauptsächlich mit ihrer strategischen Ausrichtung beschäftigt. Dafür sind 10 strategische Ziele ausarbeitet worden, welche die WENRA in den nächsten Jahren umsetzen und verfolgen wird.

1. Die WENRA Safety Reference Levels (SRLs) sollen weiterhin ein wichtiger Treiber für die Entwicklung der nuklearen Sicherheit sein durch eine kontinuierliche Verbesserung und Harmonisierung der regulatorischen Ansätze in Europa.
2. Die Förderung eines breiten Sicherheitsverständnisses durch eine ganzheitliche Vision der Herausforderungen und der erforderlichen Massnahmen, um Mensch und Umwelt zu schützen und einen nuklearen Unfall zu vermeiden. Besonders wichtig ist die Förderung einer stärkeren Integration zwischen Sicherheit und Sicherung durch eine engere Zusammenarbeit mit der europäischen Vereinigung der Aufsichtsbehörden im Bereich der nuklearen Sicherung ENSRA.
3. Die WENRA soll eine weitere Harmonisierung von Regulierungsansätzen und -praktiken und die sich abzeichnenden wichtigen Probleme angehen, durch die Erarbeitung gemeinsamer Positionserklärungen und durch die aktive Mitarbeit an deren Umsetzung.
4. Die Mitgliederstruktur der WENRA zu verbessern, damit sie integrativ bleibt aber auch sicherstellt, dass die Arbeit der WENRA effizient und effektiv verläuft, so dass die WENRA die Entwicklungen auf internationaler Ebene mitgestallten kann.
5. Schaffung und Aufrechterhaltung eines Finanzierungsmechanismus der sicherstellt, dass ausreichende Ressourcen für die Betriebskosten der WENRA zur Verfügung stehen.
6. Erfahrungsaustausch zwischen nationalen Regulierungsbehörden ermöglichen, um die WENRA-Mitglieder in nationalen Regulierungsprozessen näher zu bringen.
7. Die Rolle der WENRA als strategischer Partner für nukleare Sicherheit für die European Nuclear Safety Regulators' Group ENSREG zu konkretisieren, die eine konsequente unabhängige Sichtweise der nuklearen Aufsicht und die Zusammenarbeit zur kontinuierlichen Verbesserung der nuklearen Sicherheit in Europa stärkt.

8. Eine effektive Zusammenarbeit mit dem Stakeholder zu etablieren und dabei ein besseres Verständnis von WENRAs Produkten zu fördern
9. Mehr Austausch zwischen WENRA und europäischen technischen Supportorganisationen fördern
10. Die Sichtbarkeit der WENRA in der Nuklearszene in und ausserhalb Europas zu stärken.

Im Berichtsjahr ist ENSI-Direktor Hans Wanner nach 8 Jahren als WENRA-Vorsitzender zurückgetreten. Sein Nachfolger ist Olivier Gupta, Direktor der französischen Aufsichtsbehörde ASN.

3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

Die ENSREG wurde 2007 von der EU eingesetzt. Die Aufgaben umfassen ähnliche Themen wie diejenigen der WENRA, nämlich die Harmonisierung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit, der Anforderungen an die Lagerung abgebrannter Brennelemente und an die Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie der Vorgaben für die Finanzierung von Stilllegung und Entsorgung. In beiden Gremien nehmen zumeist die gleichen Behördenvertreter teil. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus.

Im Berichtsjahr veranstaltete ENSREG im Juni ihre fünfte, alle zwei Jahre stattfindende Konferenz in Brüssel. An der Konferenz nahmen rund 220 Delegierte aus europäischen und aussereuropäischen Ländern teil, die Regulierungsbehörden, Regierungsstellen, Industrie und NGOs vertraten. Die Ausgabe 2019 konzentrierte sich auf (i) das Alterungsmanagement im Hinblick auf die erste thematische Peer-Review-(TPR)-Aktion der EU, die 2017–2018 stattfand, (ii) die Stilllegung und Abfallentsorgung, (iii) die Standardisierung der Lieferkette und die Überalterung von Komponenten und (iii) die Veralterung von Komponenten, sowie iv) Wissensmanagement und Kompetenzmanagement.

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 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 vom Schweden.

Die Mitgliedsländer treffen sich regelmässig mindestens jährlich und haben im Berichtsjahr einen neuen finnischen Vorsitz für die nächsten drei Jahre gewählt. Die Schweiz ist mit dem ENSI ein Co-Chair. 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

ENSRA hat vier Arbeitsgruppen, inspection practices, security vetting, transport security und IT/cyber security. Im Berichtsjahr wurde entschieden, eine engere Zusammenarbeit mit der WENRA einzuleiten und eine Arbeitsgruppe zum Thema Cyber Security wurde gegründet.

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 2018 steht die HERCA unter dem Vorsitz von Karla Petrová,

stellvertretende Direktorin der tschechischen Nuklearaufsichtsbehörde. 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 Research and Industrial Sources and Practices
- Natural Radiation Sources
- Education & Training in Radiation Protection

Für das ENSI sind die Aktivitäten der Working Group on Emergencies WGE von besonderem Interesse. Im Jahr 2014 wurde ein gemeinsamer HERCA-WENRA Ansatz (HWA) 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. Im Berichtsjahr wurde am gemeinsamen Verständnis der Hauptkonzepte des HWA gearbeitet. Konkretisiert werden die binationalen Arrangements und die wiederkehrende Teilnahme von Nachbarstaaten an nationalen Notfallübungen, die Berücksichtigung von betroffenen Gebieten der Nachbarstaaten und der Informationsaustausch generell.

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.



Abbildung 4: *HERCA Board of Heads trifft sich zweimal Jährlich, hier in Liverpool UK. Quelle: HERCA*

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 Zusam-



Abbildung 5:
Die 29. CFS Sitzung fand im Mai 2019 in Strasbourg statt. Quelle: ENSI

menarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll gesehen. Die 29. bilaterale Kommissionssitzung hat im Mai 2019 in Strasbourg stattgefunden. Hauptthemen der Kommissionssitzung waren die verschiedenen Vorkommnisse in den französischen und schweizerischen Kernkraftwerken sowie die regulatorischen, rechtlichen, politischen und technischen Entwicklungen und Veränderungen in den beiden Ländern. Ausserdem gab es einen intensiven Erfahrungs- und Meinungsaustausch zu den Themen Strahlenschutz, Entsorgung, Notfallschutz und Stilllegung. Im Anschluss an die Sitzung besichtigten die Delegationen das Kernkraftwerk Fessenheim.

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 2019 haben sich Delegationen aus Deutschland und der Schweiz in Leipzig getroffen. Schwerpunkt der Sitzung war das Thema nukleare Sicherung. Die Delegationen aus Deutschland und der Schweiz informierten sich des Weiteren gegenseitig zu den aktuellen Entwicklungen in der Aufsichtstätigkeit der beiden Länder sowie zum Strahlen- und Notfallschutz. Die deutschen Behörden informierten über den Stand der Stilllegung der deutschen Kernkraftwerke, den Verlauf der Arbeiten bei der Suche für einen geeigneten deutschen Endlagerstandort sowie über die Resultate der internationalen Überprüfungsmissionen in Deutschland des Jahres 2019.

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. Das 19. Bilaterale Nuklearexpert/innentreffen im Rahmen des Abkommens zwischen dem Schweizerischen Bundesrat und der Regierung der Republik Österreich über den frühzeitigen Austausch von Informationen aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes hat im Berichtsjahr in Wien stattgefunden. Die Delegationen haben sich ausgetauscht über Themen wie die Rechtsvorschriften und Behördenorganisationen, Entwicklungen in der Europäischen Union und die Notfallschutzplanung.

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



Abbildung 6:
Im Berichtsjahr haben das ENSI und die italienische Aufsichtsbehörde für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz ISIN im Rahmen der Commissione Italo-Svizzera CIS ihre Vereinbarung erneuert. Quelle: ENSI

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 siebte Sitzung der CIS fand im Juli 2019 in Italien statt. Unter anderem wurde die Vereinbarung mit dem Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione ISIN erneuert und die im Juni 2011 verabschiedete Vereinbarung zwischen dem ENSI und dem Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale ISPRA. Der Grund für den Wechsel auf italienischer Seite: Die nuklearbezogenen Aufgaben des ISPRA, des italienischen Instituts für Umweltschutz und -Forschung, wurden an das Inspektorat für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz ISIN übergeben. Das ENSI und das ISIN haben sich an der Sitzung im italienischen Arona über die nukleare Sicherheit im Allgemeinen und anstehende Herausforderungen, insbesondere über die Stilllegung und Entsorgung informiert. Mit der Stilllegung des KKW Mühleberg startet in der Schweiz ein wichtiges Projekt für den Erfahrungsaustausch. Die Schweiz hat ausserdem über das weitere Vorgehen innerhalb des Sachplans Geologische Tiefenlager informiert. Weiter wurde die Notfallplanung über Landesgrenzen hinaus besprochen.

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 und der EU. Im Berichtsjahr hat sich eine Delegation der nuklearen Aufsichtsbehörde



Abbildung 7:
Eine russische Delegation hat das ENSI besucht, um sich über die Standortsuche in der Schweiz zu informieren. Quelle: ENSI

Russlands und der russischen technischen Fachbehörde Mitte Januar ein Bild gemacht von der Standortsuche für geologische Tiefenlager in der Schweiz. Neben der Standortsuche ist in Russland in einem nächsten Schritt der Bau eines unterirdischen Forschungslabors im Gebiet Krasnojarsk geplant. Die russischen Experten haben sich insbesondere für die Rolle des ENSI im Rahmen der Standortsuche, für den Auftrag der Nagra zur Umsetzung der Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie für ihre Rolle bei der Standortsuche und in der Forschung interessiert. Weitere Schwerpunktthemen waren das Konzept der Sicherheitsbewertung, das Barrierenprinzip sowie die Forschungsstrategie und Forschungsprojekte des ENSI.



4. Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

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

Auch im Jahr 2019 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 die diejenigen in Anhörung finden sich auf der Website des ENSI.

Im Berichtsjahr hat das ENSI die Neuausgaben der Richtlinie ENSI-B12 «Notfallschutz in Kernanlagen» sowie der Richtlinie ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze» verabschiedet. Zu den Neuausgaben der Richtlinie ENSI-B08 «Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Wiederkehrende Prüfungen» und der Richtlinie ENSI-G03 «Geologische Tiefenlager» wurde die externe Anhörung eröffnet. Während auf Gesetzesstufe keine neuen Bestimmungen des Kernenergiegesetzes (KEG; SR 732.1) in Kraft traten, wurde auf Verordnungsstufe die Kernenergieverordnung (KEV; SR 732.11) präzisiert, was Änderungen in jenen Verordnungen nach sich zog, die sich auf die KEV abstützen. Sodann trat die totalrevidierte Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen (Notfallschutzverordnung, NFSV; SR 732.33) in Kraft.

4.1 Verordnungen

4.1.1 Kernenergieverordnung

In der Kernenergieverordnung wurden Art. 8 über die deterministische Störfallanalyse und Art. 44 KEV über die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken so präzisiert, dass diese unmissverständlich dem vom Bundesrat bei der ursprünglichen Rechtsetzung beabsichtigten Sinn entspricht. Dieser Wortlaut stimmt auch mit der seit Jahren angewendeten Praxis des ENSI überein und steht im Einklang mit den internationalen Vorgaben.
Anlass für den Präzisierungsbedarf war der Umstand, dass Störfallanalysen für Kernkraftwerke sowohl in der Kernenergie- als auch in der Strahlenschutzgesetzgebung geregelt sind, jedoch bisher nicht ganz deckungsgleich. Der neue Art. 8 Abs. 4bis KEV stellt nun klar, welche Ereignishäufigkeiten bei durch Naturereignissen ausgelösten Störfällen zu betrachten sind und welche Dosiswerte hierfür gelten.
Im Rahmen der Teilrevision wurde auch die Abklinglagerung radioaktiver Abfälle geregelt. Neu gilt gemäss Art. 2 Abs. 1bis KEV, dass Anlagen ausserhalb von Kernanlagen, in denen radioaktive Abfälle zum Abklingen nach Art. 117 der Strahlenschutzverordnung (StSV; SR 814.501) gelagert werden, nicht als Kernanlagen gelten. Diese dienen der Entsorgung von schwach radioaktivem Abfall, der aufgrund der kurzen Halbwertszeit der enthaltenen Stoffe spätestens nach dreissig Jahren freigemessen oder verwertet werden kann.
Diese Änderungen wie auch die Änderungen der in den Kap. 4.1.2 bis 4.1.4 aufgeführten Verordnungen traten am 1. Februar 2019 in Kraft.

4.1.2 «Ausserbetriebnahmeverordnung»

Die Verordnung des UVEK über die Methodik und die Randbedingungen zur Überprüfung der Kriterien für die vorläufige Ausserbetriebnahme von Kernkraftwerken (informell als «Ausserbetriebnahmeverordnung» bezeichnet; SR 732.114.5) wurde im Rahmen der im Kap. 4.1.1 beschriebenen Änderungen der KEV überarbeitet.
Zusätzlich wurde in Art. 1 der Anwendungsbereich der «Ausserbetriebnahmeverordnung» auf alle Ausserbetriebnahmekriterien gemäss Art. 44 Abs. 1 KEV ausgeweitet. Bisher galt sie nur für die Ausserbetriebnahme wegen Auslegungsfehlern oder alterungsbedingten Abweichungen von der Auslegung. Art. 4 bis 8 der bisherigen Verordnung sahen im Hinblick auf die Überprüfung des Primärkreislaufs und des Containments einzig eine periodische Überprüfung vor. Neu wird in Art. 6a und 8a «Ausserbetriebnahmeverordnung» festgehalten, dass eine Pflicht zur Überprüfung auch aufgrund von Ereignissen oder Befunden sowie auf Anordnung der Aufsichtsbehörde besteht.

4.1.3 «Gefährdungsannahmenverordnung»

Auch die Verordnung des UVEK über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes gegen Störfälle in Kernanlagen (informell als «Gefährdungsannahmenverordnung» bezeichnet; SR 732.112.2) wurde im Rahmen der Änderungen der KEV ebenfalls revidiert.
Aufgrund des neuen Art. 8 Abs. 4bis KEV erübrigen sich Regelungen zum Häufigkeitsbereich für die zu betrachtenden Naturereignisse. Die diesbezügliche Regelung in Art. 5 Abs. 4 der «Gefährdungsannahmenverordnung» wurde daher aufgehoben werden.
Art. 7 der «Gefährdungsannahmenverordnung» enthält die radiologischen Bewertungskriterien für Auslegungsstörfälle. Mit der Revision von Abs. 7 Bst. a der «Gefährdungsannahmenverordnung» wird die Bezeichnung der massgeblichen Dosiswerte für den Störfallnachweis an die Neufassung von Art. 8 Abs. 4 und 4bis KEV angepasst.

4.1.4 Strahlenschutzverordnung

Die Änderungen der KEV haben auch Änderungen der Strahlenschutzverordnung (StSV; SR 814.501) nach sich gezogen.
Art. 9 Bst. j hält neu fest, dass die Abklinglagerung radioaktiver Abfälle aus Kernanlagen ausserhalb von Kernanlagen der strahlenschutzrechtlichen Bewilligungspflicht unterliegt.
Art. 11 Abs. 2 Bst. f bezeichnet das ENSI als für die Abklinglagerung radioaktiver Abfälle aus Kernanlagen sowie alle damit im Zusammenhang stehenden Tätigkeiten zuständige Bewilligungsbehörde.
Art. 117 Abs. 5 beauftragt das ENSI, die technischen Anforderungen für Abklinglager und die damit im Zusammenhang stehenden Tätigkeiten festzulegen.
Art. 184 Abs. 3 Bst. d erklärt das ENSI für zuständig für die Aufsicht über die Abklinglagerung radioaktiver Abfälle sowie alle damit im Zusammenhang stehenden Tätigkeiten.

Das ENSI ist damit kernenergie- und strahlenschutzrechtliche Bewilligungsbehörde für alle mit der Abklinglagerung im Zusammenhang stehenden Tätigkeiten. Es bewilligt den Transport von radioaktiven Abfällen von der Kernanlage zum Abklinglager sowie den Betrieb des Abklinglagers und bestätigt die Freimessung. Da die Aufsicht des ENSI über Abklinglager nicht nur die kernenergie-, sondern auch die strahlenschutzrechtliche Aufsicht umfasst, ist im Bereich der Abklinglager eine separate strahlenschutzrechtliche Bewilligung des ENSI nur für den Transport der radioaktiven Abfälle aus der Kernanlage zum Abklinglager notwendig.

4.1.5 Verordnung über den Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen

Am 1. Januar 2019 trat die totalrevidierte Notfallschutzverordnung in Kraft.

Die Planungsannahmen wurden verschärft. Neu gilt ein Referenzszenario, das von einem schweren Kernschaden, einem Versagen der Schutzhülle und einer ungefilterten Freisetzung beträchtlicher Mengen an Radioaktivität ausgeht (Referenzszenario A4). Dies entspricht einem Ereignis der INES-Stufe 7, der höchsten Stufe auf der Ereignisskala der Internationalen Atomenergie-Agentur IAEA. Bei einem derartigen Ereignis könnten Notfallschutzmassnahmen auch in Gebieten erforderlich werden, die deutlich ausserhalb der Notfallschutzzone 2 (Radius von 20 km um ein Kernkraftwerk) liegen. So wären auch in der «übrigen Schweiz» (bisherige Zone 3) Massnahmen notwendig und entsprechend mehr Akteure müssen sich auf Notfallschutzmassnahmen vorbereiten.

Die Pflichten der Kantone, in denen Gemeinden der Notfallschutzzonen 1 und 2 liegen, sind präzisiert und teilweise ergänzt worden. Neu werden auch Kantonen, Regionen und Gemeinden in der übrigen Schweiz Aufgaben zugeordnet.

In der totalrevidierten Notfallschutzverordnung erhält die grossräumige Evakuierung ein grösseres Gewicht. Mitwirken müssen dabei sowohl Kantone, in denen Gemeinden der Notfallschutzzonen 1 und 2 liegen, als auch Kantone in der übrigen Schweiz. Letztere müssen insbesondere die Evakuierung der gefährdeten Bevölkerung sowie die Unterbringung und Versorgung von Evakuierten sicherstellen.

Im Übrigen erfolgten terminologische Anpassungen. Die bisherigen «Zonen» heissen neu «Notfallschutzzonen». Die bisherige Zone 3 (Gebiet der übrigen Schweiz) existiert in dieser Form nicht mehr. Zudem wird der Begriff der «Planungsgebiete» eingeführt. Innerhalb von Planungsgebieten werden im Ereignisfall spezifische Schutzmassnahmen angeordnet.

4.2 Richtlinien

4.2.1 Richtlinie ENSI-G02: Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke

Das ENSI hat sein Regelwerk zu den Auslegungsanforderungen für Kernkraftwerke aktualisiert. Die Richtlinie ENSI-G02 beinhaltet Anforderungen an in Betrieb stehende Kernkraftwerke, die Richtlinie ENSI-B12 (vgl. Kap. 4.2.2) thematisiert den Notfallschutz.

Nachdem das ENSI im Jahr 2016 Sicherheitskonzepte und allgemeine Auslegungsanforderungen als ersten Teil der Richtlinie ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke» publiziert hat, liegt nun auch der zweite Teil mit spezifischen Auslegungsanforderungen vor. Einen Schwerpunkt bilden die Anforderungen an die Elektro- und Leittechnik.

Das ENSI hat die nun vollständige Aktualisierung der Auslegungsanforderungen als Richtlinie ENSI-G02 in einem Gesamtdokument veröffentlicht, das den bisherigen ersten Teil ersetzt. Mit der Ergänzung der Richtlinie ENSI-G02 um das umfangreiche Kapitel 7 erfüllt das ENSI eine Reihe internationaler Empfehlungen der Western European Nuclear Regulators Association (WENRA) und der IAEA.

Die Richtlinie wurde im August 2019 verabschiedet und ist ab 1. September 2019 gültig.

4.2.2 Richtlinie ENSI-B12: Notfallschutz in Kernanlagen

Gleichzeitig mit der Richtlinie ENSI-G02 (vgl. Kap. 4.2.1) hat das ENSI die Richtlinie ENSI-B12 zum Notfallschutz in Kernanlagen aktualisiert. Die Neuausgabe berücksichtigt Ergänzungen und Anpassungen aufgrund der Einführung der neuen Schweizer Notfallklassierung sowie Anforderungen an die Durchführung einer Studie zum radiologischen Schutz des Personals bei schweren Unfällen. Sie beinhaltet zudem Neuerungen und Erkenntnisse aus den Einsatzstrategien der Werke und regelt neu auch die Anforderungen an die Störfallvorschriften, die internen und externen Kommunika-

tionsmittel sowie die Anforderungen an Notfallanzeigen sowie Zugangs-, Flucht- und Rettungswege. Auslegungsanforderungen an die Störfallinstrumentierung, das Anlageinformationssystem, das Safety Parameter Display System, die Gefahrenmeldeanlage sowie die Steuerstellen sind von der Richtlinie ENSI-B12 in die Richtlinie ENSI-G02 überführt worden.
Die Richtlinie wurde im August 2019 verabschiedet und ist ab 1. September 2019 gültig.



5. Strategie und Ausblick

Mit dem ENSI verfügt die Schweiz über eine funktionell, institutionell und finanziell unabhängige Aufsichtsbehörde für den gesamten Kernenergiebereich, welche die nukleare Sicherheit und die Sicherung abdeckt. Sie setzt damit die Vorgaben des Kernenergiegesetzes und des internationalen Übereinkommens zur nuklearen Sicherheit um.

Das ENSI verfolgt weiterhin konsequent seine aktuelle **Forschungsstrategie**. Es setzt seine 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. Das ENSI ist bestrebt, auch nach der im Dezember 2019 erfolgten Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg die Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit auf einem hohen Niveau weiterzuführen. Zum Schwerpunktthema **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke, das heisst** Betrieb über 40 Jahre hinaus, laufen verschiedene Forschungsarbeiten insbesondere zur Integrität von Strukturmaterialien in Leichtwasserreaktoren. Generell arbeitet das ENSI im Bereich der Materialforschung seit Jahren sehr eng mit dem Paul Scherrer Institut (PSI) zusammen. Konkrete, auch für die kommenden Jahre wichtige Fragestellungen betreffen beispielsweise probabilistische Methoden beim Sprödbruch-Sicherheitsnachweis des Reaktordruckbehälters (Projekt PROACTIV), Prüftechniken für Schweissnähte (Projekt PIONIC) oder eine optimierte Wasserchemie bei Siedewasserreaktoren (Projekt ZINC).

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 ist dabei stetig gewachsen. Behandelt werden unter anderem Fragen der Geomechanik, des Stofftransports sowie der Selbstabdichtung des Wirtsgesteins Opalinuston. Erwähnenswert ist auch die Fortsetzung des DECOVALEX-Projekts in Zusammenarbeit mit dem Schweizerischen Erdbebendienst und dem Lawrence Berkeley National Laboratory (USA). Dieses Projekt soll zu einem besseren Verständnis der gekoppelten thermischen, hydraulischen, mecha-

nischen und chemischen Prozesse in geologischen Systemen beitragen. Damit schafft es eine wichtige Grundlage des ENSI bei der Überprüfung der Nagra-Anträge zu Tiefenlager-Standorten.

Infolge der Stilllegung des norwegischen Halden-Versuchsreaktors im Jahr 2018 sah sich das ENSI gezwungen, die Teilnahme am seit 1958 laufenden NEA Halden Reactor Project zu beenden. Ausgelöst durch diese Stilllegung wird derzeit das NEA-Forschungsprogramm FIDES (Framework for Irradiation Experiments) lanciert, welches erneut die Möglichkeit schaffen soll, an verschiedenen Forschungsinstitutionen weltweit **Bestrahlungsexperimente unter Reaktorbedingungen** durchzuführen. Das ENSI strebt eine Beteiligung an diesem grossen internationalen Vorhaben an.

Die **langfristige Trockenlagerung** von abgebrannten Brennelementen ist Gegenstand zweier Forschungsarbeiten mit dem PSI. 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).

Erwähnenswert im Zusammenhang mit der Forschung zu **extremen Naturereignissen** ist das Projekt EXAR, welches 2013 initiiert wurde und voraussichtlich 2020 abgeschlossen sein wird. Im Auftrag mehrerer Bundesämter und des ENSI wird die Hochwassergefährdung am Flusssystem der Aare mit modernen Methoden untersucht, mit dem Ziel, einheitliche Gefährdungsgrundlagen zu schaffen. Nach Abschluss der EXAR-Arbeiten werden die Schweizer KKW ihre Nachweise zur Hochwassersicherheit entsprechend aktualisieren.

Neben den oben aufgeführten Schwerpunktthemen wird das ENSI auch in den kommenden Jahren weitere Forschungsarbeiten, zum Beispiel im Bereich der **Störfallanalysen,** unterstützen. Dies insbesondere mit der Zielsetzung, die Sicherheit der laufenden Kernanlagen weiter zu verbessern. Der Kompetenzerhalt in diesem Bereich ist für das ENSI von zentraler Bedeutung, und verschiedene Arbeiten sind unmittelbar aufsichtsrelevant. So liefert das kürzlich bis Ende 2022 verlängerte STARS-Projekt des PSI wichtige Resultate zur Kernauslegung, Thermohydraulik und zum Störfallverhalten des Kernbrennstoffs. Neu lanciert wurde eine Zusammenarbeit mit der deutschen Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS). Mittels integraler deterministisch-probabilistischer Sicherheitsanalysen soll die Wirksamkeit von Handmassnahmen zur Störfallbeherrschung während des sogenannten Mitte-Loop-Betriebs (tiefster Füllstand im Reaktordruckbehälter während des Revisionsstillstands) in einem Druckwasserreaktor untersucht werden.

Im Bereich der **Strahlenschutzforschung** wurde mit der Universität Zürich das neue Projekt LOCARI (Assessment of the low-dose cancer risk) initiiert. Das ENSI will damit ab 2020 die wissenschaftlichen Grundlagen zur Beurteilung der gesundheitlichen Risiken niedriger Strahlendosen verbessern.

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.

Das ENSI ist verpflichtet, sich im Hinblick auf die Anforderungen der IAEA periodisch durch externe Expertinnen und Experten überprüfen zu lassen. Im Jahr 2021 wird daher eine erneute IRRS-Mission (Integrated Regulatory Review Service) in der Schweiz stattfinden. Im Rahmen der Mission wird die behördliche Aufsichtstätigkeit vor dem Hintergrund der massgebenden IAEA-Safety Standards überprüft. Ziel ist es, die Qualität und Effektivität der Aufsichtstätigkeiten zu verbessern.

Im Jahr 2020 wird das ENSI aktiv an der Überprüfungskonferenz zur Convention on Nuclear Safety (CNS) teilnehmen und seinen Länderbericht zur Joint Convention (JC) einreichen. Die JC-Konferenz wird im Mai 2021 stattfinden.

Verstärkt verfolgt das ENSI das Thema Sicherung als Schwerpunkt. Für das Jahr 2021 ist die erste Überprüfungskonferenz des geänderten Übereinkommens über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Material, CPPNM/A) geplant. Die Vorbeugung und Bekämpfung von Straftaten in diesem Zusammenhang ist eines der Ziele. Das ENSI wird sich in Wien dafür einsetzen, dass die Konferenz ein wichtiges Zeichen setzt, um das internationale Sicherungsregime zu stärken und die länderüber-

greifende 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

Brennstoff und Materialen

NEA SCIP III (2014–2019), NEA SCIP IV (2019–2024) 139
LEAD 147
PIONIC-PSI 159
NORA-III 169
PROACTIV 181

Externe Ereignisse

IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen 191
SED–Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen 199
EXAR 207

Menschliche Faktoren

Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES) 211

Systemverhalten und Störfallabläufe

STARS – Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland 221
BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses 235
MELCOR Further Development Phase 2: 2017–2021 245
Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development 253

Strahlenschutz

Radiation Protection Research at PSI 263

Entsorgung

Further developments of the simulation tool Z88ENSI for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of transport and storage casks 273
HELP – Hydrogen Enhanced Local Plasticity in Zirconium Alloys 281
DRYstars Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland 289
Mont Terri SE-P Project: Self-sealing in old excavation damaged zones at the Mont Terri URL 295
Mont Terri PF experiment: Progressive Failure of Structurally-Controlled Overbreaks 307
Mont Terri FS-B experiment: Imaging the long term loss of faulted host rock integrity 317
Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay 323
Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel 331
DECOVALEX (SED activities) 337
Isochron-burial dating of Quaternary sediments 345
Quartärstratigrafie Hochrhein 351

NEA SCIP III (2014–2019), NEA SCIP IV (2019–2024)

Author und Co-author(s)	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	SCIP III 5 years (2014–2019), SCIP IV 5 years (2019–2024)

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 was completed in 2019. The aim was 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 also 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.

The fourth phase (SCIP IV), started in July 2019, is another five-year project with an organisation similar to SCIP III. The number of potential project members have increased from 33 organisations in SCIP III to 37 organisations in SCIP IV and are, as in SCIP III, from the entire nuclear community such as regulatory bodies, utilities, vendors and research organizations.

The aim of SCIP IV is to continue with the LOCA studies and one new main task: Back-end studies. There will also be a smaller part related to PCI failures. Modelling is essential and will also be an integral part of SCIP IV.

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» pelletcladding interaction, PCI), equipment simulating incore 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* was 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 were assessed. The consequences of cladding overheating due to off normal transients at lower than LOCA-typical temperatures and its impact on mechanical cladding properties were addressed as well. Finally, the impact of axial constraint on fuel rod performance during a LOCA transient was also investigated.

In a second task of *SCIP III,* PCMI and PCI issues were further studied, amongst others the mitigating effect of oxygen and slow ramps rates.

SCIP IV is consisting of four tasks. One of two main tasks of *SCIP IV* is Back End studies. This task consists of four subtasks. These are: «Creep and hydride reorientation under simulated dry storage conditions», «Hydride reorientation», «Spent fuel rods in transport and handling and accident scenarios» and «Failed fuel». The other main task is a continuation of the LOCA studies made in *SCIP III,* where one of the five sub tasks has a focus on fuel fragmentation, relocation and dispersal in non-standard fuel. The other four sub tasks are: «Microstructure related to fuel fragmentation», «Separate effects tests», «Transient fission gas release and axial gas communication» and «Spent fuel pool LOCA»

The third task is related to PCI by investigating chemistry and microstructure inside cracks and at crack tips.

In *SCIP IV,* modelling is a separate task and will be performed by project participants on a voluntary basis and discussed at the PRG meetings and during modelling workshops, in the same way as in *SCIP III.* Although modelling is providing a large amount of valuable results and insights, this approach also clearly demonstrates the need to support experimental programs like *SCIP III* and *SCIP IV* by modelling as an integral part of the work.

The technical program of *SCIP III* is divided into three tasks summarized more in detail below:

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

Task 1 is divided in three subtasks as follow:

SCIP III Subtask 1.1

Fuel fragmentation and dispersal

A comprehensive review of past research programs, covering the results of more than 90 LOCA tests, was 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 was to 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 were investigated and quantified.

***SCIP III* 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. Subtask 1.2 aimed at investigating and evaluating fuel rod integrity and cladding performance under off-normal temperature transients. It consisted of an experimental study with overheating tests on fuel rods, including characterisation of tested rods by post-irradiation examinations and mechanical testing. As a part of subtask 1.2 there were studies of Spent Fuel Pool LOCA included to support evaluation of fuel degradation under LOCA in spent fuel pools.

***SCIP III* 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 were studied in a modified LOCA test rig.

Task 2: Pellet-Cladding Interaction
Task 2 is divided in two subtasks as follow:

***SCIP III* 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 aimed at throwing light on this issue, by applying the Studsvik mandrel test equipment for parameter studies on slow strain rate. The subtask did as well investigate if there is a mitigating effect of oxygen on PCI.

***SCIP III* 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 was 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 test were replaced by other tasks. Those tasks, called Replacement tests, are a number of tests to support the other subtasks of *SCIP III* and what gives the largest benefit to the project. The Replacement tests consisted of the following: One LOCA test and Basic PIE Package, nine heating tests on different *SCIP III* uses 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 were encouraged to participate on voluntary basis to get a broad and rewarding discussion in place.
SCIP III did not develop any codes or parts of codes. The objectives of the modelling effort was to support the program with pre- and post-test calculations using existing codes and models, to provide input to the design of test matrices and to the selection of test parameters, to improve evaluation/interpretation of the experimental results and, if possible, to identify model improvements and the data needs for such improvements.

The technical program of *SCIP IV* is divided into four tasks summarized more in detail below.

Task 1: Back End
Task 1 is divided in four subtasks as follow:

***SCIP IV* Subtask 1.1 Creep and hydride reorientation under simulated dry storage conditions**
Whereas many creep and hydride reorientation tests of unirradiated cladding have been per-

formed, hardly any data are available on the thermal creep properties of irradiated fuel rods with fuel pellets inside. In high burnup fuel rods, fuel cladding bonding could restrict cladding creep out. In addition to the effects on creep behaviour, bonding might also affect hydride reorientation behaviour in the cladding, leading to local stress concentrations favouring local hydride reorientation and creating potential spots vulnerable to crack initiation and propagation under long-term dry storage conditions. Possible effects due to fuel cladding bonding in high burnup fuel rods will be investigated. Creep properties of rod segments with fuel inside will be compared to defueled cladding properties. Potential hydride reorientation will be assessed and mechanical properties of the cladding before and after creep testing will be determined.

***SCIP IV* Subtask 1.2 Hydride reorientation**

During back end handling and dry storage, fuel cladding temperatures will be high enough to dissolve hydride precipitates back into solid solution. When temperature drops later on, hydrogen will be precipitated again. If the cladding is under high enough hoop stress, the precipitated hydrides will be oriented in radial direction, which impacts ductile-to-brittle transition behaviour of the cladding material of concern. The conditions and mechanism for hydride reorientation in irradiated cladding material will be determined, in order to predict both the hydride reorientation and ductile to brittle transition behaviour of the material, based on the under-standing of these parameters.

***SCIP IV* Subtask 1.3 Spent fuel rods in transport and handling and accident scenarios**

Independent from the Back End concept, fuel assemblies are handled, loaded into transport casks and unloaded or stored in dry-storage casks when removed from the on-site spent fuel pool. A very large number of transports have been performed successfully worldwide. Only for special transportation conditions or accident situations is there a substantial need to verify spent fuel behaviour and suitability for further storage. This subtask will concentrate on three areas of concern. It aims at generating valuable experimental data on the mechanical response of irradiated fuel rods under transport accident conditions. The data will support analytical models for regulatory accident evaluation. In addition, they will also be useful for seismic and vibratory evaluations. In order to support cask containment analysis and the definition of source terms for accident scenarios, the particulates which might be released from high burnup fuel rods due to impact events will be characterised. Finally, the strength of weak or slightly damaged fuel rods under transportation and handling operations will be investigated. The aim is to verify that weak or slightly damaged rods will not degrade or jeopardise cask safety functions during transportation and storage.

***SCIP IV* Subtask 1.4 Failed fuel**

In most countries, no standard procedures have yet been established to take care of failed fuel for interim storage and final disposal. For safe long-term stabilisation of failed fuel, the radiological confinement needs to be restored and the geometry and environment needs to be controlled and stable. There are different concepts available to encapsulate damaged and failed fuel rods, either by canning in-pool or by conditioning and encapsulation at a hot cell. In this context, drying of failed fuel is essential to avoid gas generation by radiolysis of residual water and moisture. The presence of oxygen and hydrogen gas could have undesirable consequences, such as oxidation of the fuel, hydriding of the cladding, corrosion and pressure build-up. Whereas standards have been established for drying of intact spent fuel in dry storage casks, for failed fuel these standard drying procedures may not be sufficient to guarantee the required moisture level for encapsulation. Therefore, test methods to measure moisture content need to be developed and validated to prove that criteria on moisture content can be met. Furthermore, available drying procedures need to be evaluated for failed fuel and possibly optimised. Within this subtask, experimental data on the issue of safe encapsulation and storage of failed fuel rods will be generated, using established characterisation methods and assessment of residual water.

Task 2: Loss-of-Coolant Accidents

Task 2 is divided in four subtasks as follow:

***SCIP IV* Subtask 2.1 Microstructure related to fuel fragmentation**

The existence of a burnup threshold for fuel fragmentation in LOCA scenarios has been a key question in several studies and research efforts. As the experimental evidence grows, it seems that high burnup is only one of several factors determining the susceptibility of the fuel to fragment. Several hypotheses have been brought forward to ex-

plain this behaviour, such as effects of the power history inducing residual stresses in the pellet, or repartitioning of the fission gas inventory to closed grain boundary networks or bubble populations that weakens the integrity of the fuel under a LOCA event. Recent results from *SCIP III* have identified some potentially very important effects related to the development of the fuel microstructure in the course of fuel operation. In order to study the impact of these phenomena further, it is proposed to continue on the advanced microscopy examinations performed in *SCIP III* on fuels with high burnup that fragment to a large extent in LOCA like conditions, as well as to study high burnup fuel that appears resistant to fine fragmentation.

SCIP IV Subtask 2.2 Fuel fragmentation, relocation and dispersal in non-standard fuel

In *SCIP III,* investigations focused on the performance of «standard fuel», i. e. UO_2 fuel with relatively small grains, whereas use of large grain fuel with dopants or additives has become more and more common. Moreover, the microstructure of MOX and gadolinia fuel might also develop differently during reactor operation, compared to standard fuel. Work to be performed under this Subtask aims at extending data base and understanding of fuel fragmentation, relocation and dispersal to fuel types that have not yet been investigated within *SCIP III* or elsewhere. The data will support estimates of fuel dispersal in LOCA safety assessments carried out by utilities and regulators, as well as refinement and extension of fuel fragmentation models to be incorporated in fuel performance and transient codes.

SCIP IV Subtask 2.3 Separate effects tests

Tests in *SCIP III* have indicated that for fuels susceptible to fine fragmentation critical parameters may be both the temperature ramp rate and the magnitude of the depressurisation transient upon burst. The possibility to control temperature ramp rates was rather limited in *SCIP III* heating tests. Therefore, it is proposed that a new furnace is constructed to better control the temperature ramp rate in tests of similar size as the existing heating test apparatus (testing a few pellets worth of material). The equipment will be made compatible with a new depressurisation rig being able to simulate the burst event with high degree of control, including an expansion chamber to contain and collect the ejected fuel fragments for further study.

SCIP IV Subtask 2.4 Transient fission gas release and axial gas communication

During a loss-of-coolant accident, rapid and large changes of temperature may cause transient fission gas release from the fuel, by mechanisms such as fuel grain boundary fracture or diffusion and interconnection of fission gas bubbles. Understanding of the transient fission gas behaviour is important to determine factors such as increase in rod inner pressure and margins to cladding burst and loss of rod integrity. Knowledge of the transient fission gas release also allows for a more accurate determination of the source term in an accident scenario. In order to properly assess the effects of transient fission gas release on local pressure and ballooning and burst, it is important to know the axial gas communication inside the fuel rod. As a continuation of a limited number of tests performed in *SCIP III,* it is proposed to perform a parametric study of axial gas communication against burnup and temperature. The results will support improving fuel performance code models of gas communication under transient conditions.

SCIP IV Subtask 2.5 Spent fuel pool LOCA

Loss of coolant in a spent fuel pool, with high temperature oxidation of cladding in an air-steam mixture as well as transients leading to ballooning and burst of fuel rods, can have severe consequences. Within *SCIP III,* only two LOCA tests under simulated spent fuel pool conditions have been performed. Moreover, the scope of post-test examinations was rather limited. Therefore, additional spent fuel pool LOCA tests, covering a broader band of potential conditions, will be performed in this Subtask. The scope of post-test examinations will be extended, providing additional data to define the fission product source term for this type of events.

Task 3: Pellet-cladding interaction

Task 3 was divided in two subtasks but Subtask 3.1 was cancelled at the Management Board meeting in December 2019. Therefore, just subtask 3.2 is described below.

SCIP IV Subtask 3.2 Microstructure and microchemistry

The importance of chemically active agents for stress corrosion cracking is well recognised, but mode of action of these species, their way to and their distribution at the location of concern, their

chemical and physical form and many other aspects are still not well understood. *SCIP III* collaboration with the University of Manchester led to promising results. Within this Subtask, microstructure and microchemistry inside cracks and at the crack tip of irradiated cladding samples that had experienced stress corrosion cracking will be investigated by means of advanced techniques in collaboration with external partners.

Task 4: Modelling

This task aims at supporting *SCIP IV* with pre- and post-test modelling calculations of tests and experiments using different codes and models. More specifically, the objectives are to provide input to the design of test matrices and to the selection of test parameters, to improve the evaluation and interpretation of experimental results, to extend the basis for the validation of existing models and to identify model improvements and the data needs for such improvements.

Work carried out and results obtained

SCIP III

Performed work in Subtask 1.1 – Fuel fragmentation and dispersal, during the year were the final post-test examinations and do the final reporting. In 2019 the subtask was ended, and the reporting of the results were performed.

For subtask 1.2 – Off-normal temperature transients, the work done were post-test-PIE, and some remaining mechanical testing of BWR H3 acceptance criteria overheating. Finally, in 2019 the subtask was ended, and the reporting of the results were performed.

In subtask 1.3 – Axial Load no practical work was performed in 2019. The subtask was ended, and the reporting of the results were performed.

In Subtask 2.1, After last year implementation and qualification of the oxygen control system to be used in the mandrel testing system. It was now possible to perform mandrel tests at different, well defined, oxygen levels. The tests to investigate if there is a mitigating effect of oxygen on PCI were performed. In addition to the oxygen tests on cladding, tests to study the behaviour of various parameters, such as liner cladding and VVER type of fuel cladding, as well as a study of the effect of step-wise ramp profile, were done. The subtask was ended, and the reporting of the results were performed.

For the Replacement tests, in 2019 there was a LOCA test with small plenum volume to study the effects on burst, dispersal and fragmentation. There were also 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 was continued and finalized during the first half of 2019.

The Task 3 – Modelling. There was no further modelling workshop during 2019 in the *SCIP III* project. The subtask was ended, and the reporting of the results were performed.

SCIP III Summary by the numbers. When looking on what has been achieved in the *SCIP III* project you will find an impressive amount of work performed. Below is a short summary of what has been done.

- Usage of 15 irradiated high-burnup fuel rods
- 23 LOCA tests on irradiated fuel rods
- 9 LOCA tests on unirradiated Zry-4 cladding
- 36 Heating tests
- 22 Mandrel tests
- 22 Mechanical tests (creep, RCT, RTT)
- ~20 Light optical microscopy and HVE, 6 SEM, 7 Laser Ablations
- ~70 Technical reports issued, and it will be ~75 reports when *SCIP III* is fully documented
- ~35 Data sheets, +1 *SCIP III* test database as Excel-files
- 10+2 PRG and MB Meetings with documented minutes
- One modelling workshop with eleven participant organizations
- Design, commissioning and qualification of one new LOCA test machine

SCIP IV

The work in Subtask 1.1 – Creep and hydride reorientation of fuel rods under simulated dry storage conditions, has just started and the first planning meetings are held for the creep furnace development. Design and development take time and will be continued during 2020. A planned literature review is postponed to 2020. Furthermore, the material selection and test matrix are under development and will also continue during 2020.

The Subtask 1.2 – Hydride reorientation is at the start-up phase and some Prestudies of hydride reorientation have been done together with a work to make a summary of existing data on stress and temperature limits for reorientation. A work to install a straining- and temperature stage in the FEG-SEM has also started and is expected to be final-

ised during summer 2020. After the summer In-cell reorientation studies are planned to start.

Also Subtask 1.3 – Spent fuel rods in transport and handling operations and in accident scenarios is in the start-up phase and the first work in this subtask has been planning meetings for the impact test development. Dummy test with the 4-point bending device is in process as well as a pre-study for the development of Ring Compression Tests. The work with material selection and test matrix are also ongoing.

In Subtask 1.4 – Failed fuel the first planning meetings have been held for the drying test development. Also in this subtask the work with material selection and test matrix are ongoing.

Subtask 2.1 – Microstructural effects related to fuel fragmentation is planned to start effectively during the second half of 2020. The first things planned is to look at is the driving force for fragmentation during LOCA, general microstructure, gas bubble pressure estimation and Cs content.

Subtask 2.2 – FFRD non-standard fuel is a subtask where work so far has consisted of determining suitable test rod for the first LOCA and heating tests and get permission from the rod owner to use the rods. This work is now finished and the first LOCA and heating tests will be performed in the spring 2020. The work planned for 2020 is to determine suitable test rods for the other LOCA and heating test and get permissions to use them.

Subtask 2.3 – Separate effects tests is another subtask where the initial work is to develop new test equipment to study effects from depressurization and make ramp rate test. This development is planned to continue until the end od 2020 when the tests can begin.

Also Subtask 2.4 – Transient Fission Gas Release and axial gas communication is in the start-up phase and the work in this subtask for the first year is planned to design, build and test a new axial gas communication system and to select test material and make a detailed test matrix. By the end of 2020 the first pre-test PIE examinations are planned to be made.

The last subtask in Task 2 is Subtask 2.5 – SFP LOCA. Here the work so far has consisted of determining suitable test rod and test parameters for the first LOCA test and get permission from the rod owner to use the rod. This work is now finished and the pre-test PIE and first LOCA test will be performed in the spring 2020.

Subtask 3.2 – Microstructure and micro-chemistry is in a very early state. Here has the work up to the end of 2019 consisted of define materials. The Studsvik ramp test database gives several interesting samples to investigate. Another thing in the start-up phase is to find suitable partners to perform further advanced investigations to study crack morphology and propagation and collect chemical information from the cladding samples.

The modelling in *SCIP IV* is Task 4. As in *SCIP III,* members of *SCIP IV* are invited to contribute modelling work as in-kind and voluntary contributions. The discussions are ongoing with potential partners and contributors and modelling of base irradiation power histories and modelling to support the different Tasks are planned to begin during the spring/summer 2020.

International Cooperation

The *SCIP III* and *SCIP IV* projects are 5 years NEA/OECD Joint Projects run by Studsvik. In *SCIP III* 33 international organizations from 15 countries were participating. The number of potential project members have for now increased to 37 organisations in *SCIP IV* and are, as in *SCIP III,* from the entire nuclear community such as regulatory bodies, utilities, vendors and research organizations. The international members are actively participating the project with in-kind contributions and with the participation at the SCIP 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 http://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 mechanisms. The following results were gained so far:

Sub-project-I – SCC Initiation in austenitic Ni-base alloys & SS: The SCC initiation threshold stress of as-welded Alloy 182 decreased with increasing temperature in hydrogenated (HWC) and oxygenated (NWC) high-temperature water (HTW) between 220 and 288 °C and was slightly lower for the ground than for the electropolished surfaces in both environments at 274 and 288 °C. Furthermore, the SCC threshold stress was higher in NWC than in HWC (at the most susceptible conditions on the Ni/NiO boundary) environment, although SCC growth rates were higher in NWC. In the MEACTOS project, the SCC test matrix with cold-worked SS and Alloy 182 specimens in BWR/NWC environment with polished and industrial machined or cavitation peened surfaces was started in June this year.

Sub-project-II – Environmental effects on rapid fracture in RPV steels: The effect of PWR and BWR environments on the fracture behaviour of a wide range of RPV steels with different S contents and EAC, dynamic strain ageing and temper embrittlement susceptibilities was systematically evaluated by EPFM tests in the upper shelf region. 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 JIC were moderate (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 become 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 of INCEFA+, neither mean strain 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 PWR environment essentially. In the LCF regime (≤ 10^5 cycles), tensile mean stresses increased LCF life in air and BWR/HWC environment in load-controlled tests, although envi-

ronmental 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. Neglecting 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 activity covers the SCC and fracture behavior of irradiated RPV steels (TP-IVa) and SCC of thermally-aged Alloy 182 weld metal (TP-IVb) in HTW. **TP-IVa:** Irradiated subsize charpy and tapered tensile specimens were and are currently fabricated in foreign hotlabs and all pre-validation investigations were finished. The fracture and SCC tests with irradiated RPV steels thus can be performed in 2020. **TP-IVb:** Based on a literature survey on short-range ordering (SRO) in Ni-alloys, thermal ageing of Alloy 182 was done at 400 °C for 800, 2440 and 5500 h, which would roughly correspond to 10, 30 and 70 years of power operation. The SCC initiation and growth behavior of the aged Alloy 182 were characterized in PWR (274 to 320 °C) and BWR/NWC (274 °C) environments. A very preliminary, incomplete analysis indicates that SCC initiation is not strongly affected by thermal ageing, but scatter is high and the number of tests too low for statistically solid conclusions. The SCC growth rates in the thermally-aged Alloy 182 seem to be slightly lower than in the as-welded material in PWR and BWR environments for all aged conditions. At the present stage it is not clear, if SRO during thermal ageing has occurred or not or if it already occurred during the cooling after welding.

1 Introduction

With regard to the current nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (35 to 50 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 (NDE) 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.

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.*

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 Robins, PIONIC, EPRI Alloy 82 PEER & CF LAS), which further amplifies the benefit for ENSI.

3. Performed Work and Results

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

This sub-project consists on the 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) and PWR environment 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. SCC initiation from smooth surfaces in Alloy 182 and SS is strongly dependent on surface conditions (surface roughness, cold-work and residual stress, etc.) and several newly suggested SCC mitigation methods are directly related to surface modification/optimization.

The goals of this PhD thesis and related MEACTOS project are thus to evaluate the effect of surface conditions/machining on SCC initiation in Alloy 182 and SS and to quantify the mitigation effect of various surface modification methods as well as to develop corresponding guidelines and recommendations. Additionally, other practically important parameters on SCC initiation 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 last year was placed to the effect of temperature, corrosion potential ECP (BWR/NWC vs. HWC and PWR) and surface finish (electropolished vs. ground) on SCC initiation in Alloy 182 (Figure 1). These preliminary and ongoing investigations showed that the SCC initiation threshold stress decreased with increasing temperature at the Ni/NiO boundary in hydrogenated water (HWC) and in oxygenated water (NWC). The threshold stress was slightly lower for the ground (i.e. rough) than for the electropolished surfaces in NWC and HWC environment at 274 and 288 °C (Fig. 1). Interestingly, the SCC threshold stress was higher in

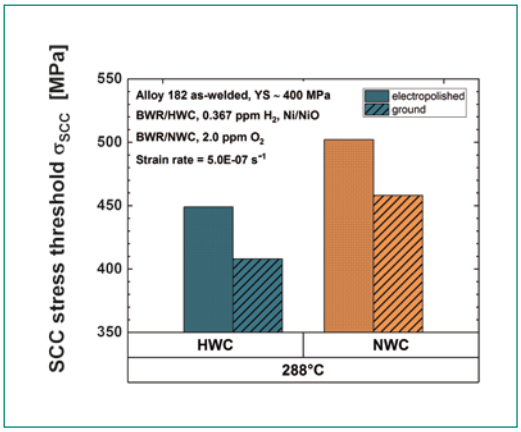


Figure 1: *Effect of surface conditions and ECP on SCC initiation threshold stress in Alloy 182.*

NWC than in HWC (at the most susceptible conditions on the Ni/NiO boundary) environment for both polished and ground surfaces, although SCC growth rates were higher in NWC (Fig. 1). Lower SCC thresholds may be anticipated in NWC in case of rough surfaces with scratches, where an occluded crevice chemistry can be formed or in presence of harmful impurities like Cl^- and SO_4^{2-}.

In MEACTOS, the specimen fabrication was significantly delayed due to various technical issues. PSI has started its SSR test program with tapered Alloy 182 and cold-worked stainless steels specimens in BWR/NWC environment that will be finished in June next year. The specimens surfaces are either polished or have received a standard or advanced industrial machining or surface shot peening treatment. The ICG-EAC round robin program was finished with the submission of summary journal paper.

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 aimed 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 sub-project was finished as planned by the successful PhD thesis examination of Z. Que on March 1 at EPFL [8]. The results of this work are summarized in the thesis [8] and three journal publications [9–11].

During the PhD thesis project, the effect of PWR and BWR environments on the fracture behaviour of a wide range of RPV steels with different S contents and EAC, DSA and TE susceptibilities and of a simulated coarse grain weld heat-affected zone was systematically 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 (TG) 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 one lower bound material) showed a high upper shelf toughness K_{JC} > 200 MPa•$m^{1/2}$ in air and various HTW environments and the observed environmental reductions in ductile initiation toughness J_{IC} were moderate (mostly < 20 %) and small at typical LOCA loading rates. A high strength, DSA and TE susceptibility or an aggressive occluded crevice chemistry may cause a moderate reduction in upper shelf initiation toughness JIC and combinations of these factors might further increase the susceptibility. 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 important 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 become 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 – Envionmental Effects on Fatigue

The occurrence 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. Knowledge gaps in this context are related to the effects of mean stress, surface conditions, long static load hold periods, multiaxial loading, load history or changing temperatures/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 [12]. The focus of INCEFA+ is placed to the effect of mean strain, surface conditions and long static load hold periods on environmental assisted fatigue (EAF) in SS under PWR conditions. Furthermore, a European methodology for EAF evaluations and an EAF data collection within the JRC MATDB data base will be developed and built-up and a data exchange with the US data with US NRC was agreed. 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

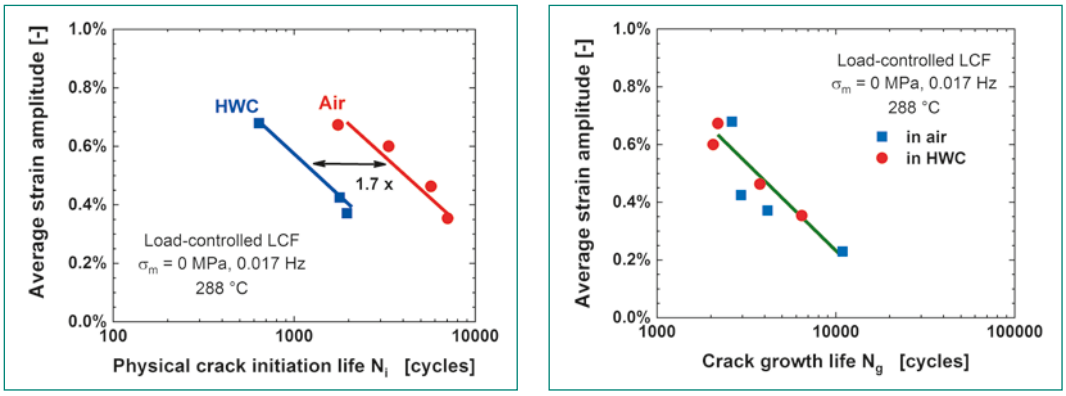


Figure 2: *Physical crack initiation life N_i (left) and subsequent crack growth life N_g (right) in air and BWR/HWC environment at 288 °C: Environmental reduction of fatigue life ($N_f = N_i + N_g$) is primarily through the reduction of the physical initiation life with little effect on subsequent crack growth*

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 will be evaluated and modelled and the underlying mechanisms be identified.

Within INCEFA+, about 200 strain-controlled and 30 stress- or strain and mean-stress controlled LCF tests with a 304L SS in simulated primary PWR environment and in air at 300 °C were 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. The environmental reduction of fatigue life was in the expected range of the NUREG CR-6909-Fen predictions. The picture on mean stress is not fully clear, but the data suggest that discarding mean stress in EAF analysis produces small errors only, being even slightly conservative. A significant reduction of fatigue life (by a factor of 1.7) was observed in case of a rough surface roughness (R_t of 76 μm vs. 0.7 μm) in PWR environment, but not in air. An opposite trend was observed in limited, previous US investigations. There was no and only a slight lab-to-lab variation in test results in air and PWR environment, respectively. The INCEFA+ can be terminated in the next summer as planned and a follow-up proposal INCEFA-SCALE was submitted to the EU this fall covering open gaps and component up-scaling aspects.

Within the PhD thesis, the test matrix on mean stress effects on the fatigue and EAF initiation behavior in 316L in air and BWR/HWC environment was completed this fall. Special emphasis in the last year was placed on the microstructural characterization of the underlying crack initiation mechanism and to the role of stress state in the hollow specimens with a multiaxial stress state due to the hoop (and radial) stress resulting from the internal pressure. Crack initiation locations were studied by SEM/EBSD and detailed post-test fractographic striation analysis were performed during an internship of an international student (Shaoni Li, RWTH Aachen). Machine learning systems were applied to analyze our own EAF data base that was extended with literature data.

Fatigue tests were performed with hollow specimens with different wall thicknesses of 1.5 to 2.5 mm and internal pressures from 100 to 200 bars. The hoop stress varied from 17 to 58 MPa and axial stress amplitudes from 170 to 240 MPa. In air without internal pressure, wall thickness had no effect on LCF life. In HTW, on the other hand, a potential effect of internal pressure was observed for small wall thicknesses and at small stress amplitudes. It is unclear, if the longer life in thin samples arises from the mean strain, the multiaxial non-proportional loading or other effects. In the LCF regime, no effect of internal pressure was observed on LCF life in our standard samples and the behavior was identical to that in massive specimens.

In hollow specimens, the transgranular (TG) cracks initiated only from the inner surface in LWR environment, but in same cases from the inner and outer surfaces in air. Scratches seemed to be a preferential location for crack initiation in the HTW tests, which would be consistent with observed surface roughness effects in INCEFA+. The striation analysis showed that LCF and HCF lives were dominated by crack growth and physical initiation, respectively, and that in both cases, the environmental reduction of fatigue life was due to the reduction in physical initiation life (Figure 2). Furthermore, tensile mean stress increased crack initiation and growth life, whereas the effect was more pronounced for crack initiation life.

The EAF behavior of 316 L in BWR/HWC environment in the PhD thesis project was very similar to that of 304L in PWR environment (INCEFA+). In the LCF regime (≤ 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 was higher with tensile mean stress. The beneficial tensile mean stress effect on fatigue life outweighs its negative effect in water environment. Omitting the mean stress effects in current environmental fatigue evaluation procedures appears thus to be conservative for the LCF regime. [13]

In the HCF regime (> 10^5 cycles), on the other hand, tensile mean stresses seemed to reduce the fatigue life and endurance limit in LWR environment, 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, pressurized vs. non-pressurized), location of crack initiation (inner or external surface) or scatter/insufficient number of specimens. Since an accurate determination of fatigue endurance limits is not practicable in HTW 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 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 new Post-Doc project of S. Suman, who joined our group in May 2018. With one of his R&D topics, he also made a successful project proposal to the competitive, co-funded PSI-FELLOW-II-3i Program (H2020) that started in May 2019. The additional project funding will help to compensate the unplanned high costs for the external fabrication of irradiated specimens in hotlabs abroad.

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 second year was placed on the preparation of these very challenging investigations with some further pre- and validation tests, the fabrication of as-received and irradiated test specimens, as well as the design and fabrication of the load frames of the IASCC initiation tests. The possibility of the fabrication of irradiated sub-size specimens in the PSI hotlab was carefully evaluated together with the hotlab division, but unfortunately is not possible within the time frame of the LEAD project and would require additional investments. A first batch of irradiated KLST charpy specimens was thus fabricated at Framatome in Erlangen and the specimen are now back at PSI. A second batch of irradiated flat tapered tensile specimens and flat min-tensile specimens will be fabricated UJV Rez at the beginning of 2020.

The fatigue pre-cracking of the sub-size KLST charpy specimens on the new cracktronic resonance pulsator was optimized and qualified for as-received and simulated irradiated RV steels (hardening simulated by heat treatment). Several pre-tests (Master Curve, dynamic and quasi-static) with non-irradiated sub-sized notched and pre-cracked charpy (KLST) specimens with different crack depths with the JRQ steel were performed for qualification and a MATLAB program was developed for the processing and evaluation of the dynamic fracture tests. The results are summarized in a journal paper [14]. Everything is now ready for the fracture mechanic tests in as-received and H charged conditions in air as well as for the IASCC initiation tests in oxygenated HTW in 2020.

3.4.2 SCC of Thermally-Aged Alloy 182 Weld Metal

Short-range ordering (SRO) is a potential long-term thermal ageing (> 40 a) mechanism in Ni-alloys and weld metals that may increase their SCC susceptibility and decrease their fracture resistance in the 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. Based on a literature survey, thermal ageing was 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 first SCC initiation and crack growth tests started at the beginning of 2019 and will run until January 2020. The SCC crack initiation behavior was characterized by SSR tests with flat tapered tensile specimens and slow rising load tests with sharply notched fracture mechanics specimens at the Ni/NiO boundary in hydrogenated HTW at 274 °C. The SCC crack growth behavior was characterized in long-term tests of several thousands of hours in hydrogenated primary PWR environment at 274 to 320 °C as well as in oxygenated BWR/NWC environment at 274 °C in high-purity water and with chloride addition.

The first preliminary analysis indicated that SCC initiation was not strongly affected by thermal ageing, but scatter was high and the number of tests too low for statistically solid conclusions. The SCC growth rates in the thermally-aged Alloy 182 seemed to be moderately lower than in the as-welded material in PWR and BWR environments for all aged conditions. The lower rates might be partially related to TG/IG transitioning problems and crack pinning issues. The differences in growth rates were diminishing with more aggressive testing conditions (higher temperature, chloride addition). At the present stage it is not clear, if SRO during thermal ageing had occurred or not or if it already occurred during the cooling after welding. The first tensile tests in air did not reveal any significant changes in the tensile properties by the thermal ageing [15].

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 PROACTIV (probabilistic LBB analysis for SCC, small sample fracture testing) or to the *swissnuclear* project MDIC (multiaxial fatigue, modelling). In the PIONIC project (NDT of DMW) there are also collaborations with the Swiss Association for Technical Inspections (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. Within the new On-Call contract with ENSI, we have supported ENSI by consulting and expertise work in the context of the SCC incidents in pressure measurement lines in the steam generator feedwater piping system of KKG.

5. International Collaborations

As active members with key positions (working group leader, scientific secretary, chairman) in the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, http://www.icg-eac.org) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, http://www.ecg-comon.org/), as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, http://www.efcweb.org/), we are staying in very close contact with the international scientific and industrial com-

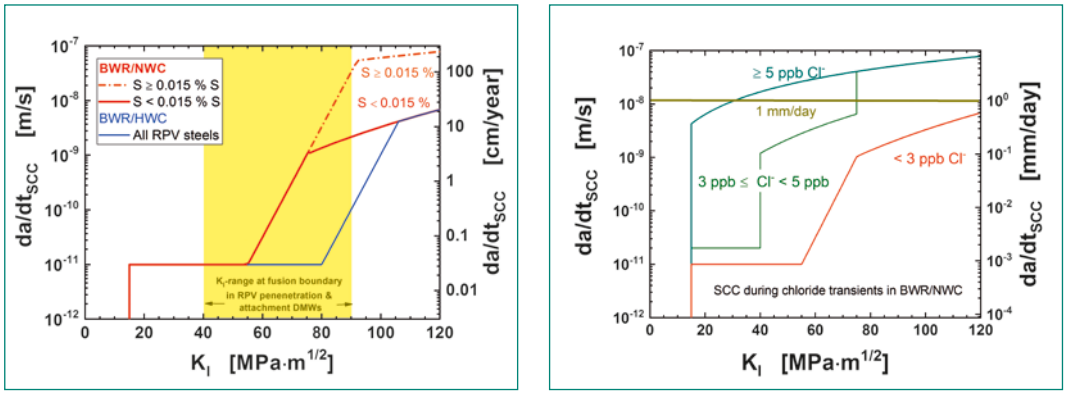


Fig. 3: *New ASME BPV CC N-896 SCC disposition curves for RPV steels in BWR environment (left) and during chloride transients (right) in BWR/NWC environment.*

munity 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 programs on SCC initiation and oxide films on Ni-based alloys in high-temperature water. Within the EFC-WP4 and MEACTOS project, we have co-organized the very successful Nuclear Corrosion Summer School (NuCOSS 2019) in Slovenia with 40 participants and supported it with lectures on EAC and its mitigation, which is an important element of education and preservation of excellence in this field. The LEAD project leader H. P. Seifert has received the EFC Coriou Award this year in recognition for his important contributions on nuclear corrosion and EAC in the last two decades.

The authors are also member of various technical areas and working groups in the ETSON network (http://www.etson.eu/) and in the NUGENIA association (http://www.nugenia.org/), where the safe long-term operation in the context of material ageing is an important topic. ETSON is the network of European technical safety organizations (TSO). NUGENIA is the European association dedicated to R&D of nuclear fission technologies with a focus on Generation II & III nuclear plants and will be formally integrated in the Sustainable Nuclear Energy Technology Platform (SNETP) that became a legal entity in 2019. Under this umbrella, we are participating in the EU H2020 projects INCEFA+ (EAF) and MEACTOS (SCC mitigation) and have submitted the two new international project proposals INCEFA-SCALE (EAF, follow-up project of INCEFA+) and FRACTESUS (small sample fracture testing of irradiated RPV steels).

Within two contract projects with EPRI, PSI is supporting the development of a Code Case for EAF crack growth in LAS in BWRs an International Expert Panel Project of EPRI to develop SCC disposition lines for Alloy 82 in BWR/NWC and HWC environment. The basic document for the EAF Code Case is currently in preparation and in its final stage. As an absolute highlight form a previous collaboration with EPRI, the ASME BPV Code Case N-896 «Reference Crack Growth Rate Curves for Stress Corrosion Cracking of Low Alloy Steels in Boiling Water Reactor Environments» was approved by the ASME BPV committee and accepted by the US NRC (Figure 3) in July 2019 [16]. This code case is highly relevant for the integrity assessment of recent SCC incidents in RPV reactor internal attachment and penetration welds. Within two new small service projects for EPRI, we will critically review a SCC Testing Guideline Document and an ASME BPV Code Case Proposal for EAF crack growth in SS in BWR environments.

6. Assessment of 2019 and Perspectives for 2020

6.1 Assessment of 2019

The overwhelming part of the project goals and milestones for the second project year [3] has been achieved and the project is thus on track. Sub-project IVa is slightly delayed due to capacity problems in the PSI hotlab and the necessary external fabrication of specimens, but this delay can be caught up in the last project year. 17 project-related reports, journal and conference publications were generated in 2019. 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 programs further amplifies the benefit for ENSI. The develop-

ment of new SCC and EAF disposition lines for RPV steels and Alloy 82 with EPRI are such current examples.

6.2 Perspectives for 2020

the project can continue as planned [3] and be terminated by the end of 2020 with the final report by the end of March 2021. A major focus in 2020 will be placed on the fracture tests with irradiated sub-size charpy specimens in as-received and H charged RPV conditions as well as the IASCC initiation tests with flat tapered tensile specimens with as-received and irradiated RPV steel in BWR environment in our hotlab high-temperature water loop. Other selected, important milestones for the last project year are the successful PhD examination of W. Chen in March 2020 and termination of INCEFA+ project in summer 2020 in sub-project III. The PhD project of A. Treichel and MEACTOS project as well as the PSI Fellow project of S. Suman will continue beyond the end of LEAD.

7. Publications

Scientific journals or book chapters

- *P. Spätig, V. Mazánová, S. Suman and H.-P. Seifert,* Evaluation of Quasi-Static and Dynamic Fracture Toughness on the Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steel JRQ in the Transition Region, Key Engineering Materials 827 (82020) 294–299.
- *Z. Que, H. P. Seifert, P. Spätig, A. Zhang, J. Holzer, G. S. Rao, S. Ritter,* Effect of Dynamic Strain Aging on Environmental Degradation of Fracture Resistance of Low-Alloy RPV Steels in High Temperature Water Environments, Corrosion Science 152 (2019) 172–189.
- *Z. Que, H. P. Seifert, P. Spätig, J. Holzer, A. Zhang, G. S. Rao, S. Ritter,* Environmental degradation of fracture resistance in high-temperature water environments of low-alloy reactor pressure vessel steels with high sulphur or phosphorus contents, Corrosion Science 154(2019) 191–207.
- *H.-P. Seifert, S. Ritter,* Environmentally-assisted cracking of carbon and low-alloy steels in light water reactors, EFC Green Book: 50 Years of (EFC Working Party) Nuclear Corrosion – a Review, EFC, 2019.
- *W. Chen,· P. Spätig,· H. P. Seifert,* Mean Stress Effect on Fatigue Behavior of Austenitic Stainless Steel in Air and LWR Conditions, in: Mechanical Fatigue of Metals, Experimental and Simulation Perspectives, Structural Integrity, Volume 7, Springer, 2019, pp. 57 – 63.

Reports

- *Z. Que,* High-Temperature Water Effects on the Fracture Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels, EPFL PhD Thesis No. 9391, 2019.

Conference contributions

- *P. Spätig, H-P. Seifert, Z. Que, W. Chen,* Fracture and fatigue behaviors of pressure vessel steels and austenitic steels in light water reactor environments, Invited Talk, Proceedings of the Materials in Nuclear Energy Systems (MiNES) Conference 2019, October 6–10, 2019, Baltimore, Maryland, USA.
- *P. Spätig, V. Mazánová, S. Suman, H.-P. Seifert,* Evaluation of quasi-static and dynamic fracture toughness on the low-alloy reactor pressure vessel steel JRQ in the transition region, International Conference on Fracture and Damage Mechanics, 16–18 September 2019, Rodos, Greece.
- *S. Suman, H.-P. Seifert, S. Ritter, A. Treichel,* SCC initiation in as-welded and thermally aged alloy 182 weld metal under simulated BWR/HWC conditions, EUROCORR 2019 Conference, 9–13 September 2019 - Seville, Spain.
- *A. Treichel, S. Ritter, H.-P. Seifert, S. Virtanen,* Effect of temperature and surface treatment on SCC initiation in Alloy 182 weld metal under BWR/HWC conditions, Poster 224181, EUROCORR 2019 Conference, 9–13 September 2019 – Seville, Spain.
- *Z. Que, H. P. Seifert, P. Spätig, J. Holzer, A. Zhang, G. S. Rao, S. Ritter,* Degradation effects of hydrogen and high-temperature water on the fracture resistance of low-alloy RPV steels, Proceedings of the 19th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems—Water Reactors, Boston, MA, USA, August 18 – 22, 2019, ANS, pp. 934 – 948.
- *S. Ritter, R.-W. Bosch, F. Senini,* Status of the 13th ECG-COMON R-R on the oxidation behaviour of Ni-based alloys in high-temperature wa-

ter, 15th ECG-COMON Meeting 2019, June 17 & 18, 2019, Bucharest, Romania.

- *Z. Que, H. P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter,* Effects of High-Temperature Water and Hydrogen on the Fracture Behaviour of Low-Alloy RPV Steels, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC-2019, May 12–17, 2019,Tainan, Taiwan.
- *H. P. Seifert, S. Ritter,* SCC of LAS in BWR environment at high K_I values, Special Session on Effect of Stress and Strain on EAC, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC-2019, May 12–17, 2019, Tainan, Taiwan.
- *H. P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig,* EAF Initiation in Notched C(T) Specimens in SS in HTW, Special Session on Effect of Stress and Strain on EAC, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC-2019, May 12–17, 2019,Tainan, Taiwan.
- *H. P. Seifert, S. Ritter,* About the relevance of homogenous LAS specimens for assessment of cladding penetrating RPV cracks in the context of a recent crack crevice chemistry model and chloride effects, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC-2019, May 12–17, 2019, Tainan, Taiwan.
- *W. Chen, P. Spätig, H. P. Seifert,* Environmentally-assisted fatigue of austenitic stainless steel in high-temperature water/air with/without mean stress, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC-2019, May 12–17, 2019, Tainan, Taiwan.
- *A. Treichel, S. Ritter, H. P. Seifert, S. Virtanen,* Effect of temperature and surface treatment on SCC initiation in Alloy 182 weld metal under BWR conditions, Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC-2019, May 12–17, 2019, Tainan, Taiwan.

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 Handen 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] *Z. Que,* High-Temperature Water Effects on the Fracture Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels, EPFL PhD Thesis No. 9391, 2019.

[9] *Z. Que et al.,* Corrosion Science 152 (2019) 172–189.

[10] *Z. Que et al.,* Corrosion Science 154(2019) 191–207.

[11] *S. Roychowdhury et al.,* Journal of Nuclear Materials 478 (2016) 343–364

[12] *K. Mottershead et al.,* INCEFA+: Increasing safety in NPPs by covering gaps in environmental fatigue assessment, Collaborative Project Proposal, EURATOM/HORIZON.

[13] *W. Chen et al.,·* Mean Stress Effect on Fatigue Behavior of Austenitic Stainless Steel in Air and LWR Conditions, in: Mechanical Fatigue of Metals, Experimental and Simulation Perspectives, Structural Integrity, Volume 7, Springer, 2019, pp. 57 – 63.

[14] *P. Spätig et al.,* Key Engineering Materials 827 (82020) 294–299.

[15] *S. Suman et al.,* SCC initiation in as-welded and thermally aged alloy 182 weld metal under simulated BWR/HWC conditions, EUROCORR 2019 Conference, 9–13 September 2019 – Seville, Spain.

[16] *S. Ranganath et al.,* Evaluation of Stress Corrosion Crack Growth in Low Alloy Steel Vessel Materials in the BWR Environment, in: Proceedings of the ASME 2018 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2018 July 15–20, 2018, Prague, Czech Republic, Paper PVP2018–84257

PIONIC-PSI

PSI Contribution to the International Program for Investigation of NDE by International Collaboration (PIONIC)

Authors and Co-author(s)	H.P. Seifert, Z. Que
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch www.psi.ch und http://www.psi.ch/lnm/
Duration of project (from-till)	December 1, 2018 to December 31, 2021

ABSTRACT

The current international PIONIC program (2018–2022) is dealing with the assessment, qualification and optimization of established and new emerging non-destructive examination (NDE) techniques to detect and assess stress corrosion cracking (SCC) flaws in dissimilar metal welds (DMW). PSI is participating in this program as sub-contractor of the Swiss Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) by producing two NDE test bodies with realistic SCC cracks as in-kind contribution.

During the report period, two NDE test bodies with realistic SCC crack configurations in Alloy 182-RPV steel DMWs were generated in high-temperature water loop autoclave systems at PSI. Additionally, two lab SCC test specimens were generated under comparable conditions for the metallo- and fractographic characterization of crack path and fracture surface and for the qualification of the used reversed direct current potential drop (DCPD) method for on-line crack growth monitoring and crack depth prediction. The test conditions were carefully selected in such a way to get as realistic SCC crack configurations as possible in combination with a good reliability of the DCPD crack depth prediction and acceptable testing times. The test durations varied between 2 and 2.5 months. The observed SCC cracking behavior correlated very well with similar other SCC tests in Alloy 182 with these and other welds at PSI and with literature data.

Two rectangular NDE test bodies with shallow, semi-elliptical and planar interdendritic IGSCC cracks in the middle of the weld metal were fabricated from a nuclear grade Alloy 182-RPV steel dissimilar metal weld with little hot cracking. The SCC cracks were generated in oxygenated high-temperature water at 274 °C with the addition of 20 ppb of chloride with a final K_I of 43 and 44 MPa•m$^{1/2}$ that resulted in SCC growth rates in the range of 1 to 2•10^{-9} m/s and a 100 % intergranular engagement. The SCC cracks in the final test bodies have a thumbnail shape with no SCC growth at the side surfaces and with a maximum crack depth in the middle of the specimen of about 20 and 27 % of the wall thickness. The IGSCC cracks show the typical morphologies and characteristics of field SCC cracks and are thus a realistic simulation. After the detailed NDE characterization at SVTI, the test bodies can be used for further NDE investigations within PIONIC.

1 Introduction

1.1 Technical background

Alloy 182 and 82 have been widely used as weld filler and attachment pad metals to join the low-alloy steel (LAS) reactor pressure vessel (RPV) and pressure vessel (steam generator, pressurizer) nozzles to both wrought nickel-base alloys (Alloy 600) and austenitic stainless steel (304L, 316L, 316NG) components in light water reactors by manual shielded metal arc welding (SMAW). In recent years, incidents of stress corrosion cracking (SCC) in Alloy 182 in both boiling water (BWRs) [1, 2] and pressurised water reactors (PWRs) [2, 3] were reported in many countries and seriously challenged the integrity of the primary coolant circuit in some cases. The cracking was interdendritic/ intergranular (IG) and usually confined to the weld metal [1-6]. Such a serious cracking (with a crack depth of 93 % of wall thickness) was also observed in one of the RPV feedwater nozzles in the Swiss BWR Leibstadt [7] that was repaired by a fully structural weld overlay cladding with a highly SCC resistant material (Alloy 52) and compressive weld residual stresses at the inner surface.

The detection and, in particular, sizing of such defects by non-destructive examination (NDE) methods during the periodic in-service inspection (ISI) are very challenging. This is due to, e. g., complex weld configurations with reduced NDE accessibility, very heterogeneous and anisotropic weld microstructures and very specific morphologies of the intergranular/interdendritic SCC cracks with a different NDE response than the usual transgranular fatigue cracks or electrical discharge machined (EDM) notch flaws in NDE qualification test bodies. As shown by service experience, the depth of deep cracks is often significantly underestimated by the currently used NDE methods. However, an accurate sizing of defects in case of indications is essential to justify further operation by flaw tolerance evaluations, since SCC rates are quite high in these susceptible alloys even under BWR/hydrogen water chemistry (HWC) or PWR conditions (in particular at the Ni/NiO boundary or at higher temperatures). In the case of the detection of a deep crack, the uncertainties in sizing may require immediate component repair or replacement. Early and reliable detection of surface-penetrating shallow SCC cracks is thus crucial. A clear understanding of the limits and performance of the NDE methods (e.g., detection probabilities and sizing limits/accuracies) is essential for the utilities and the regulators. Suitable NDE test bodies are indispensable for the validation of the NDE methods and qualification of the NDE teams.

1.2 International pionic program

The current international PIONIC (Program for Investigation of NDE by International Collaboration, 2018–2022) program [8] is therefore dealing with the assessment, qualification and optimization of established and new emerging NDE techniques (like ultrasonic (UT) and eddy current testing (ECT) methods) to detect and assess flaws in such DMWs. It is a follow-up project of the previous PARENT (Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques) program [9-12]. The multinational PIONIC program is led by the US NRC and includes regulators, industrial groups and research institutions and started in 2018. A Swiss consortium formed by ENSI, PSI and the Swiss Association for Technical Inspections (SVTI) is participating in this program with various in-kind contributions. The Swiss regulator ENSI is project member and PSI and SVTI are sub-contractors of ENSI.

In the previous PARENT program [9-11], PSI produced several realistic BWR and PWR SCC cracks [9, 10] that were used in an open Round Robin program, where the location and crack size were known to the participating NDE teams in advance. The BWR cracks were rather deep (> 40 % of wall thickness) and the shorter PWR cracks had a rather uneven crack front with local finger like crack growth or were placed at the weld butter interface. The PARENT project clearly revealed that localization of the crack-tip and thus accurate sizing of crack depth for such realistic SCC cracks in ideal test bodies with simple and optimal geometry are much more challenging than that of notches or transgranular (TG) cracks produced by electrical discharge machining (EDM) and thermal fatigue, respectively, and are thus subjected to significant uncertainties. The SCC flaws resulted in weaker crack-tip responses in comparison to mechanical fatigue crack and EDM notch flaws and there was a trend that the various NDE methods tend to oversize short flaws and undersize long flaws.

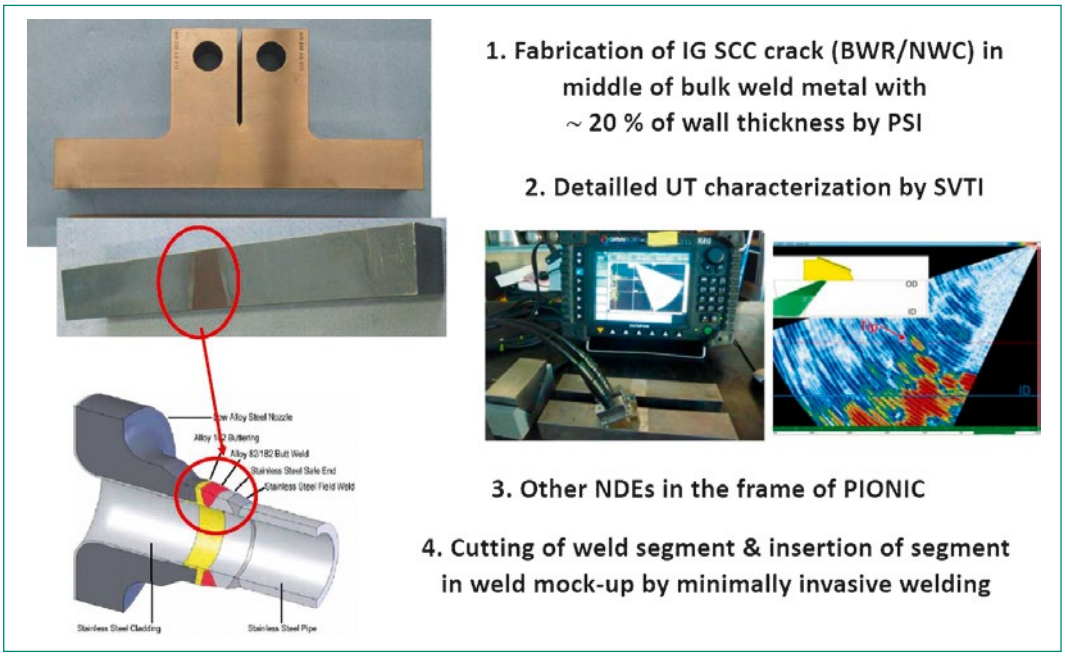


Figure 1: *Overview and approach of PSI and Swiss contribution to PIONIC.*

2 Goals and Approach of the PSI Contribution to PIONIC

The fabrication of two new test bodies with realistic shallow SCC cracks with a crack depth a to wall thickness t ratio a/t of 20% by PSI is one of the Swiss in-kind contributions to PIONIC. The cracks in the test bodies are characterized in detail by NDE at SVTI under optimal lab conditions before they are used for various round robin and other purposes in PIONIC. Later on, it is planned to cut-out the weld segments with the SCC cracks and insert them in realistic weld mock-ups with complex geometries (like a nozzle to pipe weld or RPV J-groove weld) by a minimally invasive welding technique. The applied approach is summarized in Figure 1.

The fabrication of such NDE test bodies is very time consuming and expensive and very challenging due to the large inherent uncertainties of the DCPD method for IG SCC cracks in DMWs. Two additional lab SCC specimens are generated by PSI under identical conditions to

1) semi-quantitatively characterize the crack path and fracture morphologies of these cracks in loaded and unloaded conditions as well as the weld microstructure (grain structure) and
2) to optimize the reliability of the direct current potential drop (DCPD) method for the prediction of crack depth in the NDE test bodies (correction factor of DCPD, (thumbnail) shape of SCC crack front with maximum to mean crack depth ratio a_{max}/a_{mean}).

The information on the crack path and fracture morphology and weld grain structure will support the interpretation and analysis of NDE data and can be used as input in NDE simulations. The combination will finally help to improve the detection and sizing capabilities of these methods.

3. Performed Work and Results

3.1 Fabrication of NDE SCC test bodies

Dissimilar metal test welds: The two DMW test welds for this project were fabricated according to General Electric (GE) welding procedures (as they were used, e. g., in the Swiss BWR KKL) by Sulzer Innotec (Winterthur, Switzerland). For this purpose, a 100 and 60 mm deep U-shaped groove in a large 22 NiMoCr 3 7 (= SA 508 Cl. 2) and 20 MnMoNi 55 (= SA 508 Cl. 3) plate, respectively, were filled by multipass SMAW with Alloy 182 weld metal. In a first step, a weld butter layer (double layer at the groove root, single layer on the groove flanks) was produced by SMAW, which was then ground and post-weld heat treated at 620 °C for 9 h 15 min. The butter layers (in particular the dilution zone with C migration from the LAS) are thus potentially sensitized with Cr carbide precipitation on the high-angle solidification grain boundaries in the weld metal. The groove was then filled by multipass SMAW without subsequent PWHT (as it is the case for many DMWs). The bulk weld metal is thus in the as-welded condition, in contrast to the

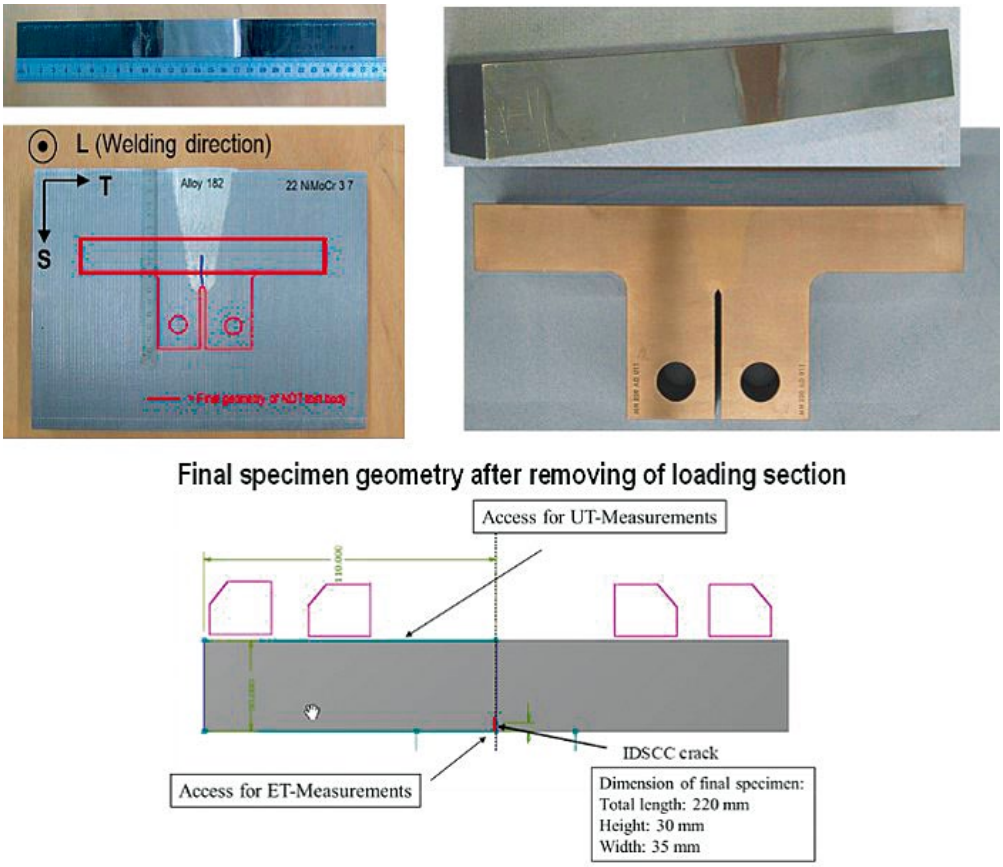


Figure 2: *Geometry of SCC specimen and final NDE test body.*

buffer layer. Liquid penetration examination of the base metal, buffer layer and final test weld revealed no indications. Metallographic examinations revealed no indications for hot cracking or any other significant welding defects (slug, pores, etc.).

SCC and NDE Test Specimens: For the verification SCC lab specimens, 25 mm thick standard 1T C(T) fracture mechanics specimens according to ASTM E399 were used. For the NDE test bodies a modified 35 mm thick T-shaped 1.4 T C(T) fracture mechanics specimen with a 80mm ligament was used (Figure 2). The specimens were fatigue pre-cracked in air at room temperature. The fatigue pre-crack was positioned in the middle of the U-shaped weld in the as-welded bulk weld metal (Figure 2) at the same locations in both specimen types. The specimens had the usual T-S-orientation (Figure 2) corresponding to a circumferential crack in a pipe weld. The crack growth direction was thus parallel to columnar grains in the weld metal, which usually results in the highest IG SCC rates. The as-welded microstructure produces a slightly higher SCC susceptibility than in PWHT welds and reduces the problems with TG/IG transitioning and crack pinning and thus uncertainty of DCPD crack length predictions. The NDE response of the virgin weld specimens was characterized by SVTI before introducing the IGSCC cracks.

Experimental SCC Testing Procedure: The SCC tests in simulated BWR/NWC environment at 274 °C were performed in stainless steel autoclaves with integrated electromechanical loading systems, which were attached to sophisticated refreshing high-temperature water loops. During the experiments, crack growth and all important mechanical and environmental parameters at inlet and outlet were recorded continuously. The specimens were electrically isolated from the autoclave using zirconia sleeves/spacers. The free open-circuit electrochemical corrosion potential (ECP) of the specimens and the redox potential (platinum probe) were continuously monitored with Cu/Cu_2O ZrO_2-membrane reference electrodes.

The SCC tests in simulated BWR/NWC environment were performed in neutral high-purity, oxygenated high-temperature water at 274 °C under low-flow conditions (4.5 autoclave exchanges per hour, local flow rate of some few mm/s) with a dissolved oxygen content of 2 ppm and 20 ppb of chloride added as HCl. The increased dissolved oxygen content was used to simulate a realistic ECP at Alloy 182 attachment welds within the RPV of

BWRs and was in the range of +140 to +180 mV_{SHE}. The corresponding redox potentials of the environment were +290 to +310 mV_{SHE}. The high ECP in combination with the chloride facilitates a complete IG transition along the whole TG fatigue pre-crack front that is crucial for a reliable crack depth prediction by DCPD and the simulation of a realistic field crack. Furthermore, it accelerates the SCC growth and thus significantly reduces the necessary time to reach the intended larger crack depths. These measures have no impact on the resulting SCC morphology with respect to their NDE characteristics, and the produced cracks are also representative for PWR and BWR/HWC field cracks [12].

The specimens were pre-oxidised in the test environment at a small constant pre-load of 2 kN for about 100 h in order to achieve stable environmental and electrochemical conditions. Thereafter, the load was increased to 14 and 21 kN with a high rate and then kept constant resulting in an initial and final KI of 20 and 28 MPa·$m^{1/2}$ and 33 and 44 MPa·$m^{1/2}$ for the 1T C(T) and 1.4 T C(T) specimens, respectively. In previous investigations with these DMWs and chloride addition, almost complete TG to IG transitioning occurred within a one day under constant load at these K_I-levels in BWR/NWC environment with chloride addition. Therefore, these simple loading conditions were applied for the PIONIC specimens, since the time and location of TG/IG transitioning were well defined.

The crack advance in the SCC tests was continuously monitored using the reversed DCPD method with a resolution limit of about less than 1 μm. A calibration curve was developed by a detailed 2-dimensional finite element modelling of the DC potential field for the specific bimetallic weld joint specimen/DCPD system configuration. The DCPD crack growth results for the reference SCC specimens were linearly corrected with the fractographically measured mean SCC crack increment. The observed correction factor of ~3 and ratio of maximum to mean to maximum crack depth of the verification specimens were then applied to estimate the crack depth in the NDE test specimens.

After SCC testing in the high-temperature water loop autoclave systems, the specimens were kept under the same constant load during cooling. At 60 °C, the autoclave was drained and opened. A wedge was then placed at the notch at the front face of both 1.4 T C(T) NDE specimens and in one of the 1T C(T) verification SCC specimens at a slightly increased load (+0.5 kN). The specimens were then unloaded and removed from the autoclave. The NDE specimens were then sent to SVTI for a first NDE characterization. After this first characterization, the load arms were cut from the specimen at PSI, which resulted in a rectangular NDE block with the weld metal and SCC crack in its middle. These specimens were then sent back to SVTI for further NDE characterizations.

The verification SCC specimens were cut into 10 equidistant parts that were used for metallographic cross-sections (crack path, branching, crack openings, grain structure, hot cracks) and broken open for fractographic analysis (fracture mode, secondary cracks, shape of crack front/fingers, surface roughness and topography) by optical light (OLM) and scanning electron microscopy (SEM). Energy-dispersive X-ray microanalysis (EDX) and electron backscatter diffraction (EBSD) were used for the characterization of the oxide films and inclusions and weld grain structure and local plastic strains, respectively. The surface roughness was characterized by confocal 3D-OLM.

NDE test bodies: Two rectangular NDE test bodies with shallow, semi-elliptical and planar interdendritic IG SCC cracks in the middle of the weld metal were fabricated from a nuclear grade Alloy 182-RPV steel dissimilar metal weld with little hot cracking. The SCC cracks were generated in oxygenated high-temperature water at 274 °C with the addition of 20 ppb of chloride and a final K_I of 43 and 44 MPa·$m^{1/2}$ that resulted in SCC growth rates in the range of 1 to 2·10^{-9} m/s and a 100 % IG engagement. The SCC cracks in the final test bodies have a thumbnail shape with no SCC growth at the side surfaces and with a maximum crack depth in the middle of the specimen of about 20 and 27 % of the wall thickness. The IG SCC cracks are expected to be only moderately micro-branched and to contain only few un-cracked ligaments and secondary cracks. The fracture surface roughness is significantly higher than the crack openings, which produces some local contact areas between the crack flanks. The crack-tip is expected to be closed with a very small crack-tip opening of ~1 μm (or less). The surface crack opening at the front face of the NDE test specimen is in the range of 20 μm or less.

In summary, the IG SCC cracks in the test bodies show the typical morphologies and characteristics of field SCC cracks [12, 13] and are thus a realistic, but still somewhat idealized simulation. Field cracks may show a more complex, less planar

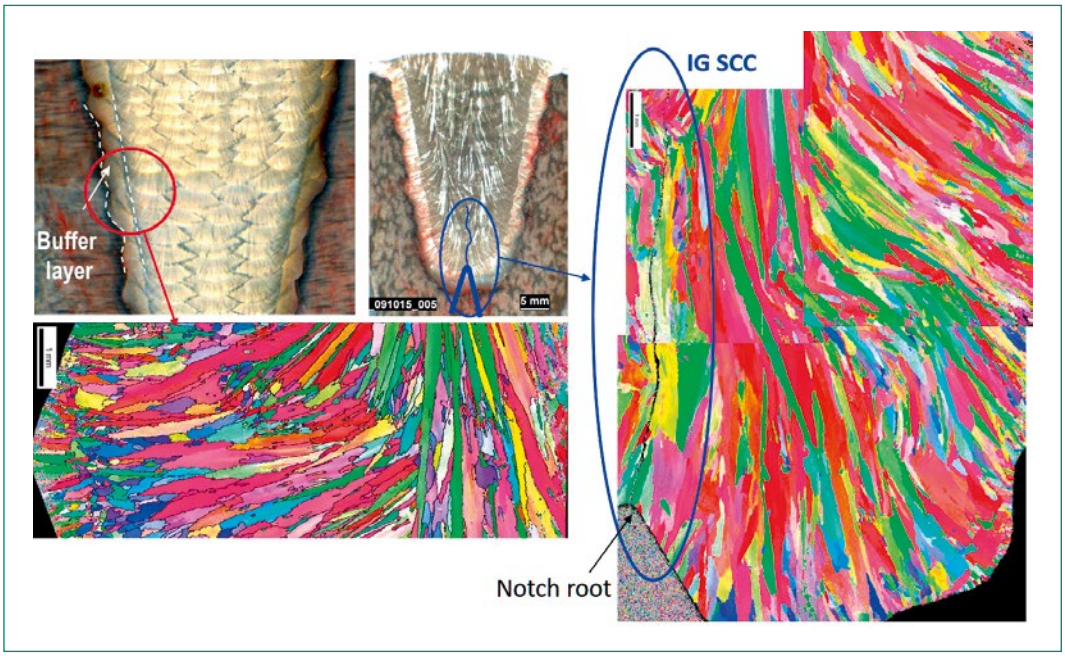


Figure 3: *Weld microstructure with large columnar grains (a). IG SCC crack along high-angle boundaries of columnar grains (b).*

3D-geometry, contain more than one single crack, have other and less favourable (with respect to NDE) orientations and locations in the weld metal and the welds can contain various weld defects that may further impede the NDE interpretation.

3.2 Metallo- and fractographical characterization

The weld consists of large columnar grains with a length of 2 to 5 mm and width 0.2 to 0.8 mm that were formed by dendritic solidification (Figure 3). The axis of columnar grains is parallel to the local solidification and heat flux direction. The columnar grains can extend over more than one weld pass. Subsequent weld passes may form a recrystallized zone with less textured, more randomly oriented and smaller grains with a potentially reduced SCC susceptibility. The fractions of high-angle random grain boundaries, low-angle boundaries and special coincident sites high-angle boundaries were 70, 20 and 10 % respectively. In contrast to corresponding wrought Ni-alloys, the weld metal did not contain any twin boundaries. The SCC crack plane was parallel to the columnar grain and the crack preferentially grew along high-angle grain boundaries with large misorientations (with a maximum at an angle at 40 to 45 °) and large Schmid-factor misfits, but never along low-angle boundaries. No visible (open) hot cracks or other welding defects such as slag inclusions or pores were observed on the investigated metallographic cross sections confirming the high quality of the DMW.

100 % IG engagement with interdendritic SCC along the whole TG pre-crack front with a sharp transition from the TG pre-crack to the IG SCC crack was observed (Figure 4). The SCC cracks showed a relatively even crack front and little micro-branching and un-cracked ligaments (Figure 4b). The crack front had a semi-elliptical shape with no SCC at the side surfaces and maximum of crack advance in the middle of the test specimens (Figure 4a). The typical interdendritic appearance of the IG SCC fracture surface is shown in Figures 4 and 5b. The whole fracture surface is covered by a thin (mixed Ni, Fe, Cr) spinel oxide film (a few 100 nm). Only few un-cracked (and un-oxidized) ligaments were observed on the fracture surface with a number density of ~ 1 cm^{-2}.

The IGSCC fracture surface reveals a very high roughness of several hundreds of micrometer over a lateral distance of a few hundred μm. The roughness is significantly larger than the crack opening (COD) and crack-tip opening displacements (CTOD) that are less than 100 μm and 1 μm, respectively (Figure 5c). The fracture surface topography has a kind of fractal dimension (for both periodicity λ and roughness R) with micro-roughness in the μm-scale from the dendrite arms and a macro-roughness in the 0.1 mm scale from the columnar grains with and packets of columnar grains. Furthermore, the weld grain structure with potential orientation change of the columnar grains along the heat flux direction produces a more irregular roughness component on the mm-scale.

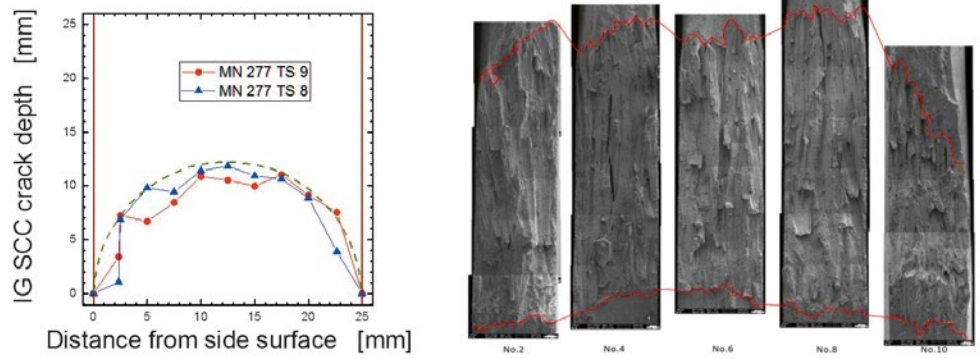


Figure 4: *Semi-elliptical shape of IG SCC crack front (left) with very rough interdendritic fracture surface with few un-cracked ligaments and secondary cracks (right).*

A slight out-of-mid-plane cracking along the columnar grain structure is observed, which produces a mixed mode I + II loading of the crack with sliding crack flank interference with crack flank contacts and closure under static load also. This is the main reason for the high DCPD correction factor of ~ 3 in spite of the 100 % IG engagement and fairly even IG SCC crack fronts. The high surface roughness and numerous crack flank contacts are also expected to significantly affect the UT response of such IGSCC cracks (diffuse UT reflection with interference at surface roughness and UT transmission at contact locations) and to reduce the sizing accuracy with respect to much more smoother and flat TG fatigue cracks.

The IG SCC crack path is rather straight with moderate undulation that primarily arises from the weld grain structure. Only moderate micro-branching (< 5 x diameter and < 1 x length of columnar grains) is observed with a low micro-branching number density (1 mm^{-1}) along the crack path (Figure 5c). No macro-branching or multiple bifurcation are observed. Furthermore, few isolated secondary cracks perpendicular to the main crack plane and growth direction were observed (see Figure 5a). These cracks were probably related to pre-existing welding defects.

The COD continuously decreases with increasing crack depth from 100 and 50 μm at the notch root to 1 and 0.5 μm at the crack-tip, respectively, with an increasing frequency of local crack flank contacts close to the crack-tip. The crack roughly has a trapezoidal shape. The COD in the unloaded specimen is a factor of two lower than in the specimen

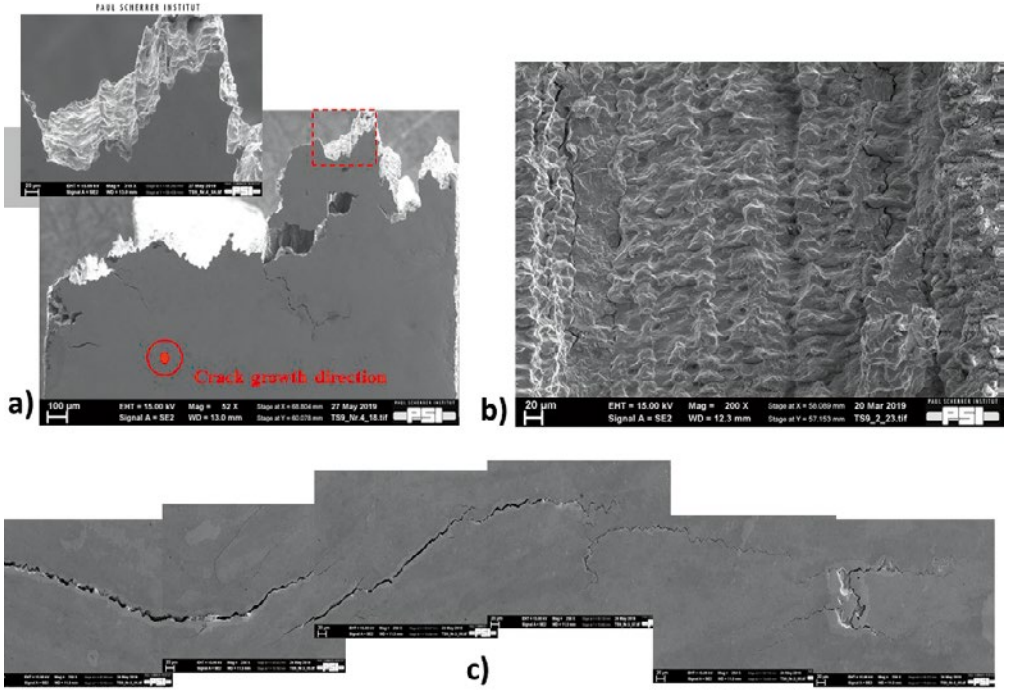


Figure 5: *a) High fracture surface roughness of IG SCC. b) Typical interdendritic appearance of IGSCC with micro-roughness. c) IG SCC crack path with small crack opening and limited micro-branching.*

with the wedge. In the latter case, the COD is very similar to the COD predictions by LEFM. The last few mm of the cracks are tighter than the predictions in both cases and the crack-tip is often closed (squeezed by the elastic unloaded ligament).

4. National Collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level directly takes place in the Swiss nuclear community. Within PIONIC, collaborations exist with SVTI for the NDE characterization of the NDE test bodies. Close thematic links also exist to the ENSI projects LEAD (SCC initiation in Alloy 182), NORA- III (SCC mitigation by NobleChem™) and PROACTIV (probabilistic LBB analysis for SCC). ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project status and semi-annual project meetings.

5. International Collaborations

The multinational PIONIC program is led by the US NRC and includes regulators, industrial groups and research institutions form the NDE field and started in 2018. A Swiss consortium formed by ENSI, PSI and SVTI is participating in this program with various in-kind contributions. The Swiss regulator ENSI is project member and PSI and SVTI are sub-contractors of ENSI. PSI is thus directly collaborating with the international key players in this field.
Thematic links on SCC in Alloy 182/82 exist through the participation in the EU H2020 project MEACTOS (SCC mitigation). Furthermore, PSI is supporting an International Expert Panel Project of EPRI to develop SCC disposition lines for Alloy 82 in BWR/NWC and HWC environment.

6. Assessment of 2019 and Perspectives for 2020

6.1 Assessment of 2019

PSI has generated the requested NDE test bodies within budget and on time and thus already fulfilled its main contractual obligations for this scientific service project. The NDE specimens of PSI are the sole samples with real SCC cracks and thus a key element in PIONIC. The PIONIC project is of direct practical use for ENSI, e. g., for the critical assessment of the periodic in-service inspection programs and results in the Swiss utilities.

6.2 Perspectives for 2020

The NDE test bodies are currently characterized in detail at SVTI and then can be used for further NDE examinations in the PIONIC program. Later on, it is planned to extract the cracks and to insert them in more complex weld mock-ups with realistic geometries by minimal invasive welding techniques. Besides the characterization of the roughness of the air fatigue pre-cracks, no further work is foreseen at PSI in 2020 for the PIONIC program.

7. Publications

Publications can be expected in the final stage of the PIONIC project. A very detailed report on the fabrication and characterization of the NDE test bodies and SCC qualification specimens was prepared by PSI that currently is only available for the project members and sponsors:
H.-P. Seifert, Z. Que, PSI Contribution to the International PIONIC Program: Fabrication of NDE Test Bodies with SCC Cracks in Alloy 182 Weld Metal and Their Metallographic Characterization, PSI-TM-46–19–03, PSI, 30. 9. 2019.

8. References

[1] *R.M Horn, P. L. Andresen, J. Hickling,* BWR Alloy 182 stress corrosion cracking experience, Proc. of the 5th Int. Symp. on Contribution of Materials Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors (Fontevraud 5), pp. 55–67, CD-ROM, Fontevraud, France, September 23–27, 2002.

[2] *H. Hänninen et al.,* Dissimilar metal weld joints and their performance in nuclear power plant and oil refinery conditions, VTT Research Notes 2347, VTT, Espoo, Finland, 2006 (available on http://www.vtt.fi/inf/pdf/tiedotteet/2006/T2347.pdf).

[3] *R. S. Pathania, A. R. McIlree, J. Hickling,* Overview of primary water cracking of Alloys 182/82 in PWRs, Proc. of the 5th Int. Symp. on Contribution of Materials Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pres-

surized Water Reactors (Fontevraud 5), pp. 13–27, CD-ROM, Fontevraud, France, September 23–27, 2002.

[4] *T. Matsunaga, K. Matsunaga,* Stress corrosion cracking of CRD stub tube joint and repair at Hamaoka Unit 1, Proc. 11th Int. Conference on Nuclear Engineering, Paper ICONE11-36056, Shinjuku, Tokyo, Japan, April 20–23, 2003.

[5] *A. Yamashita, K. Takeuchi, W. Sagawa, F. Manabe,* The stress corrosion cracking at shroud support Tsuruga Unit 1, Proc. 9th Int. Conference on Nuclear Engineering, Paper ICONE 9-66, April 8–12, 2001, Nice, France.

[6] *G. Rao, G. Moffatt, A. McIlree,* Metallurgical Investigation of Cracking in the Reactor Vessel Alpha Loop Hot Leg Nozzle to Pipe Weld and the V. C. Summer Station, Proceedings of Fontevraud 5, Contribution of Material Investigation to the Resolution of Problems Encountered in Pressurized Water Reactors, SFEN, Fontevraud, France, 23–27 September 2002, pp. 29–41.

[7] *I. Vinzelberg, R. Schwammberger, H. Lipke,* Mechanized NDE on reactor pressure vessel (BWR) nozzles at nuclear power plant Leibstadt, 2012 http://www.ndt.net/article/jrc-nde2013/papers/847.pdf.

[8] *R. Meyer et al.,* Program for Investigation of NDE by International Collaboration (PIONIC): Introduction, Status, and Future Plans, Nondestructive Evaluation (NDE) in Nuclear 2019, June 25–27, 2019, Charlotte, NC, USA.

[9] *H.-P. Seifert, S. Ritter, J. Bai,* Metallo- & Fractographic Morphology of IG SCC Cracks in Alloy 182 DMWs in PSI Tests, PARENT Meeting 2016, ENSI, Brugg, Switzerland, April 18–21, 2016.

[10] *K. Germerdonk, H.-P. Seifert, H. Ernst, A. Flisch, D. Nussbaum, S. Ritter,* Manufacturing of a new type of NDE test samples with laboratory-grown intergranular IGSCC cracks in a Nickel base weld – Comparison of various NDE techniques applied to a challenging crack morphology, in Proceedings of the 11th ICNDE, Jeju Island, Korea, May 19–21, 2015.

[11] *R. M. Meyer et al.,* Overview of the program to assess the reliability of emerging nondestructive techniques open testing and study of flaw type effect on NDE response, AIP Conference Proceedings 1706 (2016) 200010; https://doi.org/10.1063/1.4940654.

[12] *H.-P. Seifert, Z. Que,* PSI Contribution to the International PIONIC Program: Fabrication of NDE Test Bodies with SCC Cracks in Alloy 182 Weld Metal and Their Metallographic Characterization, PSI-TM-46-19-03, PSI, 30. 9. 2019.

[13] *J. Wale,* Crack Characterisation for In-service Inspection Planning – An Update, SKI Report 2006:24, SKI, Sweden Stockholm, 2006.

NORA-III

Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors

Author und Co-author(s)	S. Ritter, B. Baumgartner, P. V. Grundler, A. Ramar, S. Rowthu, L. Veleva
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Telephone, E-mail, Internet address	+41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch www.psi.ch and http://www.psi.ch/lnm
Duration of the Project	September 1, 2016 to August 31, 2019

ABSTRACT

Stress corrosion cracking (SCC) in reactor internals and recirculation pipes is one of the major degradation issues in boiling water reactors (BWRs). Efforts to provide mitigation of this cracking have led to the development of noble metal additions (Pt) to the reactor feed water. Under moderate hydrogen water chemistry (HWC) conditions the Pt nanoparticles, formed in-situ and deposited on the reactor component surfaces, work as catalysts for the efficient reduction of the oxidizing species formed by radiolysis. The catalytic property of the surface is now able to lower the electrochemical corrosion potential without the negative side-effects of the classical HWC. Noble metal chemical addition (or online NobleChem™, OLNC) is in use in the two Swiss BWRs Leibstadt (KKL) and Mühleberg (KKM), as well as in a large number of BWRs worldwide. To verify and optimise this technology, the research projects «NORA» were conducted at PSI from 2010 to 2019 (NORA-I: 2010–2013, NORA-II: 2013–2016, NORA-III: 2016–2019), investigating the deposition and distribution behaviour of Pt in BWRs. The projects were financially supported by the ENSI and by in-kind contributions from the nuclear power plants Leibstadt (KKL) and Mühleberg (KKM).

Experiments in a sophisticated high-temperature water loop, simulating BWR conditions, were conducted to systematically study the effect of different parameters on the Pt deposition and distribution behaviour on steel surfaces. These investigations were complemented by exposure of specimens to reactor water in KKL. Specimens were analysed by laser ablation – inductively coupled plasma – mass spectrometry, high-resolution scanning electron and transmission electron microscopy, as well as other methods.

From a scientific point of view and based on the results gained, some recommendations for OLNC could be formulated: The Pt injection should be performed at a slow rate under reducing conditions for extended periods of time. Applications should be repeated on a regular basis to compensate for Pt erosion and to protect new surfaces and they should start as soon as feasible after plant start-up. Preoxidation of new components may contribute achieving higher Pt loadings early on. Even though extremely small amounts of Pt can be sufficient to mitigate SCC, it is important to note that the Pt surface loading value alone is not sufficient to fully judge on the catalytic properties of OLNC-treated component surfaces. The Pt interparticle distance seems to be a more suitable parameter. Despite the fact that most of the relevant questions have been answered in the framework of these 9.5 year lasting projects, the final verification of the Pt particle distribution on actual BWR plant component surfaces is yet to be delivered.

A new water chemistry- and SCC mitigation-related project (ZINC) has been started

in October 2019 investigating the effect of Zn injection on the oxide film properties and on the SCC behaviour in light water reactor environments.

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) [1–3]. It has the advantage of avoiding the negative side effects of classical hydrogen water chemistry (HWC), i.e., the speciation of ^{16}N into the steam with 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, [4]) to obtain phenomenological insights and a better basic understanding of the Pt distribution and deposition behaviour in BWRs. Beside the work in the laboratory at PSI, experiments were also performed at the KKL plant to collect data from full-scale On-Line NMCA (OLNC) applications. The numerous and interesting insights gained during the initial project and its follow-up phases (see [5–7]), 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 recaps some highlights from all three NORA projects and summarizes the results with some conclusions and plant recommendations (Section 3). The other sections report on the final project year of NORA-III and give a very short outlook on the new ZINC project (Section 6.2).

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 [3]. In NORA-III a focus on the optimisation and validation of the current plant OLNC application procedures was planned, while maintaining the scientific character of the project (see [8] 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 could profit from the existing infrastructure. A lot of experience and some important new insights on the NobleChem™ technology have been gained [5–7, 9]. Nevertheless a number of questions were 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 filled 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 were the most challenging so far and could only be addressed in NORA-III due to the experience gained during the first two phases of the NORA project. The project was per-

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.*

formed as a joint programme of ENSI, PSI and the Swiss utilities KKL and KKM.

In the final 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 two NDT techniques, including a third measurement campaign at the Swiss Synchrotron Light Source. A trial on electrochemical impedance spectroscopy measurements of Pt-treated coupons completed the extensive work programme. This task was conducted by a trainee from National Tsing Hua University (Taiwan), visiting PSI during three months in summer 2019.

3 Selected results from NORA-I, -II and -III

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), but also a low-alloy steel and a Ni-base weld metal has been studied. Coupons (13 × 10 × 4 mm) with a defined surface roughness ($R_a \approx 0.4$ µm) were used for the «standard» experiments and for the exposure at KKL. The specimens were mostly used in the «as received» state (see [10, 11] for more details). For some experiments also other specimen shapes were used.

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 ≈ 0.9 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/Cu_2O ZrO_2-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 HWC conditions, a mixture of H_2 and O_2 was adjusted. The Pt compound ($Na_2Pt(OH)_6$) was injected through ion-chromatography tubing into the inlet water stream by a high-pressure dosing pump usually at a rate of 2 µg/h for durations between 1 and 10 days. Pre- and post-injection times varied depending on the type of experiments *(vide infra).* Experimental parameters as well as specimen holders and arrangement were varied over a broad range to explore the effect of different parameters on the Pt deposition behaviour.

To explore the effect of interparticle 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. Details on the set-up can be found in [12].

For experiments with the fuel rod cladding material a heating cartridge was inserted into the Zircaloy-2 tube to produce boiling on the surface. The whole set-up was inserted into the autoclave with high-temperature water. More details on the ex-

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

Table 2: *Chemical composition of the AISI 304L stainless steel in wt.-%.*

Zr	Sn	Ni	Cr	Fe	O	Si	C	Hf	W	Al	N	H
>98	**1.31**	0.05	0.12	0.18	0.139	0.011	**0.013**	**57 ***	20 *	30 *	47 *	8 *

Table 3: *Chemical composition of the Zircaloy-2 tube in wt.-% (* in ppm).*

[1] The support from *Westinghouse Electric Sweden AB* is gratefully acknowledged!

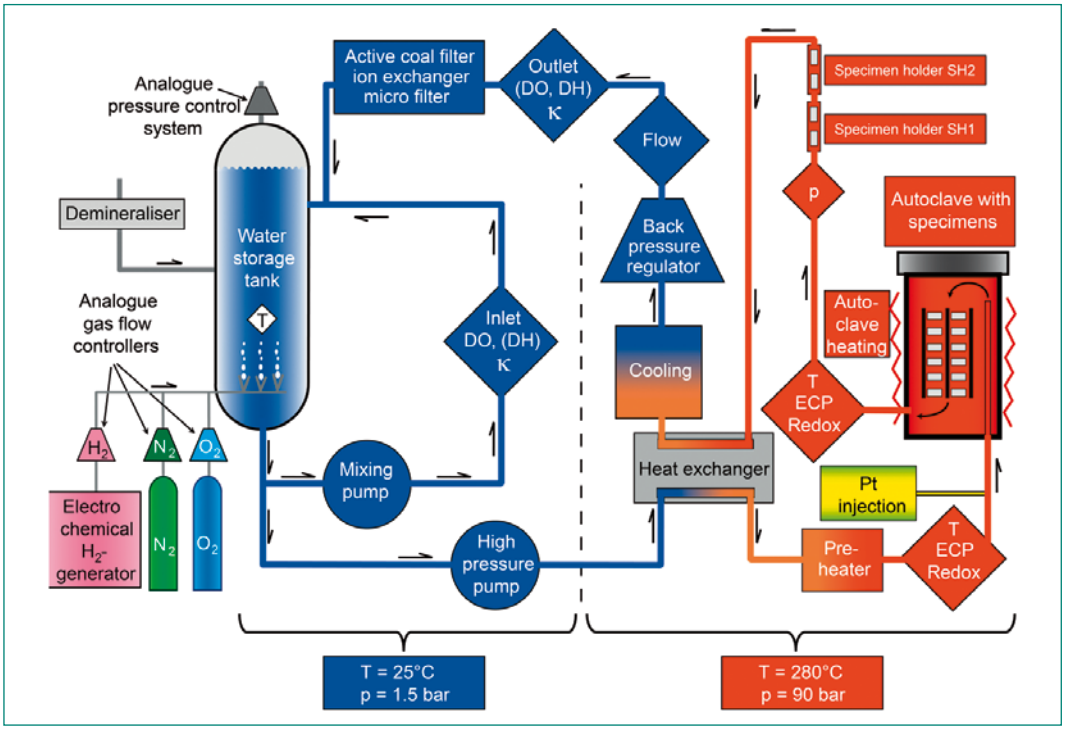


Figure 1: *Schematic of the high-temperature water loop facility with autoclave.*

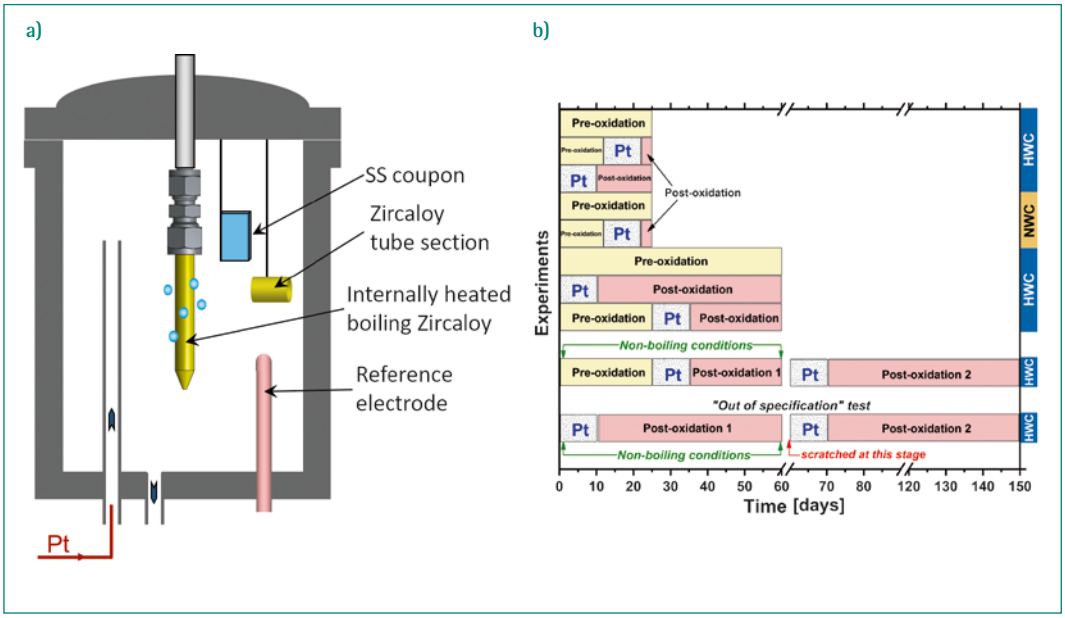


Figure 2: *Schematic of the autoclave with the simulated fuel rod assembly (a) and schematic of the testing procedure of all fuel cladding experiments (b).*

perimental set-up and on the testing procedure can be seen in Figure 2 and in [13, 14].

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.

Some specimens were also investigated by transmission electron microscope (TEM) after replicas were taken, removing the outer oxide layer with the Pt particles. To complete the analysis of the Pt distribution behaviour also Pt maps of selected specimen surfaces were recorded by X-ray fluorescence (XRF) measurements at PSI's synchrotron light source (SLS).

The hydrogen content in the Zircaloy tube sections was determined by hot gas extraction.

3.2 Results

In the following sub-sections some selected results of the NORA projects are briefly summarized. A compilation of all topics or parameters studied is shown in Table 4.

3.2.1 Effect of Pt injection rate and water chemistry

One of the first and most important parameters investigated was the effect of the Pt injection rate and water chemistry on the Pt particle size. Several tests with different Pt injection rates but otherwise comparable parameters have been performed. Those tests revealed that slower rates result in deposition of smaller Pt particles on the specimens (Figure 3), which generally would mean a better, respectively, more effective protection against SCC. On the other hand longer injection times are needed to achieve a sufficient coverage of Pt particles and reduction of the ECP. If the water chemistry was changed to highly oxidising conditions the Pt particle size clearly increased, but a reduction of the temperature of the high-temperature water to 220 °C (corresponding to the typical feed water temperature in a BWR) had no major impact on the particle size (Figure 3).

3.2.2 Effect of different flow regimes on the Pt deposition

In a very extensive experimental campaign it could be shown that the flow conditions of the Pt-containing high-temperature water have a large impact on the Pt deposition behaviour. Several flow regimes were compared: stagnant, (slow) laminar, transitional, and (fast) turbulent. The Pt particle size and surface loading on different types of specimens (coupons, dead-ends, and annulus) in different locations (autoclave, annulus tube and specimen tube holders) are summarized in Table 5. The highest Pt loading values were observed under fast, turbulent flow conditions, whereas much lower loading values were measured under slow, laminar flow conditions. As expected, the specimens under stagnant flow had the lowest Pt loading. On the Pt particle size the flow played no major role. The average particle sizes were in the

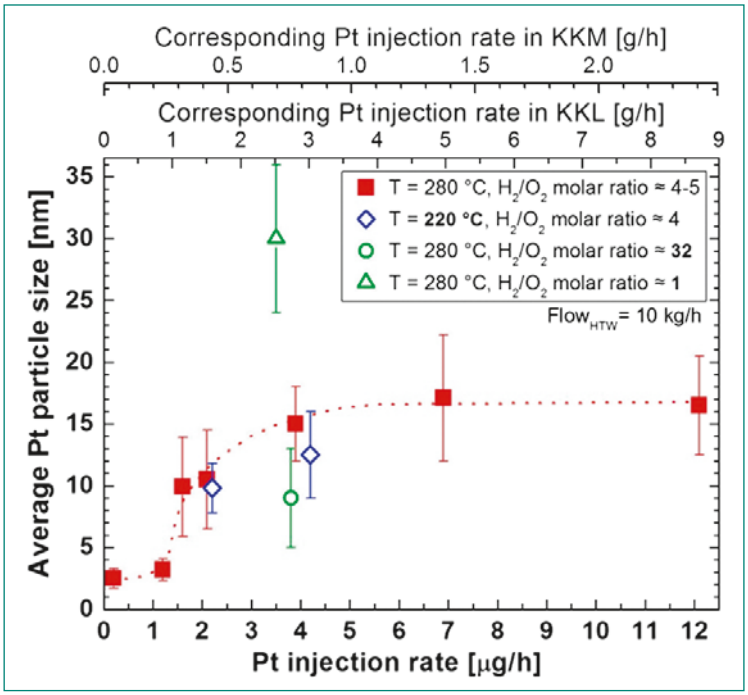


Figure 3: *Effect of the Pt injection rate and water chemistry on the average size of the Pt particles.*

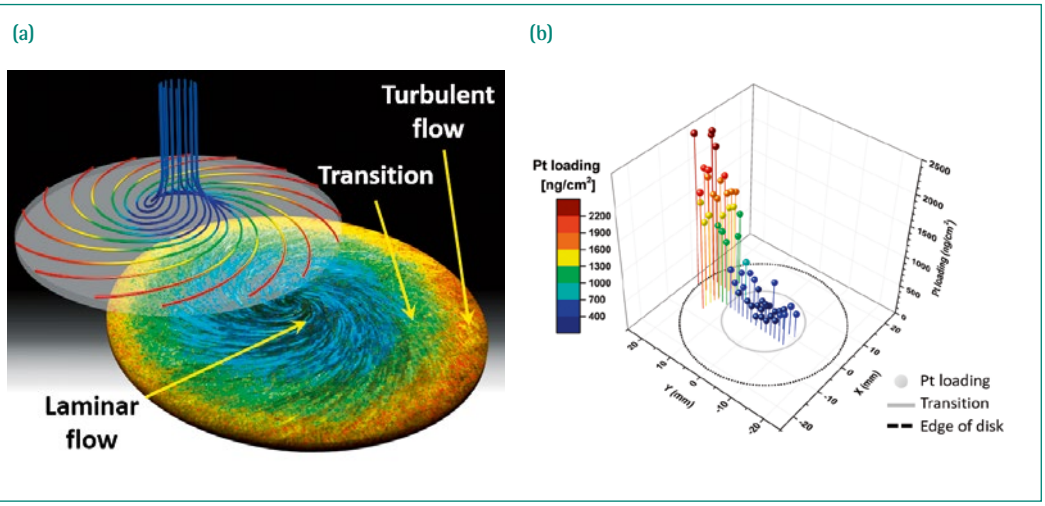
Literature survey	▮ Literature study ▮ Knowledge transfer (plant to lab, lab to plant)
Laboratory investigations	▮ High-resolution studies of Pt particles and Pt-oxide film interface ▮ Surface roughness and pre-oxidation ▮ Effect of Pt injection rate ▮ Effect of water chemistry and temperature ▮ Effect of different flow regimes on the Pt deposition ▮ Pt erosion behaviour ▮ Effect of material (substrate) ▮ Effect of Pt on Zircaloy cladding behaviour ▮ Spatial distribution vs. Pt loading ▮ Pt mapping by XRF (SLS) ▮ Evaluation of other analytical methods & non-destructive testing ▮ Validation of SCC initiation mitigation
Investigations at KKL	▮ Exposure of coupons in the mitigation monitoring system (MMS) and backup deposition monitoring system (e.g., for validation of the OLNC technology and of the lab experiments) ▮ Assessment of the OLNC application procedure

Table 4: *Compilation of topics and tasks investigated in the framework of the NORA projects.*

Table 5: *Summary of the average Pt particle sizes and Pt surface loadings deposited on stainless steel under different flow regimes.*

Location/specimen	Dead-end	Autoclave	Annulus	Specimen holder 1	Specimen holder 2
Flow velocity [mm/s]	~0	few	57	100	517
Flow regime	Stagnant	Mixed	Laminar	Transition to turbulent	Turbulent
PSD arithmetic mean [nm]	13 ±7	11 ±4	15 ±8	10 ±4	9 ±4
Pt loading [ng/cm²]	27 ±16	157 ±48	42 ±8	101 ±33	185 ±48

Figure 4: *(a) Gamma-enhanced photograph of the rotating disk. (b) Spatial distribution of Pt on a rotating disk at 1800 rpm (30 Hz). The inner circle represents the radius at which the critical Reynolds number for the transition from laminar to turbulent flow is reached.*



expected range (9–15 nm) for a Pt injection rate of 2 µg/h.

To verify those results, sophisticated experiments with rotating disks (Figure 4a) were performed, which covered a wide range of flow conditions, from laminar to turbulent, on a single specimen under identical water chemistry. The Pt surface loading values at different positions on one disk is shown exemplarily in Figure 4b. The results from the other flow experiments could be impressively confirmed. Low loading values were measured at the centre where slow laminar flow is present, whereas the Pt loading increases towards the edge of the disk with highly turbulent flow.

3.2.3 Effect of Pt deposition on the performance of fuel rod cladding material

Some concern exists that the Pt depositing on the surface of fuel rods may have a negative impact on its H_2 uptake and/or oxidation behaviour [15]. 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 projects.

Measurements of the oxide film thicknesses of boiling Zircaloy-2 rods, exposed to high-temperature water up to 150 days, revealed no major differences comparing the reference tests without Pt injection with the «early» or «late» Pt injection tests (Figure 5a). Another important point of interest is the H_2 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 5b 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 approx. 8 ppm corresponds to the influence of the exposure to high-temperature water and/or Pt deposition. The H_2 pickup by the Pt-treated samples («Early Pt» and «Late Pt» tests) are only slightly higher or in some cases even lower as compared to the «No Pt» tests.

Those results indicate that, at least for up to 150 days exposure times, Zircaloy-2 tubes have not experienced any major detrimental effects in terms of oxidation and H_2 pickup properties due to dep-

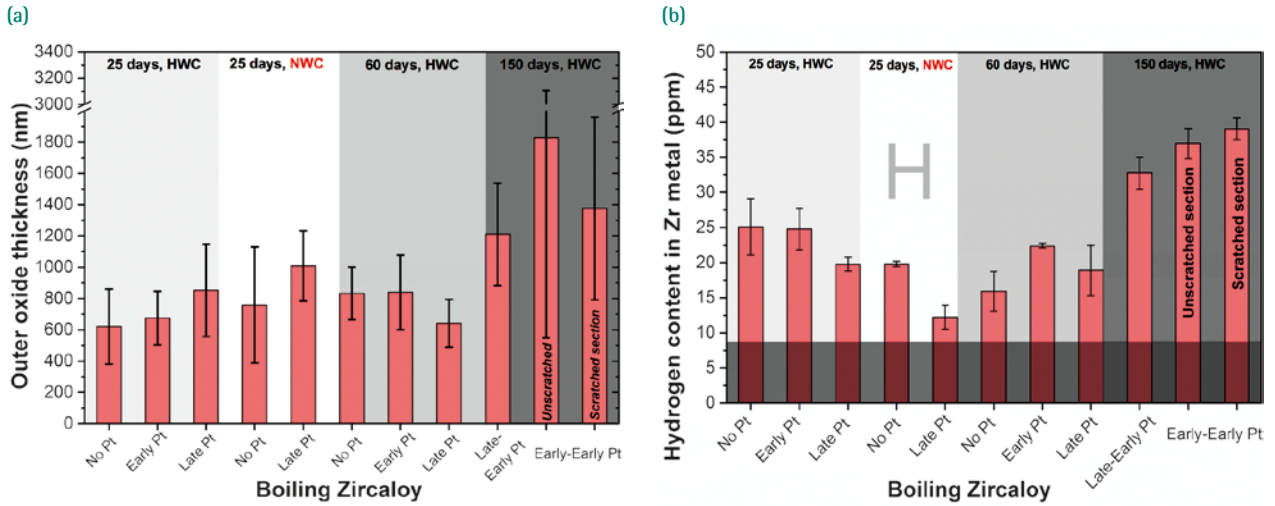


Figure 5: *(a) Average thickness of the Zr oxide layers (b) and H_2 contents in the Zircaloy tubes from «No Pt», «Early Pt» and «Late Pt» tests. The grey translucent box in (b) indicates measured H_2 content of «as-received» specimens without exposure to high-temperature water as a reference.*

osition of Pt nanoparticles under simulated BWR conditions (without irradiation). Even though no other outcome is expected, Pt-treated cladding tubes would need to be exposed to high-temperature water for even longer periods of time, i. e. at least one whole or several plant cycles, for a definitive judgement.

3.2.4 Effect of inter-particle distance on the mitigation properties

So far the catalytic properties of a Pt-treated steel surface have mostly been assessed by the Pt surface loading. Soon it has become clear, that this loading value alone is not sufficient to judge on the mitigation properties, but that the spatial distribution of the Pt nanoparticles plays also a very important role due to the very limited «radius of influence» of the Pt particles and low throwing power of the current in the low-conductivity, high-purity water of BWRs. Therefore a quantitative parameter for the inter-particle distance has been introduced and its dependence on the capability of lowering the ECP has been investigated by two test series.

Stainless steel coupons have been Pt-treated with different amounts of Pt (resulting in different mean inter-particle distances) and the bulk ECP of those coupons was measured in BWR/HWC environment with a given H_2/O_2 mixture with excess H_2. The results are summarized in Figure 6. 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. Extrapolating the trend of the ECP to a specimen without any Pt revealed that an inter-particle distance of approx. <1000 nm would be sufficient to mitigate SCC (assuming excess hydrogen is available in the reactor water). But because those are average values and also the measured ECP consists of a mixed potential measured over a larger surface with catalytic and non-catalytic areas, the actual minimum inter-particle distance is more in the range of 200–300 nm.

Finally it can be summarized that the Pt surface loading value alone is not enough to judge on the catalytic properties or ability to lower the ECP of

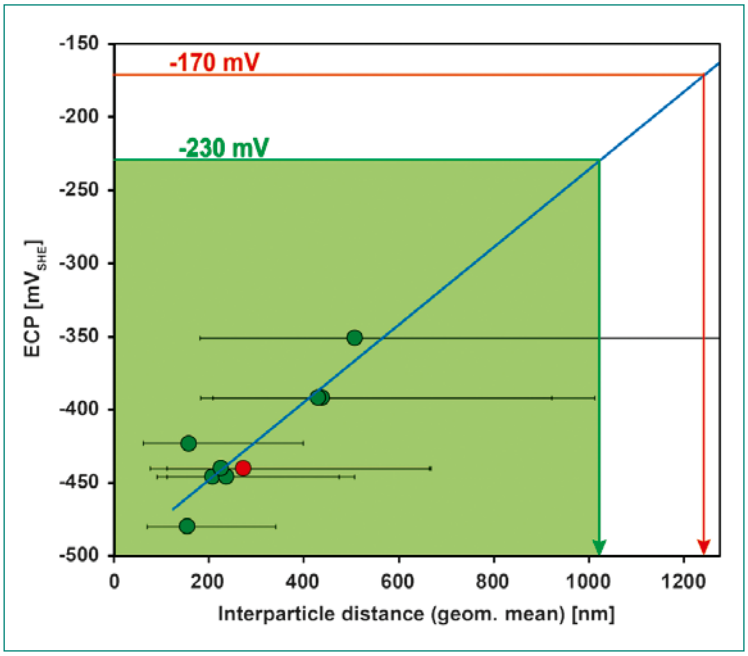


Figure 6: *Dependence of the ECP on the mean inter-particle distance of Pt-treated stainless steel coupon specimens under simulated BWR/HWC conditions.*

OLNC-treated surfaces. The Pt inter-particle distance seems to be a better criterion. Extremely low Pt loadings may be sufficient for SCC mitigation if many small Pt nanoparticles are evenly distributed on a steel surface.

3.2.5 Results from the plant (KKL)

To assess the OLNC technology used at KKL and to be able to validate and compare the lab data, several series of coupon exposure tests have been performed at KKL. Coupon specimens were exposed to reactor water at two different locations at KKL before, during and after plant OLNC applications: (1) in the mitigation monitoring system (MMS; bypass of the reactor water clean-up flow) and (2) in the backup deposition monitoring system (BDMS; reactor water sample line). By the analysis of the coupon surfaces on the Pt deposition, very valuable results were gained, which also confirmed the general validity of the lab experiments. Some examples are briefly described in the following paragraphs.

Four MMS specimens with comparable pre-OLNC exposure times but different post-OLNC exposure periods allowed an estimation of a «Pt erosion rate» of approx. 0.5 ng Pt per cm² per day (Figure 7). Even though it is difficult to directly transfer this erosion rate to other plant locations, the lab experiments revealed a similar rate (approx. 0.2 ng Pt per cm² per day).

TEM analysis of replica samples taken from plant coupons indicated that the average Pt particle size is in the expected range (compared to lab tests), although with a wider particle size spread.

Finally, the careful assessment of the behaviour of the reference electrode installed in the recirculation pipe of KKL during and after OLNC applications, together with the MMS data and experience from the lab studies resulted in a specific recommendation for KKL's OLNC application procedure: a regular KKL plant cycle OLNC procedure should consist of at least three application periods, injecting 250, 200 and 200 g Pt at a slow injection rate.

3.2.6 Plant recommendations and final conclusions

From a scientific point of view, some recommendations for plant OLNC applications may be formulated: The Pt injection should be performed at a slow rate under reducing conditions for extended periods of time. Applications should be repeated on a regular basis to compensate for Pt erosion and to protect new surfaces and they should start as soon as feasible after plant start-up. Preoxidation of new components may contribute to achieve higher Pt loadings early on.

Even though extremely small amounts of Pt can be sufficient to mitigate SCC, it is important to note that the Pt surface loading value alone is not sufficient to fully judge on the catalytic properties of OLNC-treated component surfaces. The Pt inter-particle distance seems to be a more suitable parameter. Despite the fact that many important questions have been answered, the final verifica-

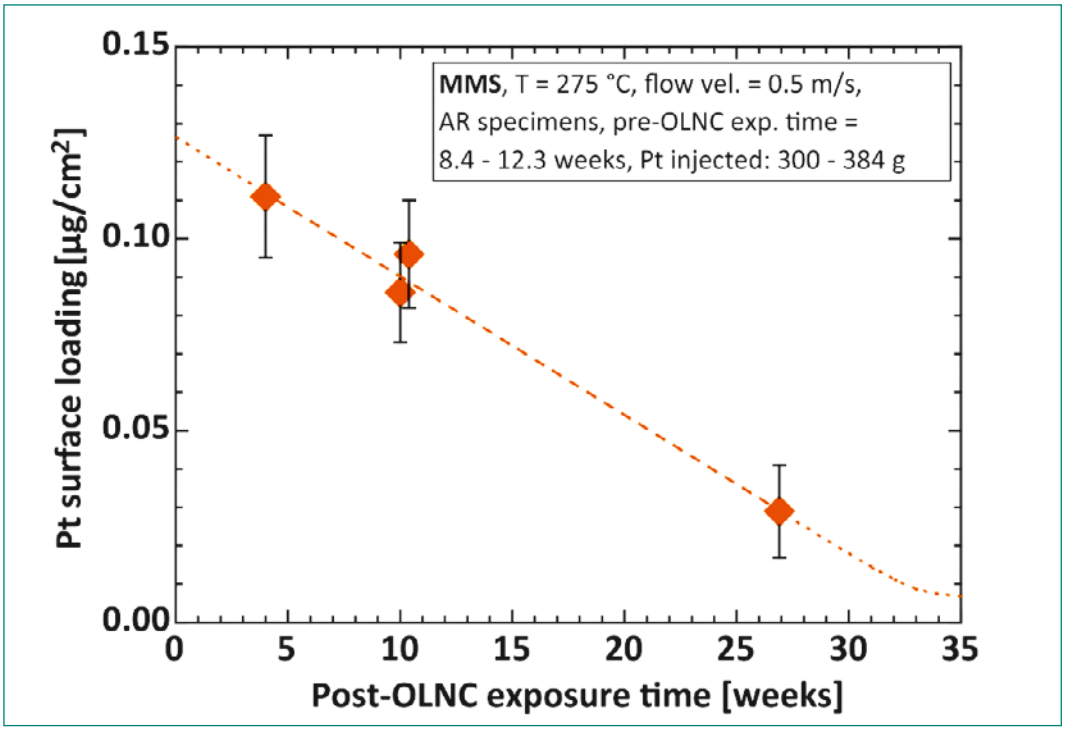


Figure 7: *Pt erosion behaviour on MMS coupons exposed to reactor water at KKL.*

tion of the Pt particle distribution on actual BWR plant component surfaces (or MMS coupons) is still incomplete!

Beside the previously mentioned outcomes, the NORA projects also enabled building-up a world-wide unique know-how on OLNC at PSI (which was and still is available for ENSI, KKL and KKM), educating many young scientists and engineers and gaining a very high international visibility of ENSI through the very high number of publications (approx. 50!). Many of the results are already implemented in the Swiss BWR fleet, contributing to the safe and economic production of nuclear energy in Switzerland.

4 National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level takes place within the Swiss nuclear community. The NORA-III project consisted 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 held where ENSI, KKM, KKL and PSI were represented. Close collaboration existed 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, http://www.icg-eac.org/, S. Ritter is acting as Scientific Secretary and Webmaster here), European Cooperative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, http://www.ecg-comon.org/, S. Ritter is acting as Webmaster here), Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, http://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). Currently it is also under discussion to organise a NORA seminar at Cofrentes nuclear power plant (Spain), as well as in the USA (EPRI/BWR-VIP) in 2020.

6 Assessment of 2019 and perspectives for 2020

6.1 Assessment of 2019

The project goals and milestones of the third and final 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 finalised and a series of Pt exposure tests have been conducted. The minimum Pt coverage criterion for achieving a low ECP was examined by a second and final test row. Specimens from those tests have been analysed in detail (e.g., by SEM and hot gas extraction). To complement our analysis by SEM and LA-ICP-MS, a third XRF test campaign took place at PSI's synchrotron light source facility. During summer 2019 a trainee from National Tsing Hua University (Taiwan) has performed electrochemical impedance spectroscopy measurements with Pt-treated specimens.

One of the highlights was the contribution to the second edition of the Nuclear Corrosion Summer School (NuCoSS-19), which was organized under the co-leadership of PSI in July 2019 in Slovenia. It was a great success with 37 attendees (25 students and 12 scientists or engineers) and 12 lecturers from 14 countries, even from outside Europe (Israel, Canada, USA, and South Korea).

One project steering committee meeting and the annual ENSI-PSI project presentation meeting were held (at PSI). In October 2019 the final NORA seminar was successfully organised at KKM and attended by 20 representatives from KKL, KKL, ENSI and PSI. At three conferences (ICG-EAC Meeting, Taiwan; Environmental Degradation Conference, USA; EUROCORR 2019 Conference, Spain) results have been presented. Finally, two journal papers have been submitted for publication.

6.2 Perspectives for 2020 (ZINC project)

The NORA project was finished in 2019 and the final report will be issued until mid-2020. During summer 2019 a new project proposal has been developed, which was finally approved by the ENSI. The project called «ZINC» [16] started in October 2019 and is dealing with the effect of Zn injection on the oxide film properties and SCC behaviour of austenitic alloys in LWR environment. The general objective of this project is the detailed investigation of the SCC behaviour of structural materials in Zn containing water to further validate this technique and reveal its working mechanism. The special emphasis of this project is placed on examining the SCC initiation threshold stress/time and SCC propagation rate of a Ni-based alloy (Alloy 182) and stainless steel in simulated BWR and PWR environment with different contents of Zn. Furthermore, the composition, structure, mechanical properties and repassivation kinetics of surface/crack-flank oxide films with and without Zn injection will be characterised. In 2020 the first batch of specimens will be delivered and the high-temperature water loop will be modified and extended by a new autoclave with integrated tensile testing device. A systematic series of exposure and SCC experiments and the corresponding analytics will be planned and are expected to start around mid-2020. Furthermore, a PhD student and a PostDoc will be recruited and hired in the first half of 2020.

7 Publications (in 2019)

- *S. Ritter, P. V. Grundler, and S. Rowthu,* «Assessment of the SCC Mitigation Capabilities of the NobleChemTM Technology in Simulated BWR Environment», in: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC, N.P.O., Paper No. GPs03 (CD-ROM), Tainan, Taiwan, May 12–17, 2019.
- *P. V. Grundler, S. Ritter, S. Rowthu, and H.P. Seifert,* «Assessment of the SCC Mitigation Capabilities of the Noble Metal Chamical Application Technology in a Simulated BWR Environment», in: 19th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, Paper no. 28701, Boston, MA, USA, August 18–22, 2019.
- *T. L. Martin, A. D. Warren, D. Kumar, A. Siberry, R. Springell, R. Holmes, R. Clark, L. Platts, R. Burrows, C. Harrington, M. Gorley, E. Surrey, S. Rowthu, P.V. Grundler, and S. Ritter,* «Insights into Prospective Fusion Reactor Coolong Systems from Fission Reactor Cooling Circuits», in: 19th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, Paper no. 28080, Boston, MA, USA, August 18–22, 2019.
- *S. Rowthu, P. V. Grundler, R. Holmes, and S. Ritter,* «Assessment of the Pt Nanoparticle Distribution on Oxidized Stainless Steel Surfaces by Electrochemical Techniques», in: EUROCORR 2019, EFC, Sevilla, Spain, September 9–13, 2019.

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. 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.

[3] *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.

[4] *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.

[5] *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.

[6] *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.

[7] *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.

[8] *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.

[9] *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, Part F11, Portland, OR, USA, ISBN: 23671181 (ISSN); 9783319684536 (ISBN), August 13–17, 2017.

[10] *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.

[11] *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.

[12] *P. V. Grundler, S. Ritter, S. Rowthu, and H. P. Seifert,* «Assessment of the SCC Mitigation Capabilities of the Noble Metal Chamical Application Technology in a Simulated BWR Environment», in: 19th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors, Paper no. 28701, Boston, MA, USA, August 18–22, 2019.

[13] *L. Veleva, P. V. Grundler, M. Streit, and S. Ritter,* «Platinum Deposition on a Boiling Stainless Steel Surface (Simulating a Fuel Rod)», in: TopFuel 2015, European Nuclear Society, Paper No. A0232, Zürich, Switzerland, ISBN: 978-92-95064-23-2, September 13–17, 2015.

[14] *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: TopFuel 2018, Prague, Czech Republic, September 30-October 4, 2018.

[15] *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.

[16] *S. Ritter, X. Guo, and H. P. Seifert,* «Project Proposal: ZINC (Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted Cracking of Structural Materials)», PSI Aktennotiz, AN-46-19-04, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, August 2019.

PROACTIV

(Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants)

Author und Co-author(s)	M. Niffenegger, D. Mora, Ph. Spätig, G. Mao
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	1.1.2019–31.12.2021

ABSTRACT

PROACTIVE investigates advanced integrity assessment methods, the advantages and shortcomings of probabilistic fracture mechanics (PFM) as a complement to deterministic fracture mechanics (DFM) and the application of small fracture mechanics specimens for the evaluation of fracture toughness in inhomogeneous reactor pressure vessel (RPV) material. Furthermore, the reliability of the extended finite element method (XFEM) is investigated concerning their application to crack growth and arrest calculations as increasingly performed in pressurized thermal shock (PTS) assessment of RPVs. The project, split in three subprojects, considers the needs of ENSI and help to maintain the expertise in the field of structural and fracture mechanics assessment of nuclear components.

In subproject I (SP I), «Probabilistic Integrity analyses of critical RPV areas and piping by considering active damage mechanisms», we apply the codes PRO-LOCA and PROST to safety relevant components. In particular, we evaluate the sensitivity of influencing parameters, such as weld residual stresses (WRS), stress corrosion cracking (SCC), fatigue and different mitigation actions, on the time-dependent probabilities for crack initiation, leak size and rate. In this report, we present an analysis of WRS in a feed-water nozzle of a boiling water reactor.

Subproject II (SP II) focuses on the «Validation of the Extended Finite Element Method (XFEM) concerning the application to crack growth calculations». The reliability of the increasingly applied XFEM for crack growth and arrest calculations has to be approved. It is the goal of SP II to achieve this by numerical simulations and comparison with dedicated experiments. Here we present first crack growth calculations with XFEM for a RPV subjected to PTS loading.

In subproject III (SP III), «Fracture toughness evaluation of RPV steels by means of miniature specimens», we analyze how to separate the well-known size effect from the influence of material inhomogeneity. Therefore, we performed a literature study, summarizing the state-of-the-art, culminating in the research plan of a PhD thesis. In this report, we briefly present the state-of-the art and the idea behind the planned PhD thesis.

Project goals

Most nuclear safety codes require the exclusion of components failure even in the case of existing cracks and under consideration of material ageing. For this purpose, detailed deterministic fracture mechanics or fatigue assessments are required. Such analyses normally involve conservative safety factors, based on expert knowledge and empirical experience. However, this established praxis does not consider uncertainties of the involved parameters, with the disadvantage that the real safety margins cannot be evaluated quantitatively. This may result in over-conservative conclusions and probably in unnecessary early shutdown of nuclear power plants (NPPs). Otherwise, deterministic assessments bear the risk that some parameters may not be fully considered. In such cases, probabilistic analyses may help to discover safety gaps and to better accommodate material ageing. They also help to quantize the safety margin or uncertainties of deterministic results and to determine appropriate inspection intervals.

Probabilistic assessments of NPPs are well established in the USA, while in Europe the majority of safety assessments are still deterministic. However, there is a trend to complement these analyses by probabilistic ones: therefore, this topic is highly relevant for ENSI.

Safety assessments of NPPs components are often based on linear elastic fracture mechanics (LEFM) or in some cases on elasto-plastic fracture mechanics methods (EPFM), in which stress intensity factors (SIFs) or J-integrals are calculated. Assessments of piping are mostly performed by the leak-before-break (LBB) concept in order to ensure that cracks lead to detectable leaks before a break of the pipe occurs. Such assessments are increasingly performed by considering ageing mechanisms such as SCC, fatigue, detection limits, inspection intervals, mitigation actions such as reparations etc. It is one goal of PROACTIV (SP I) to investigate the performance of available numerical tools such as PRO-LOCA and PROST.

A very important component in NPPs is the RPV, since its integrity must be guaranteed for the whole operation time. Therefore, the RPV has to be assessed for normal operation as well as for accident situations. Such a scenario is a leak or break of a feed-water pipe followed by an emergency cooling of the reactor, leading to a PTS load on the hot RPV, which could initiate cracks and/or grow existing ones. For situations where crack initiation cannot be excluded, it is important to prove that cracks will arrest in less embrittled and hot parts of the RPV before a through-wall crack occurs. The therefore needed fracture mechanics parameters are more and more evaluated by the XFEM. The main reason to use XFEM is a simplified modelling of the crack geometry and the possibility to calculate crack growth, path and arrest, without the time-consuming re-meshing required by the classical FEM. However, its application holds some sources of error and therefore the results of crack growth are not yet confirmed in a way to be accepted for safety assessments by authorities such as ENSI. It is the goal of SP II to validate crack growth calculations with XFEM by targeted benchmarks and experiments. For the same reason, the OECD/NEA/IRSN/BEL/ IAGE working group organized a benchmark with international partners, in which PSI took part. However, the project goals of PROACTIVE lie beyond those of the OECD benchmark, which are limited to the calculation of SIF values, since we also planned the validation of crack growth calculations by thermal shock experiments. Such a validation is a necessary basis for future safety assessments, e. g. for PTS analyses.

Fracture toughness evaluation of RPV steels by means of miniature specimens is motivated by the observation of unclarified differences in fracture toughness measured on standard and miniaturized specimens made of potentially inhomogeneous RPV material. Since there is an international trend in fusion and fission research to use small fracture mechanics specimens, this topic is of high interest and therefore ENSI requires expertise in this issue at PSI. In the European Union the importance of this topic is reflected by the proposed research project FRACTESUS, which also deals with small fracture mechanics specimens.

In the following, we briefly describe the specific goals of the three subprojects.

SP–I: Probabilistic integrity analyses of critical RPV areas and piping by considering active damage mechanisms

In SP-I we apply the code PRO-LOCA, which was developed in the frame of PARTRIDGE-I by Battelle, Columbus, Ohio, USA, for components of NPPs. The considered damage mechanisms, mitigation actions and loading parameters are SCC, fatigue,

repair welds, residual stresses, probability of detection (POD) and inspection intervals. In the first step, a RPV nozzle of a boiling water reactor (BWR) is under investigation; in the planned further steps, the application of PRO-LOCA will be extended to other components as piping and steam generators. Particular goals of the investigation are the calculation of time dependent probabilities for crack initiation and leak size and rates as function of Weld Overlay Repair, Weld Residual Stresses (WRS), Fatigue, SCC, Earthquake load as well as the evaluation of appropriate numerical methods and the participation in the OECD/CSNI/WGIAGE Benchmarks «LBB» and «CAPS». Furthermore, we will compare the codes PRO-LOCA (Battelle) and PROST (GRS) concerning their performance.

SP-II: Validation of the eXtended Finite Element Method (XFEM) concerning the application to crack growth calculations

In SP-II we investigate the reliability and accuracy of the XFEM implemented in the FEM code ABAQUS by comparing the results from simulations with experimental ones. For this purpose we planned thermal shock experiments by means of down scaled RPV specimens made from a material with very high ductile-to-brittle transition temperature (DBTT) similar to an embrittled end of life RPV. The foreseen specimens have a cylindrical geometry (Da=200, Di=150, L=100 mm) containing a pre-crack which will be initiated by an applied thermal shock similar to a real PTS load (without internal pressure). Previous international large-scale tests (e.g. ICAS, FALSIRE, NESC, SMILE), were carried out to investigate the crack initiation in single PTS experiments. Unlike these, we intent to investigate crack initiation, growth and arrest in a series of down-scaled specimens to gain statistical relevant results, which can be compared with XFEM simulations. Furthermore, we are contributing to the OECD/CSNI benchmark «XFEM», in which SIFs for several standard fracture mechanics cases are compared with analytical solutions. The experience made in SP-II should culminate in a guideline for the application of the XFEM to PTS calculations.

SP-III: Fracture toughness evaluation of RPV steels by means of miniature specimens

The goals of SP-III is to clarify the specimen size effect and material inhomogeneity on the evaluation of fracture toughness. Three steps will achieve this. In a first step, a literature study was performed to summarize the state-of-the-art in this specific field. Based on that, in a second step a PhD thesis is being defined and to be launched in 2020. The PhD thesis will consist of fracture mechanics testing, microstructural analyses and modeling of crack behavior by FEM and Local Approach to Fracture (LAF) in order to interpret the experimental results. Special emphasis will be paid to the Master Curve (MC) concept and its application to inhomogeneous materials.

Work carried out and results obtained

SP I: Probabilistic Integrity analyses of critical RPV areas and piping by considering active damage mechanisms

Since the mechanical properties of welded nozzle joint are significantly influenced by the distribution of WRS [1], we investigated the effect of WRS on the crack initiation probability (CIPs) of piping with dissimilar metal welds (DMW) in NPPs.
As the piping of NPPs is sensitive to degradation mechanism such as SCC and fatigue, a sound understanding of WRS can help to predict the lifespan of pipe and nozzle joints with welds [2]. Abundant investigations have been performed concerning the WRS distribution in RPVs and pipes [3]. However, some issues arise when it comes to dissimilar metal nozzle butt weld, such as the strength mismatch of the nozzle component. In addition, various modelling tools have been widely utilized to investigate the WRS profiles in pipe butt welds. However, less attention was paid to the effect of WRS on the integrity of components in NPPs.
Fig. 1a depicts the V-groove butt joints formed by multi-pass welding. Alloy 82 and Alloy 182 were chosen as filler materials and deposited materials, respectively. Three cases were analyzed, namely, an as-built feed-water (FW) nozzle joint with a DMW between the nozzle and the safe end (case 1), a modified FW nozzle joint with a DMW and an adjacent weld (case 2), and a straight pipe joint with a DMW to connect two pipes (case 3). To figure out the WRS distribution clearly, three paths were chosen to measure related values of WRS as shown in Fig. 1b for case 3.

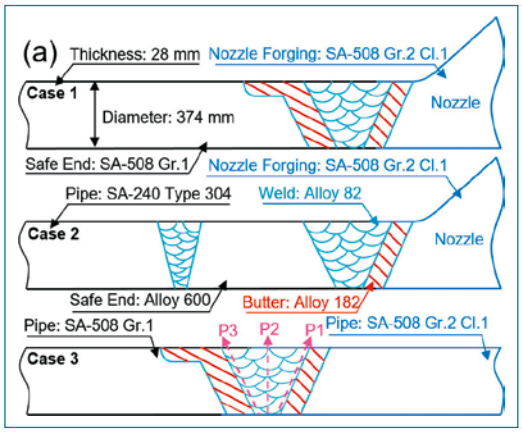


Figure 1a: *Schematic of FW nozzle with DMW case 1, in the FW nozzle with a DMW and an adjacent case 2, and in the straight pipe with a DMW case 3*

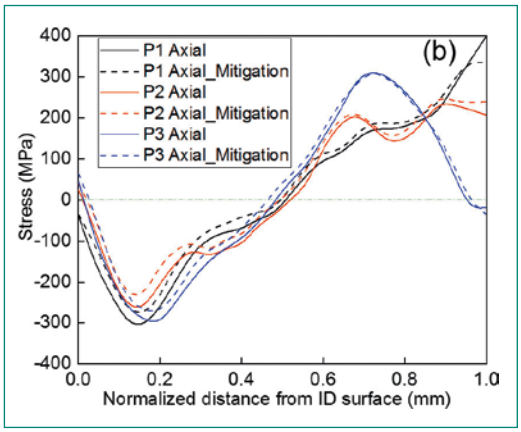


Figure 1b: *WRS distribution along three paths in the FW nozzle with a DMW case 3.*

In the PRO-LOCA code, the crack initiation models for SCC are considered as a statistical process described by Weibull distribution applied to service history data. Here only the stress based initiation model (SBIM) is considered. The relation between WRS, operation time and CIP is given by equation (1) [4]. From equation (1) it follows that the CIP is a function of t and the WRS.

$$CIP(t_I<t)=1-e^{(t/C)^3}, C=C_1\, e^{-Q/RT}\, \sigma^n \quad (1)$$

In eq. (1) CIP is the crack initiation probability, t is the time in effective full power years. The characteristic time *C* can be varied according to plant conditions as the time to initiate (t_I) is affected by material properties, temperature and stresses. C_1 is the spatial proportionality constant, *Q* is the thermal activation energy for crack initiation, *R* is the universal gas constant, *T* the operating temperature, *n* is the stress exponent.

The CIP variations for case 1, case 2 and case 3 are depicted in Fig. 2a, 2b and 2c, respectively. The CIPs measured along P1, P2 and P3, respectively, are displayed by solid lines in red, blue and green. It is found in all cases that the WRS profile along P3 is less sensitive to crack initiation compared with the WRS profile obtained through the other two paths. In brief, the crack initiate latest along the P3 corresponding to the edge of weld. The possible reason lies in the decreasing tensile stress in the vicinity of the outer diameter (OD) as shown in Fig. 1. In Ref. [5] it is reported that the WRS after DMW tend to decrease with increasing the safe-end length, as the DMW causes a tourniquet ring load that produces the through-wall bending moment with the free boundary condition. Through-wall bending moment would be smaller for the longer safe-end than for the shorter one, thus the larger bending moment for the shorter safe-end results in the higher residual stress. Compared with the WRS along the edge of weld and Inconel butter (P1), the WRS along the edge of weld on safe end side (P3) is lower and therefore the crack initiation is postponed.

In comparison with the WRS along the edge of the weld and Inconel butter (P1), the WRS profile obtained along the centerline of weld (P2) is less sensitive to trigger crack initiation in any case. One possible reason is that the difference in the coefficient of thermal expansion between deposited metal (Alloy 182) and the weld metal (Alloy 82) to high extent influences the WRS at the operating temperature. Since the initiation of SCC is considered, the other possible reason can be attributed to the superiority of Alloy 82 in the resistance to corrosion compared with Alloy 182 [6], resulting from the fact that the precipitation of Cr-rich carbides along the grain boundaries caused more Cr depletion in Alloy 182 than in Alloy 82. The more serious Cr-depletion in Alloy 182 mainly stems from the composition difference between Alloy 182 than in Alloy 82, for example, more C and Fe and less Cr in the matrix of Alloy 182 [6].

In terms of the fast rise of CIPs measured along the three paths, there are two possible reasons. On one hand, this can be attributed to the narrow stress gap between WRS and the yield stress (YS) of materials. To be more specific, the WRS at the inner diameter (ID) reaches 341 MPa and this value is almost close to the YS of 370 MPa. On the other hand, in our calculation the thermal expansion moment My under normal operating condition is set to 1.56×10^9 N·mm. For the pipe diameter and thickness (368 mm and 28 mm, respectively) the normal operating bending stress due to this thermal expansion moment is 660

MPa, which is higher than the ultimate strength. As a result, all cracks initiate from the SBIM in about 2 years and the CIP increases fast in all cases.

Note that these are preliminary results and more investigations should be conducted by considering more reliable factors to address the real engineering issues in the future. In total, several cases were investigated to predict the CIP of FW welds in nuclear plant pipes. Therefore, some conclusions are drawn as follows:

1) PROLOCA software is a strong and practical software to conduct crack probability analysis by considering a series of influencing factors (i.e., active damage mechanisms). Hence, considering the WRS profile is important to assess pipe joints with dissimilar metal welds.
2) Compared with the CIP variation influenced by the WRS stress profile along P1, the CIP along P3 is less sensitive on WRS. The fast rise of CIP measured along three paths can be attributed to the small stress gap between weld WRS and the yield strength of materials.
3) In comparison with the CIP sensitivity, measured in the FW nozzle with a DMW and in the straight pipe with a DMW, the fastest increase of the CIP is in the FW nozzle with a DMW and an adjacent weld (case 2).
4) By using PRO-LOCA it became clear that the WRS profile is better considered when the stress based initiation model (SBIM) is used rather than the Poisson arrival rate model (PARM). Both CIP and crack initiation time vary in different cases due to various WRS that is affected by the safe end length and the buttering materials. The narrower the stress gap between WRS and YS the faster CIP rises.

SP II: Validation of the Extended Finite Element Method (XFEM) concerning the application to crack growth calculations

The finite element (FE) simulation of crack propagation of body-centered cubic metals is challenging, as it needs to incorporate the brittle, ductile-brittle transition and ductile behavior presented by the temperature-dependent fracture toughness. Commercial FE codes such as ABAQUS include the XFEM technique that can be used to simulate crack propagation. However, this technique does not use the fracture toughness as failure criterion. Instead, it uses a traction separation law that is able to capture the brittle fracture behavior of ferritic steel, at low temperatures. Taking into account that the neutron irradiation of the RPV causes embrittlement of the ferritic steel, the proposed XFEM model simulates cleavage fracture of initial flaws. Although, brittle failure is highly unlikely to happen in RPVs, this analysis aims to investigate if a crack can arrest during an emergency transient when it grows into tougher RPV regions.

In ABAQUS, the modeling of the crack propagation within the XFEM framework can be performed by defining a traction-separation law. This law includes a damage initiation criterion and a propagation model. Hence, the initiation occurs when the maximum principal stress σ_n in a FE-element reaches a critical value σ^0_{max}. After initiation, the stiffness of the FE-element is reduced. In this case,

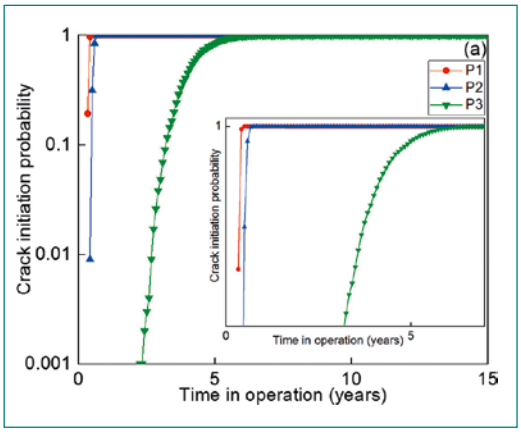


Figure 2a: *CIP v.s. time using SBIM in the FW nozzle with a DMW case 1.*

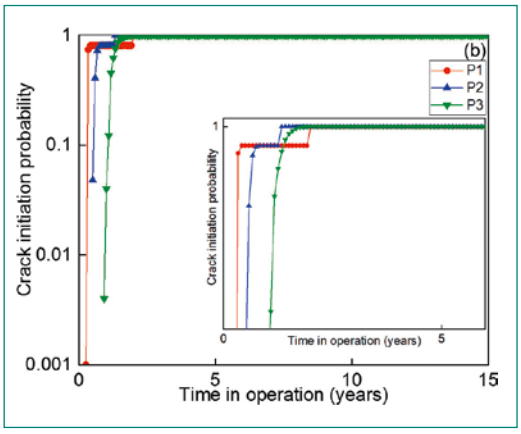


Figure 2b: *CIP v.s. time using SBIM in the FW nozzle with a DMW and an adjacent weld case 2.*

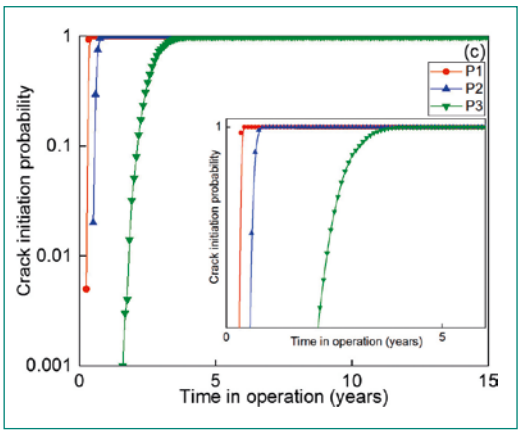


Figure 2c: *CIP v.s. time using SBIM in the straight pipe with a DMW case 3.*

Figure 3:
XFEM submodel with initial axial semielliptic surface crack. Stress intensity factors are evaluated in point A and B. Boundary conditions were transferred from global to submodel

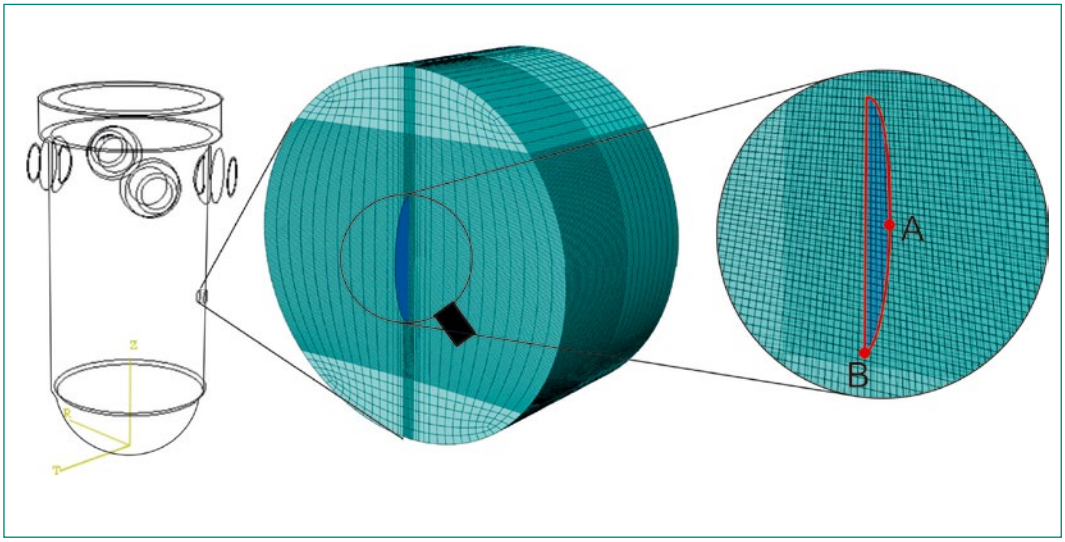


Figure 4a:
Wall temperature at the inner surface during the LBLOCA.

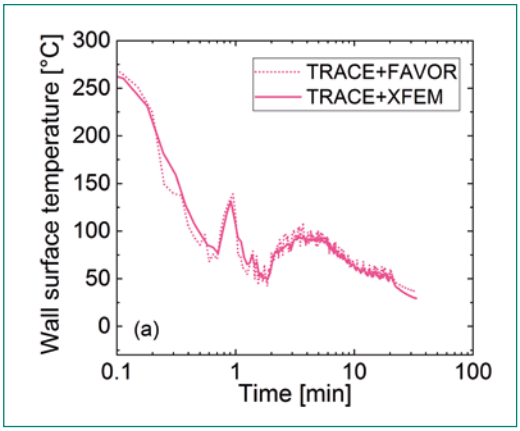


Figure 4b:
Circumferential stress at the inner surface during the LBLOCA.

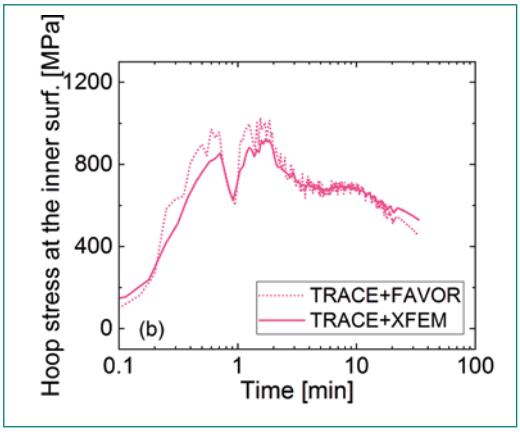
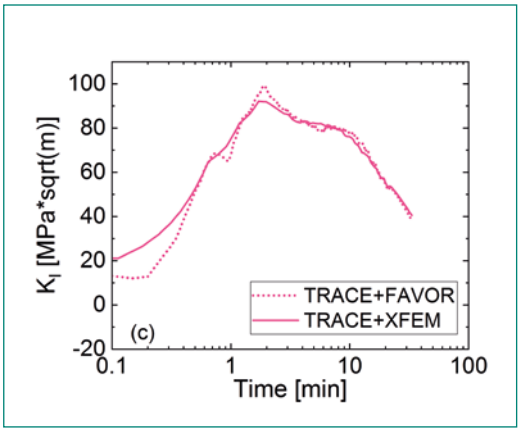


Figure 4c:
SIF during the LBLOCA at deepest point (A) of the crack.



the crack will propagate in the direction perpendicular to the maximum principal stress.

The propagation model in the traction separation law is based on the fracture energy release rate G_f. During softening, the material can undergo unloading and reloading. The G_f is directly related to the fracture toughness; it is assumed that for higher temperatures this is still valid. Thus, the relationship between G_f and stress intensity factor (SIF) K_I is given by $G_f=K_I^2/E'$, where E' is related to Young's modulus and Poisson's ratio, depending on whether the material is under plane stress or plane strain.

A PTS analysis was done using a model of a superficial semielliptical axial crack that can propagate in an embrittled ferritic steel (Fig. 3). The one-way multi-step approach including the thermal-hydraulics, thermomechanical and fracture analyses is applied to simulate the hypothetical large break loss of coolant transient (LBLOCA). Results from the code FAVOR are used as reference. Fig. 4a shows the wall temperature at the inner surface of the RPV at the crack site. The circumferential stress history is shown in Fig 4b. Some differences between the stresses obtained by 1D-TRACE+FAVOR and 3D-TRACE+XFEM are observed. These differences are due to the non-uniform distribution of temperature and irregular geometry of the vessel (inlets, upper and lower plenum) considered in the 3D-model. Fig. 4c depicts the evolution of the SIF during the transient.

Since the cooling plume predicted by TRACE is located in-line and directly below the inlet nozzle, the submodel is located in this region as indicated in Fig. 3 and contains the axial crack. In Fig. 5a the SIF versus crack tip temperature for the deepest point

(B) and a point at the surface (A) are compared with the fracture toughness K_{Ic} of an embrittled material, with RT_{NDT}=93 °C. Along the curve, some points (corresponding to the times given in Fig. 5b) indicate the evolution of the crack growth.

Figure 5b shows the damage in front of the crack and its propagation for different times. The status variable stands for the damage degradation in a specific finite element. A zero value means no damage and one means that the FE-element has reached full degradation and therefore, the crack has propagated. It appears that the axial crack grew on those FE-elements close to the inner surface (point A) and propagates in the axial direction. In the radial direction (point B), the FE-elements fulfil the initiation criterion but the crack does not propagate, as the energy release rate criterion is not fulfilled.

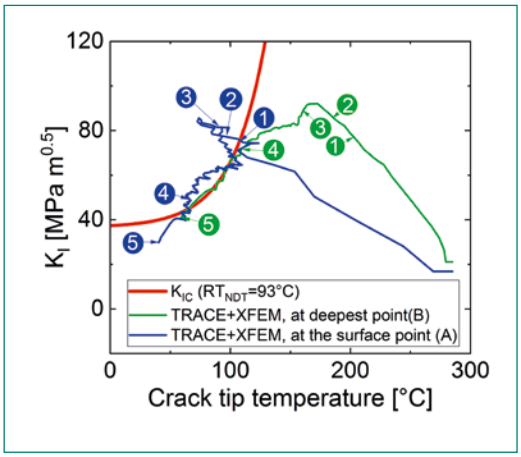


Figure 5a: *Evolution of the crack growth during the LBLOCA transient for five different times. SIF versus crack tip temperature.*

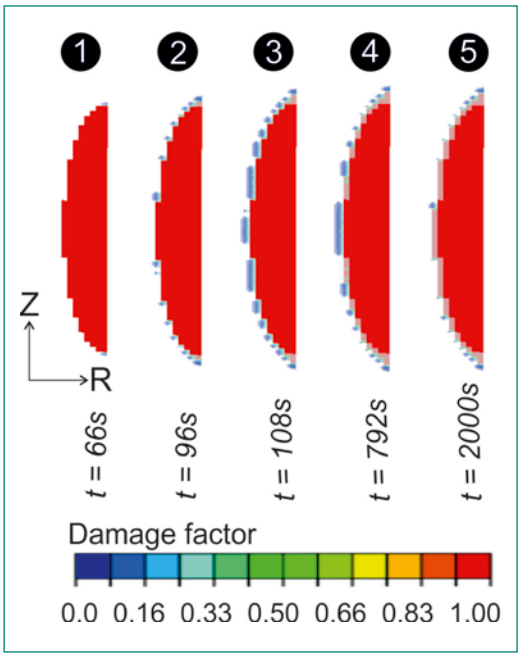


Figure 5b: *Damage in the XFEM-Crack indicating the crack growth for five different times.*

SP III: Fracture toughness evaluation of RPV steels by means of miniature specimens

The outcome of the literature review led to the identification of open experimental and theoretical issues to better characterize the fracture behavior of ferritic steels with subsized specimens. In the following, we mention first the main methods to assess the fracture behavior in the ductile-to-brittle transition region, the general concept to assess embrittlement with subsized specimens, and some specific issues associated with inhomogeneous materials as far as toughness is concerned. We briefly highlight at the end the open identified questions that will be addressed by a PhD student.

Embrittlement refers to the degradation of fracture toughness and is usually defined as an upward temperature shift of the transition region. Historically, it was initially quantified with indirect methods. For example, the temperature shift of the toughness transition region was assimilated to that of the Charpy energy-temperature curve at a reference energy of 41J. These shifts were assumed to be the same as those that should occur for the fracture toughness-temperature reference curves, such as the K_{Ic} or K_{IR} curves of the American Society of Mechanical Engineers, which are used to define the lower bound for linear elastic fracture toughness of the reference unirradiated materials. This approach was found not to be fully satisfactory in the sense that some discrepancy was evidenced between the Charpy shifts and those measured from fracture mechanics tests. Thus, methods based on direct fracture toughness measurement are highly desirable to evaluate the embrittlement and ultimately the integrity of RPV.

The Master-Curve (MC) method, currently defined in the ASTM-E1921 standard, is a direct approach that represents an interesting alternative and powerful tool to measure embrittlement of low-alloy RPV steels. The MC is based on the experimental observation that all ferritic steels exhibit the same fracture behavior in the transition region before and after irradiation. In other words, the median toughness-temperature curve has a universal shape, and the scatter in toughness data is properly described by a three-parameter Weibull distribution. The only difference from one steel to another resides in the position of the toughness-temperature curve along the temperature axis, so that the median toughness-temperature curve can be indexed for 100 MPam$^{1/2}$, at a reference temperature T_0. Thus, T_0 represents the brittleness of a given steel and neutron irradiation

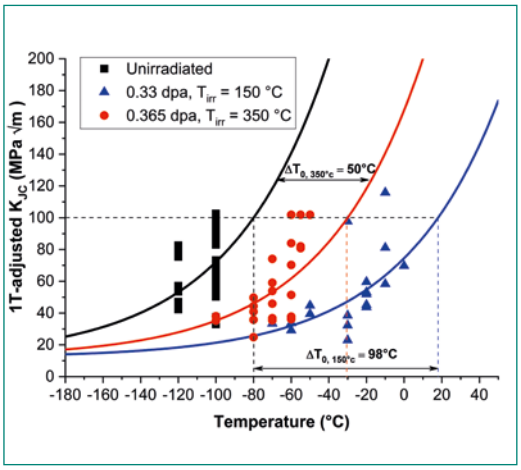


Figure 6a: *Illustration of ΔT_0 determination after neutron irradiation (9Cr martensitic steel).*

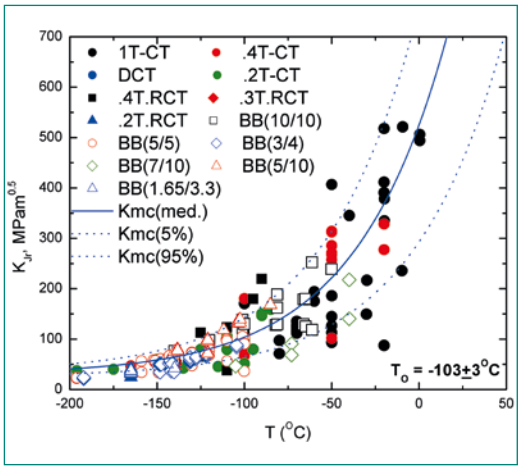


Figure 6b: *Fracture toughness data exhibiting excessive scatter (8Cr martensitic steel).*

translates into an increase of T_0. Thus, ΔT_0 is a measure of embrittlement. An illustration of T_0 and ΔT_0 determination of a 9Cr tempered martensitic steel is given in Fig. 6a for two different irradiation conditions.

Note that the MC is valid only for well-defined conditions that are (a) toughness is measured with 1T-specimen, if not the data have to be adjusted to 1T-thick specimens according to the specifications provided in the ASTM-E1921; (b) deep cracks have to be considered, not surface cracks; (c) the loading has to be performed quasi-statically in mode I; and (d) the material must be homogeneous. The conditions (a) and (d) cannot be met for most cases with irradiated materials because of the limited irradiated material availability.

The issue of specimen size effect on toughness has been the topic of a large number of investigations and has led to the development of the local approach of brittle fracture [7]. The main underlying ideas of these methods is to define a fracture criterion based upon a critical stress, strain and triaxiality level in the vicinity of the crack tip. Steel inhomogeneity represents another issue that was not explicitly foreseen in the earliest development of ASTM-E1921 standard. Inhomogenity in fracture toughness can be manifested by a plate thickness dependence resulting from varying cooling rate between the surfaces and the middle, or local variation around welds, or inhomogenous distribution of undesirable inclusions or segregations throughout the plates. Inhomogeneity leads to observable excessive scatter in toughness data in the transition, and to erroneous determination of T_0 if not properly accounted for. The issues of specimen size and inhomogeneity on measured toughness is exemplifed in Figure 6b where a toughness database obtained on a 8Cr tempered martensitic steel with a variety of specimen sizes and geometries is shown [8]. As can been seen, a significant excessive scatter was found. Indeed, about 2.5x more data than expected were still found to fall out the 5% and 95% confidence interval, suggesting that the plate was inhomogenous.

Several theoretical studies and experimental work have already been done to include inhomogeneity within the Master-Curve method [9–12]. Two extreme cases were considered: a bimodal distribution of T_0 among the tested specimens or a complete T_0 random inhomogeneity, also referred as to multimodal distribution. Consideration of inhomogeneity in the MC method is done by modifiying the probability of failure at a given applied SIF by treating the reference temperature T_0 as a stochastic parameter. Confrontation of the bimodal distribution characterizing datasets with different T_0 obtained from the low-alloy SA508 steel G3 was performed by Kim et al. [11] who showed that the scatter was better described than by the standard MC. Joyce and Tregoning [12] also did an analysis to test, in the context of the bimodal distribution, the probability to correctly detect the inhomogenenity or homogeneity of a material based on generated datasets as well as on the available Euro round robin data on the DIN 22NiMoCr37 steel. These authors highlighted the difficulty to accurately determine the level of homogeneity. The current version of ASTM-E1921, Appendix 5 provides recommendations to evaluate the inhomogeneity of a fracture dataset either in the context of the bimodal or multimodal distribution of T_0 assumed to be normal.

Despite all the studies already published on small specimen size effect on measured toughness, a number of open issues remain to be addressed as far as neutron embrittlement is concerned. It ap-

pears that in the context of NPP life extension, experimental and modelling research activities must be pursued to understand the degradation of the fracture properties for the actual irradiation conditions of commercial reactors. It is therefore of primary importance to optimize the number of tests on the existing surveillance specimens which requires miniaturization of the fracture specimens. It is of equally importance to make sure that the information obtained from miniaturized non-standard specimens can be reliably used for safety assessment of large structures. Thus, in our future program, standard subsized neutron-irradiated specimens will be tested to evaluate the embrittlement ΔT_0, representative of the embrittlement condition of the Swiss NPPs. In parallel, non-standard miniaturized specimens will be tested to determine the minimum specimen size with which ΔT_0 remains representative of that from big specimens. Furthermore, analytical and numerical modelling of the embrittlement and specimen size effects will be based on understanding of the underlying micro-mechanisms of initiation and propagation of micro-cracks in the ferritic matrix and of their coalescence to unstable macro-cracks. A rather large testing matrix is also planned to build an unprecedented toughness database, where specimens will be extracted from a thick plate of the reference JRQ RPV steel. This plate presents a T_0 difference of about 60 °C between the surface and the middle of the plate. Specimens of different dimensions will be cut out of the plate to study. The concomitant effects of specimen size and inhomogeneity on the shape the MC and scatter will be investigated in order to optimize the number of tests that allow to reliably determine whether a plate is homogenous or not and to which extend.

International Cooperation

In the frame of the project PROACTIV we are represented in the International **G**roup of **R**adiation **D**amage **M**echanisms on Pressure Vessel Steels (IGRDM), the European Network of Excellence NUGENIA (**NU**clear **GEN**eration II & III **A**ssociation, http://www.nugenia.org), the **E**uropean **T**echnical **S**afety **O**rganisations **N**etwork (ETSON, http://www.eurosafe-forum.org/formation-european-tso-network), the PARTRIDGE III consortium (**P**robabilistic **A**nalysis as a **R**egulatory **T**ool for **R**isk-Informed **D**ecision **G**uidance – Phases I&II) and the ORCD/CSNI working group WGIAGE.

Planned EU-Research Projects (under evaluation): Probabilistic PTS Analyses «APPAL», Multidisciplinary Assessment of Power Plant Ageing «MAPPING», Fracture Mechanics Testing of irradiated RPV Steels by means of sub-sized Specimens «FRACTESUS».

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

The main goals of the first project year are fulfilled for all three subprojects. Some delay according the time schedule occurred in the experimental part (thermal shock experiments) in SP II due to problems in finding the special material with very high ductile-to-brittle transition temperature and due to problems with manpower, which is solved now. For 2020 significant progress in SP I can be expected and the experimental part of SP II will be forced. An eligible PhD student will strengthen SP III.

Publications

- *Mora, D. F., Niffenegger, M., Qian, G., Jaros, M., Niceno, B.* Modelling of reactor pressure vessel subjected to pressurized thermal shock using 3D-XFEM (2019), Nuclear Engineering and Design, 353, art. no. 110237.
- *Herrera-Solaz, V., Patriarca, L., Foletti, S., Segurado, J., Niffenegger, M.* Microstructure-based modelling and Digital Image Correlation measurement of strain fields in austenitic stainless steel 316L during tension loading, (2019) Materials Science and Engineering A, 751, pp. 99–106.
- *Mukin R., Clifford, I., Costa Garrido, O., Mora, D. F., Niffenegger, M., Niceno, B., Ferroukhi, H.* Screening analysis for pressurized thermal shock (PTS) transient scenarios, 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics, NURETH 20192019, Pages 2536–2549. Marriott Portland Downtown Waterfront Portland; United States; 18 August 2019 through 23 August 2019.
- *Niffenegger M., Costa Garrido O., Mora D. F., Qian G., Mukin R., Sharabi M., Lafferty N., Niceno B.,* UNCERTAINTIES IN PRESSURIZED THERMAL SHOCK ANALYSES, Proceedings of the ASME 2019, Pressure Vessels & Piping Con-

ference PVP2019 July 14–19, 2019, San Antonio, TX, USA, PVP2019-94076.

- *Mora D. F., Mukin R., Costa Garrido O., Niffenegger M.,* FRACTURE MECHANICS ANALYSIS OF A PWR UNDER PTS USING XFEM AND INPUT FROM TRACE, Proceedings of the ASME 2019 Pressure Vessels & Piping Conference PVP2019 July 14–19, 2019, San Antonio, TX, USA, PVP2019-94019.
- *Costa Garrido O., M. Niffenegger M., Mora D. F., Mukin R.,* Probabilistic Fracture Mechanics Analyses for Structural Integrity Assessment of Nuclear Components, 28th International Conference Nuclear Energy for New Europe, Portoroz, Slovenia, Sept. 9–12, 2019.
- *Spätig, P., Chen, J. C., & Odette, G. R.,* Ferritic and tempered martensitic steels. Chapter in book «Structural alloys for nuclear energy applications», G. R. Odette & S. J. Zinkle (Eds.), (2019). https://doi.org/10.1016/B978-0-12-397046-6.00011-3.

References

[1] *M. Kerr, M. B. Prime, H. Swenson,* M.A. Buechler, M. Steinzig, B. Clausen and T. Sisneros, Residual Stress Characterization in a Dissimilar Metal Weld Nuclear Reactor Piping System Mock Up, Journal of Pressure Vessel Technology, 2013,135(4): 041205.

[2] *Tao Zhang, Frederick W. Brust, Gery Wilkowski, Heqin Xu, Alfredo A. Betervide, Oscar Mazzantini,* Welding Residual Stress in a Large Diameter Nuclear Reactor Pressure Vessel Nozzle, Journal of Pressure Vessel Technology, 2013, 135(2): 021208.

[3] *K. Nakacho , T. Ohta, N. Ogawa, N. Ma, H. Hamaguchi, M. Satou and M. Nayama,* Measurement of welding residual stresses of reactor vessel by inherent strain method: measurement of residual stresses of pipe-plate penetration joint, Welding International, 2009, 23(6): 439–449.

[4] *D. Rudland, C. Harrington,* Extremely Low Probability of Rupture (xLPR) Version 1.0 Code – Pilot Study Problem Results, PVP2011-57531, ASME 2011 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2011, 2011.

[5] *T. K. Song, C.Y, Oha and J.S. Kim,* The safe-end length effect on welding residual stresses in dissimilar metal welds of surge nozzles, Engineering Fracture Mechanics, 2011,78(9): 1957–1975.

[6] *C. L. Briant and E.L. Hall,* The microstructure causes of intergranular corrosion of alloys 82 and 182, Corrosion, 1987, 43(9): 539-548.

[7] *Pineau, A.,* Development of the local approach to fracture over the past 25 years: Theory and applications. International Journal of Fracture, 2006. 138(1–4): p. 139–166.

[8] *Odette, G. R., et al.,* A master curve analysis of F82H using statistical and constraint loss size adjustments of small specimen data. Journal of Nuclear Materials, 2004. 329–333: p. 1243–1247.

[9] *Wallin K., N. P.,* Laukkanen A., Planman T., Master Curve analysis of inhomogenous ferritic steels. Engineering Fracture Mechanics, 2004. 71: p. 2329–2346.

[10] *Scibetta, M.,* Master Curve analysis of potentially inhomogeneous materials. Engineering Fracture Mechanics, 2012. 94: p. 56–70.

[11] *Kim, J., et al.,* Fracture Toughness Assessment of SA508 Gr 3 Steel for KSNP RPV Using Conventional and Bimodal Master Curve Approaches. 2014.

[12] *Joyce, J. A. and R. Tregoning,* Evaluation of a method to characterize material inhomogeneity in ferritic steels within the ductile-to-brittle transition regime. Engineering Fracture Mechanics, 2011. 78(17): p. 2870–2884.

IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Autor und Koautoren	S. Ghadimi[1)], M. Borgerhoff[2)], C. Schneeberger (ENSI), M. Stadler[2)], F. Stangenberg[2)], B. Wilding[1)], P. Zwicky[1)]
Beauftragte Institution	[1)] Basler&Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich [2)] Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland
Adresse	[1)] Forchstrasse 395, CH-8032 Zürich [2)] Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+41 (0)44 387 11 22, sara.ghadimi@baslerhofmann.ch, www.baslerhofmann.ch
Dauer des Projekts	2019 bis 2022

ZUSAMMENFASSUNG

Die 2019 gestartete vierte Phase des Forschungsprojekts IMPACT «Impact of an aircraft against a structure», IMPACT IV – NEREID «NEw Research Effort in the Impact Domain», wird vom «VTT Technical Research Centre» (Finnland) organisiert und hat voraussichtlich eine Laufzeit von 2019 bis 2022. Das Projekt IMPACT IV – NEREID beschäftigt sich mit dem Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie bei einem Flugzeugabsturz auftreten. VTT und STUK (Aufsichtsbehörde Finnland) starteten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I (2006 bis 2008), IMPACT II (2009–2011) und IMPACT III (2012–2018) schlossen sich auch ausländische Partner an.

Die Zielsetzung des neuen Versuchsprogramms besteht darin, zum einen den Einfluss des Versuchsmassstabs auf die verschiedenen in den vorherigen Phasen des Projekts IMPACT beobachteten Phänomene zu analysieren und zum anderen weitere Anprallsituationen experimentell zu untersuchen. Damit kann die Genauigkeit bei der Simulation von Anprallvorgängen mit Berechnungsprogrammen weiter gesteigert werden. Grundlage hierfür sind Impact-Versuche mit grösseren und dickeren Stahlbetonplatten, Versuche mit schiefem Projektilanprall und Versuche mit randnahen Belastungen. Um diese Versuche durchführen zu können, wird bei VTT in Espoo im Jahr 2020 eine neue Testeinrichtung gebaut. Die im Moment noch verwendete Versuchsanlage ist an ihre Kapazitätsgrenzen gestossen.

Am Projekt IMPACT IV – NEREID beteiligen sich 6 Teams aus 5 Ländern. Das ENSI wird von den Bauexperten der Firmen Stangenberg und Partner (SPI) und Basler&Hofmann (B&H) unterstützt.

Im Rahmen von IMPACT IV – NEREID wurden 2019 drei Tests zur Untersuchung der Auswirkungen der Plattendicke auf das Durchstanzverhalten beim Anprall von Hartgeschossen («Increased Thickness Punching Tests» ITP1, ITP2 und ITP4) durchgeführt. Ein vierter Versuch zum Studium des schiefen Anpralls eines Hartgeschosses («Inclined Punching Test» IP1) musste auf das Jahr 2020 verschoben werden.

In diesem Beitrag wird über die drei im Rahmen von IMPACT IV – NEREID im Berichtsjahr durchgeführten Versuche ITP1, ITP2 und ITP4 sowie über die zugehörigen numerischen Simulationen berichtet. Zusätzlich werden die rechnerische Simulation zum Test IP1 und die Analysen zur Planung von den schiefen Anprallversu-

chen («Inclined Bending Tests» IB1 bis IB4) beschrieben. Basler&Hofmann verwendet die Software LS-DYNA [1] und Stangenberg und Partner die Software SOFiSTiK [2]

Projektziele

Das Ziel des Projektes IMPACT IV – NEREID besteht darin, weitere experimentelle Daten und Informationen zu physikalischen Phänomenen beim Anprall eines Flugzeugs auf Stahlbetonstrukturen zu erarbeiten und damit eine Absicherung der Untersuchungsergebnisse aus den vorherigen IMPACT-Phasen zu erreichen. 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.

Das ENSI festigt und erweitert durch die Teilnahme an dem Projekt IMPACT IV – NEREID die Fachkompetenz zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen bei Stossbelastungen. Des Weiteren kann das ENSI die Erkenntnisse aus diesem Projekt anhand von Präsentationen und Berichten an internationalen Konferenzen vorstellen, was einen regelmässigen Austausch mit den Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder garantiert. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Durchführung der Tests ITP1, ITP2 und ITP4

Die Versuche zu den Tests ITP1, ITP2 und ITP4 an Stahlbetonplatten mit den äusseren Abmessungen 2,087 m x 2,087 m (Spannweiten 2,0 m) wurden 2019 im «VTT Technical Research Centre» in Espoo (Finnland) durchgeführt. Die Durchführung des geplanten Tests IP1 musste auf das Jahr 2020 verschoben werden. Eine genaue Beschreibung der Versuchsanordnung ist bereits in den Erfahrungs- und Forschungsberichten 2012 und 2013 für die Phase III des Projekts IMPACT enthalten. Die im Rahmen des Benchmark-Projekts OECD-IRIS 2010 «Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by MissileS» durchgeführten Hartkörperstossversuche P1 bis P3 dienen als Referenztests für die neuen Versuche. Die Versuche von IRIS-2010 sind im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2011 beschrieben.

Die Zielsetzung der Tests ITP1 und ITP2, deren wesentliche Daten in Tabelle 1 zusammengestellt sind, besteht darin, den Einfluss unterschiedlicher Plattendicken auf das Durchstanzverhalten der Versuchsplatten unter Stosslasten infolge des Anpralls eines Hartkörpergeschosses zu untersuchen. Im Test ITP4 wird der Einfluss von der Schubbewehrung auf das Durchstanzverhalten untersucht. Die Schubbewehrung besteht aus Bewehrungseisen mit aufgestauchten Ankerköpfen. Der im Jahr 2020 durchzuführende Test IP1 mit einer Geschossneigung von 20° hat die Zielsetzung, den Einfluss des Anprallwinkels auf das Durchstanzverhalten der Platten bei einem Hartkörperanprall zu untersuchen.

Tabelle 1: *IMPACT IV – NEREID, Daten der Tests IRIS-2010 P1-P3, ITP1, ITP2, ITP4 und IP1, Quelle: VTT*

Test	IRIS2010 P1-P3	ITP1	ITP2	ITP4	IP1
Plattendicke [m]	0,25	0,30	0,35	0,35	0,25
Plattenabmessungen [m]	2,087 × 2,087				
Spannweite [m]	2 × 2				
Plattenwinkel [°]	0	0	0	0	20
Biegebewehrung	Ø 10 c/c 90 mm => oben und unten kreuzweise 8,7 cm²/m				
Schubbewehrung	-	-	-	Ø12 c/c 90 mm	-
Projektilmasse [kg]	47.5	47.5	47.5	47.5	47.5
Aufprallgeschwindigkeit [m/s]	135,9	137,8	149,1	151,8	135,0

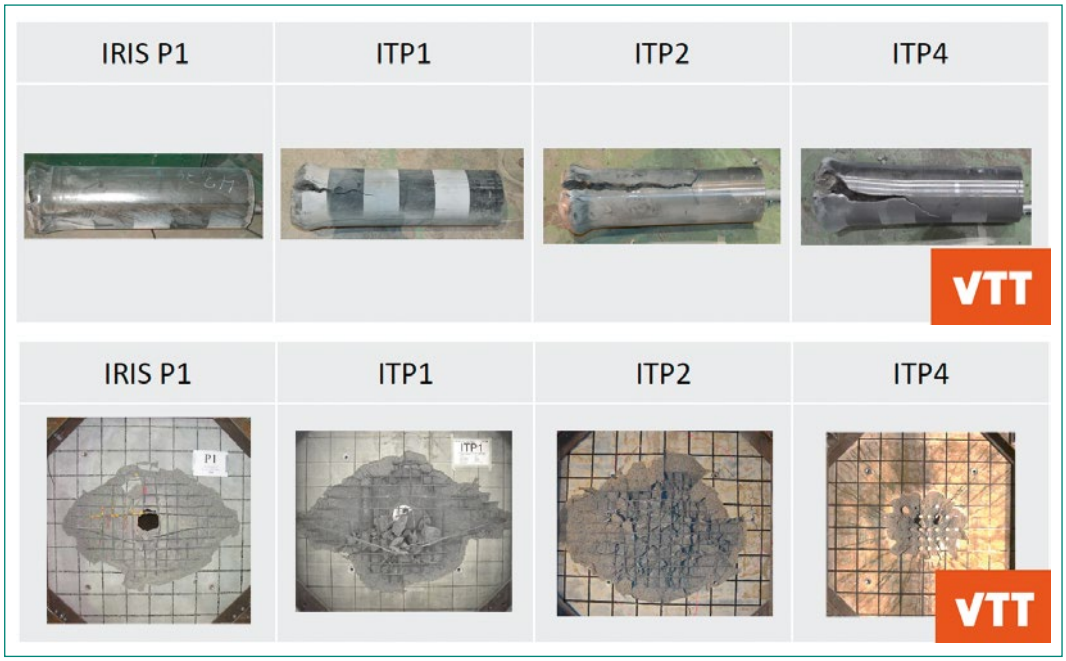


Abbildung 1:
Verformte Projektile (oben) und Schädigungen auf der Plattenrückseite (unten), Quelle: VTT

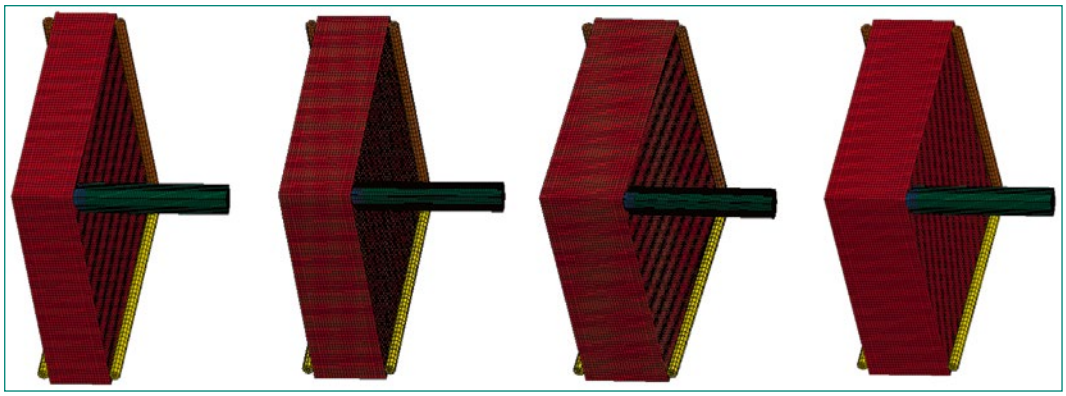


Abbildung 2:
LS-DYNA-Modelle, Tests IRIS-2010 P1-P3, ITP1, ITP2, ITP4, Quelle: B&H

Im Test ITP1 wurde unter Beibehaltung der Biegebewehrung und des Anprallimpulses die Plattendicke gegenüber den Referenztests IRIS-2010 P1-P3 von 250 mm auf 300 mm erhöht. Bei IRIS-2010 wurde derselbe Test dreimal durchgeführt, um Streuungen der Testanordung zu untersuchen. Die Streuungen der Testresultate bei den Tests P1-P3 waren marginal. Abweichend von den in der Vergangenheit durchgeführten Tests P1-P3 zeigten sich bei dem aus einer Edelstahl-Frontkappe und einem dickwandigen Edelstahl-Rohr mit Leichtbetonfüllung bestehenden Projektil im Test ITP1 eine grössere Verformung der Projektilfront und ein leichtes Aufreissen der Geschosswandung in Längsrichtung. Abbildung 1 zeigt die deformierten Projektile und die Schädigungen auf der Rückseite von allen untersuchten Stahlbetonplatten.

Für die Tests ITP2 und ITP4 wurde die Plattendicke auf 350 mm erhöht. Dies führte in Verbindung mit der höheren Aufprallgeschwindigkeit zu einem im Vergleich zum Test ITP1 stärker ausgeprägten Aufreissen der Projektile. Die Versuchsplatte wurde im Test ITP2 nicht vom Projektil durchdrungen.

Der Test ITP4 unterscheidet sich zum Test ITP2 nur durch die zusätzlich vorhandene Schubbewehrung. Die Stahlbetonplatte vom Test ITP4 weist eine deutlich geringere Schädigung als diejenige vom Test ITP2 auf, was auf die Widerstandssteigerung durch die Schubbewehrung zurückzuführen ist.

Rechnerische Simulationen der Tests IRIS-2010 P1-P3, ITP1, ITP2, ITP4

Die rechnerischen Simulationen der Tests IRIS-2010 P1-P3, ITP1, ITP2 und ITP4 wurden von B&H mit der Software LS-DYNA [1] durchgeführt. Die Berechnungen wurden blind durchgeführt, d. h. ohne Kenntnisse der Versuchsresultate. Der Beton wurde mit Volumenelementen und der Bewehrungsstahl mit Stabelementen abgebildet. Das Projektil wurde mit Volumen- und Schalenelementen abgebildet und mit dem Plattenmodell gekoppelt. Aus Symmetriegründen ist nur ein Viertel der

Abbildung 3:
Schädigung auf der Plattenrückseite gemäss der rechnerischen Simulation (links) und Foto der geschädigten Plattenrückseite nach dem Test (rechts), Quelle: B&H, VTT

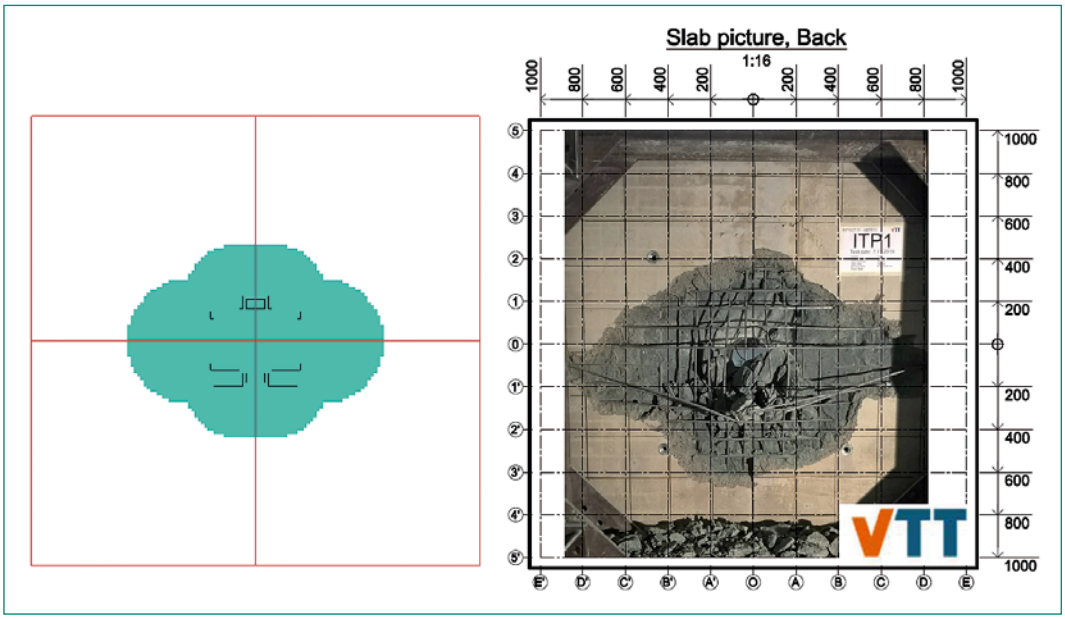


Abbildung 4:
LS-DYNA-Modell des Tests IP1 (links) und berechnetes Eindringen des Projektils (rechts), Quelle: B&H



Stahlbetonplatte modelliert, wodurch der Aufwand der Rechenzeit minimiert werden kann (Abbildung 2).

Die mit den numerischen Analysen ermittelte Restgeschwindigkeit des Projektils nach dem Durchschlagen der Platte der Tests IRIS-2010 P1-P3 beträgt 44–63 m/s. Bei den numerischen Analysen wurden vier Modelle mit verschiedenen Erosions- und Reibungsparametern verwendet. Die Berechnungen überschätzen die gemessenen Restgeschwindigkeiten der Tests IRIS-2010 P1-P3 von 34–46 m/s geringfügig.

Bei der Simulation des Tests ITP1 wurde zutreffend eine Perforation der Stahlbetonplatte ermittelt. Die gemessene Restgeschwindigkeit des Projektils nach dem Durchschlagen durch die Stahlbetonplatte von 25 m/s stimmt mit den berechneten Restgeschwindigkeiten überein. Unter Variation des Erosionskriteriums resultierten bei der rechnerischen Simulation Restgeschwindigkeiten von 20–30 m/s. Die gemessenen und gerechneten Restgeschwindigkeiten sind infolge der dickeren Platte wie erwartet kleiner als bei den Referenztests IRIS-2010 P1-P3.

In Abbildung 3 wird die im Versuch eingetretene Schädigung auf der Plattenrückseite mit derjenigen aus der rechnerischen Simulation mit LS-DYNA verglichen. Die Simulation unterschätzt die Fläche mit Betonabplatzungen an der Plattenrückseite geringfügig.

Die Resultate der rechnerischen Simulationen der Tests ITP2 und ITP4 weichen von den Versuchsresultaten ab. Aus den Simulationen mit LS-DYNA resultierten bei beiden Tests Perforationen der Stahlbetonplatten mit einer Restgeschwindigkeit von rund 30 m/s. Bei den rechnerischen Simulationen konnte keine Wirkung der Schubbewehrung von Test ITP4 erfasst werden. Die Platte des Tests ITP2 wurde zwar beinahe perforiert, das Projektil wurde jedoch von der Biegebewehrung aufgehalten. Im Test ITP4 wurde die Platte nicht perforiert. Der Vergleich der Schädigungen an der Plattenrückseite in den Tests ITP2 und ITP4 in Abbildung 1 zeigt, dass der Tragwiderstand der Stahlbetonplatte beim Test ITP4 infolge der Schubbewehrung höher ist und die Platte dadurch deutlich weniger geschädigt wurde.

Die Ursache für die abweichenden Versuchsergebnisse bei den Tests ITP2 und ITP4 besteht in dem Aufreissen und der damit verbundenen, unbeabsichtigten Energiedissipation der beiden Projektile. Durch die Energiedissipation wurden die eingetragenen Anpralllasten reduziert und es kam deshalb nicht zu den prognostizierten Perforationen der Stahlbetonplatten. Da sich das aufgetretene Projektilverhalten rechnerisch nicht simulieren lässt,

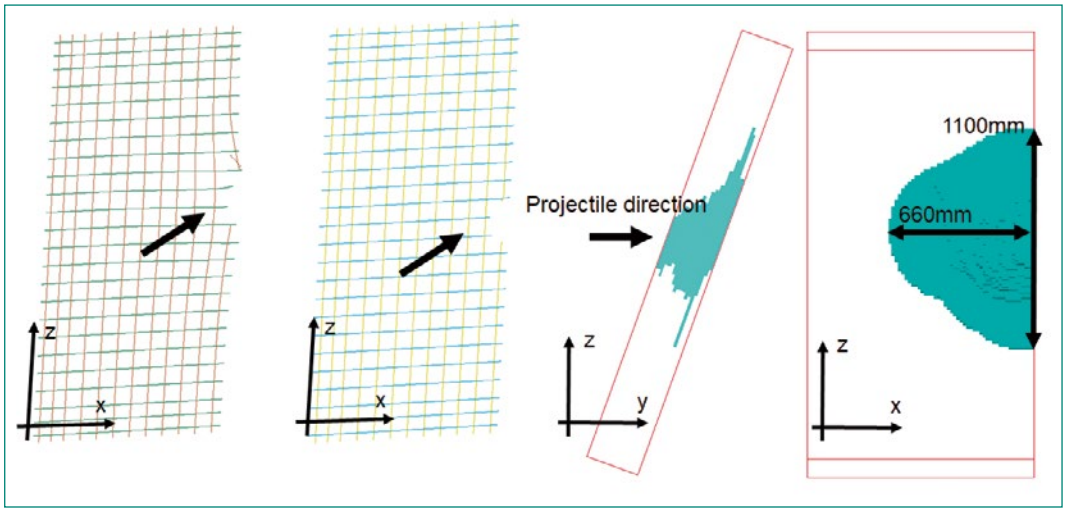


Abbildung 5:
Schädigung der Bewehrung und der Betonplatte gemäss der LS-DYNA Simulation, Quelle: B&H

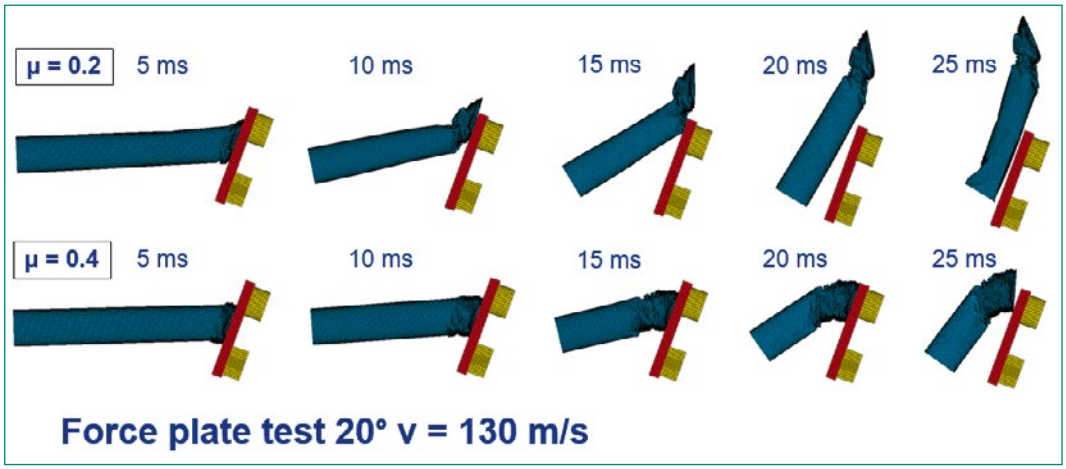


Abbildung 6:
Rechnerische Projektilverformungen in Force-Plate-Tests mit 20° Anprallwinkel und Projektilgeschwindigkeit v = 130 m/s für verschiedene Reibungskoeffizienten, Quelle: B&H

lassen sich die Versuchsergebnisse nur bedingt für die Verifizierung der Berechnungsmodelle nutzen. Deshalb wird auf weitere Resultatvergleiche verzichtet. Die Versuche ITP2 und ITP4 werden im Jahr 2020 mit konstruktiv verstärkten Projektilen wiederholt.

Rechnerische Simulation des Tests IP1

Die rechnerische Simulation des Tests IP1 mit schiefem Aufprall auf eine 250 mm dicke Stahlbetonplatte wurde ebenfalls mit der Software LS-DYNA [1] durchgeführt. Beim Test IP1 wurde die Auflagerkonstruktion bestehend aus doppeltem Stahlrahmen und abstützenden Stahlrohren mit Schalenelementen modelliert (Abbildung 4). Aus Symmetriegründen konnte das Modell auf eine Strukturhälfte beschränkt werden.

Bei der rechnerischen Simulation resultiert mit einer Projektilgeschwindigkeit von 135 m/s eine Perforation der Platte mit einer Restgeschwindigkeit von 35 m/s. Die berechnete Restgeschwindigkeit ist damit tiefer als die bei den Referenztests IRIS-2010 P1-P3 berechneten Restgeschwindigkeiten von 44–63 m/s. Infolge des schiefen Anpralls entspricht dieses Resultat den Erwartungen. In Abbildung 5 wird die aus der LS-DYNA Berechnung resultierende Schädigung der Bewehrung und der Betonplatte dargestellt.

Rechnerische Simulationen der Tests IB1 bis IB4

Im Berichtsjahr wurden zur Planung der Anprallversuche Analysen mit schiefem Anprall und verformbaren Projektilen durchgeführt. Der schiefe Anprall wird durch die Neigung der Stahlbetonplatte erzielt. Die vom ENSI vorgeschlagenen «Inclined Bending Tests IB1-IB4» und der dazugehörige Test zur Untersuchung der Lastcharakteristik beim Anprall auf eine starre Stahlplatte «Force Plate Test FPI1» werden im Jahr 2020 durchgeführt. Für die Planung der Tests IB1 bis IB4 wurden die im Rahmen von IMPACT II durchgeführten Tests TF11 und TF12 als Referenzversuche gewählt. Die äusseren Abmessungen 2,087 m x 2,087 m x 0,15 m (Spannweiten 2,0 m) der Versuche IB1 bis IB4 entsprechen denjenigen der Referenztests. Das verformbare Projektil hat eine Wandstärke von 2 mm und eine Masse von 50 kg. Die untersuchten Projektilgeschwindigkeiten betragen 110 und 130 m/s.

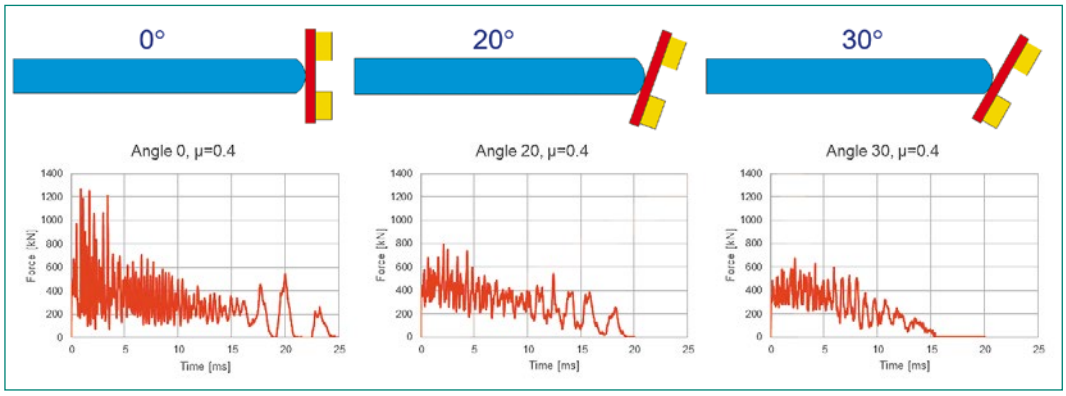


Abbildung 7:
Force-Plate-Test-Modelle für Anprallwinkel von 0°, 20°, und 30° (oben) und daraus resultierende Lastzeitfunktionen für v = 130 m/s mit dem Reibungskoeffizienten μ = 0,4 (unten), Quelle: B&H

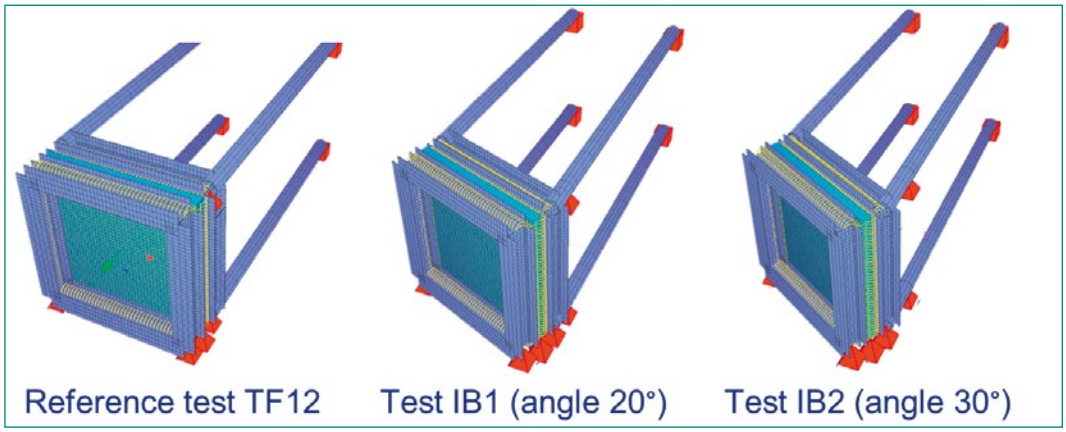


Abbildung 8:
Berechnungsmodelle des Tests TF12 und der geplanten Tests IB1 bis IB4 mit dem Programm SOFISTIK, Quelle: SPI

Die rechnerische Simulation des Tests mit dem Anprall auf eine starre Stahlplatte FPI1 wurde mit LS-DYNA durchgeführt. Das verformbare Projektil wurde mit Schalenelementen abgebildet. Massgebender Parameter für das mögliche Abgleiten des Projektils ist neben dem Anprallwinkel der anzusetzende Reibungskoeffizient zwischen Projektil und Platte. Beim Anprall mit einer Geschwindigkeit von v = 130 m/s unter einem Anprallwinkel von 20° ist bei einem Reibungskoeffizienten von μ = 0,2 mit einem wesentlichen Abgleiten des Projektils zu rechnen. Abbildung 6 zeigt, dass bei einem Reibungskoeffizienten von μ = 0,4 das seitliche Weggleiten begrenzt wird. In der Literatur [3] werden für die Werkstoffpaarung Stahl/Stahl Reibungskoeffizienten μ = 0,17–0,3 (geschliffen) und 0,3–0,77 (sandgestrahlt) angegeben. Aufgrund dieser Angaben scheint der Ansatz eines Reibungskoeffizienten von μ = 0,4 zweckmässig.

In Abbildung 7 sind die mit einem Reibungskoeffizienten μ = 0,4 berechneten Lastzeitfunktionen für die Anprallwinkel 0°, 20° und 30°dargestellt.

Diese Lastzeitfunktionen sind in den SOFiSTiK-Berechnungen für die Tests IB1 bis IB4 als Einwirkungen angesetzt worden. In den SOFiSTiK-Berechnungen sind die Versuchsplatten mittels ebener mehrschichtiger Schalenelemente abgebildet worden. Mit dieser Modellierung kann das Zusammenwirken vom Beton mit der Biegebewehrung unter Berücksichtigung der nichtlinearen Baustoffeigenschaften simuliert werden. Die Berücksichtigung der in einem Schalenmodell nicht explizit erfassbaren Schubbewehrung erfolgt näherungsweise mit einem elastisch-idealplastischen Schubspannungs-Verzerrungsgesetz. Abbildung 8 zeigt die Berechnungsmodelle von SOFiSTiK [2].

Abbildung 9 zeigt den Einfluss des unterschiedlichen Anprallwinkels auf die berechneten Verschiebungen der Stahlbetonplatte in Anprallrichtung. Beim durchgeführten Referenztest TF12 mit Anprallwinkel 0° sind zusätzlich die Testergebnisse dargestellt. Beim Test TF12 besteht eine gute Übereinstimmung von den berechneten Werten mit den Testergebnissen. Wie zu erwarten war, resultieren bei schiefem Anprall geringere Verschiebungen. Abbildung 9 zeigt, dass die Verschiebungen mit Erhöhung des Anprallwinkels von 20° auf 30° abnehmen.

Beim Test IB1 ist das Ziel, dass es nicht zu einem Abgleiten des Projektils und auch zu keiner Perforation der Platte kommt. Gemäss den durchgeführten Berechnungen mit SOFiSTiK könnte die Anprallgeschwindigkeit v = 130 m/s betragen. Bei den Berechnungen mit SOFiSTiK kann jedoch das seitliche Abgleiten des Projektils auf der Plattenoberfläche nicht modelliert werden, weshalb das

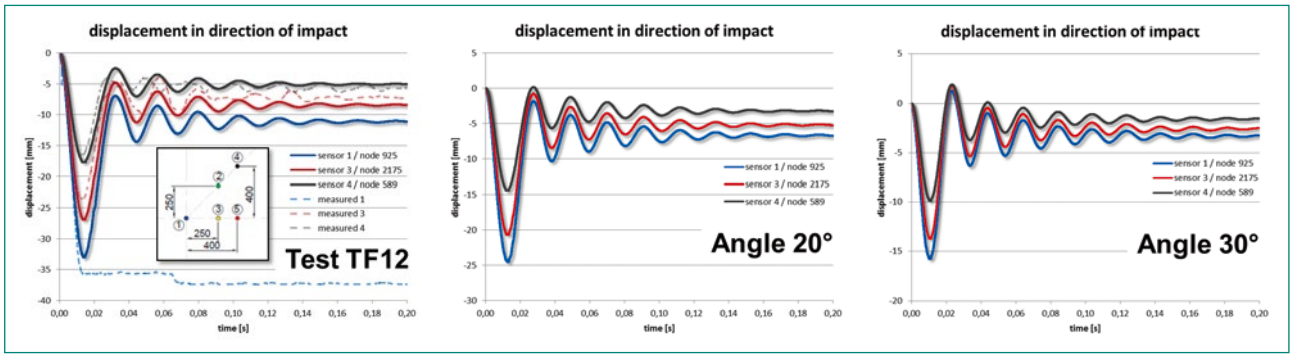


Abbildung 9: *Berechnete und gemessene Verschiebungen im Test TF12 (links), berechnete Verschiebungen für Tests mit Winkeln von 20° (Mitte) und 30° (rechts) mit v = 130 m/s, Quelle: SPI*

ENSI für den Test IB1 mit einer Projektilneigung von 20° eine Projektilgeschwindigkeit von v = 110 m/s für zweckmässig hält. Entsprechend ist der Force Plate Test FPI1 mit einer Anprallneigung von 20° und einer Projektilgeschwindigkeit von v = 110 m/s durchzuführen. Aufgrund der Resultate vom Test FPI1 kann es zu Anpassungen der Geschwindigkeit beim Test IB1 kommen. Die Parameter für die weiteren Tests IB2 bis IB4 werden nach vorliegen der Ergebnisse des Tests IB1 definitiv festgelegt.

Nationale Zusammenarbeit

Aus der Schweiz ist die Firma Basler&Hofmann AG (Zürich) an dem Projekt IMPACT IV – NEREID beteiligt.

Internationale Zusammenarbeit

Im Team des ENSI wirken nebst Basler&Hofmann auch die Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) aus Deutschland mit. Im Projekt IMPACT IV – NEREID arbeiten 6 Teams aus 5 Ländern (Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Schweiz) mit. Aus Finnland und der Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät.

Bewertung 2019 und Ausblick 2020

Die vom Team ENSI im Jahr 2019 geleisteten Arbeiten dürfen als zufriedenstellend bewertet werden. Bei der rechnerischen Simulation des Versuchs ITP1 mit Durchstanztragverhalten wurden die Perforation der Stahlbetonplatte und die Restgeschwindigkeit des Projektils zutreffend berechnet. Die Berechnung erfolgte blind, das heisst ohne Kenntnisse der Versuchsresultate.

Bei den im November 2019 durchgeführten Tests ITP2 und ITP4 haben die Projektile im Gegensatz zu den Referenztests IRIS-2010 P1-P3 beim Anprall ein nicht erwünschtes Verformungsverhalten gezeigt. In beiden Fällen kam es zum länglichen Aufreissen des Projektils mit daraus folgender Energiedissipation. Aufgrund der dadurch veränderten Lastcharakteristik, welche nicht modelliert werden kann, konnten diese Versuchsergebnisse nur bedingt zur Verifizierung der rechnerischen Simulationen verwendet werden. Die Durchstanztests ITP2 und ITP4 werden deshalb im Jahr 2020 mit einem konstruktiv verstärkten Projektil wiederholt. Im Jahr 2020 werden nebst der Wiederholung der Tests ITP2 und ITP4 die Versuche mit schiefem Anprall IP1 und IB1 bis IB4 durchgeführt. Die Planung sieht vor, bis Ende 2020 die neue Versuchseinrichtung zu erstellen, so dass im Jahr 2021 die Versuche mit grösseren Stahlbetonplatten durchgeführt werden können.

Publikationen

- *C. Schneeberger, M. Borgerhoff, 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

- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2014):* Analysis of Vibration Propagation and Damping Tests of Reinforced Concrete Structures within IMPACT III Project, Eurodyn 2014, Porto, Portugal
- *M. Borgerhoff, J. Rodríguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015):* Knowledge from Further IMPACT III Tests of Reinforced Concrete Slabs in Combined Bending and Punching, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom
- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015):* Vibration Propagation and Damping Behaviour of Reinforced Concrete Structures Tested within IMPACT III Project, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom
- *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
- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Riesner, F. Stangenberg, R. Zinn (2019):* Impact induced vibration of reinforced concrete structures determined by linear and nonlinear analyses of tests performed within IMPACT III project, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, M. Stadler (2019):* Improvements in numerical simulation of impact induced vibration and damping behavior of a reinforced concrete structure tested in IRIS Phase 3 Project, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- *M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg (2019):* Numerical simulation of impact tests on combined bending and punching behavior of reinforced concrete slabs within IMPACT III project, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- *S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2019)*: Vibration propagation of reinforced concrete structures under consecutive impacts, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- *S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2019):* Effect of bending reinforcement ratio on combined bending and punching response of reinforced concrete slabs under impact, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA

Referenzen

[1] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R8.0, 2015.

[2] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 30.0, Oberschleissheim, 2014.

[3] Maissen, A.: Festkörperreibung: Reibungszahlen verschiedener Werkstoffe. Journal «Schweizer Ingenieur und Architekt», Nr. 3, 14.01.1993, pp. 25–29

SED–Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen

Author und Co-author(s)	D. Fäh, S. Wiemer, W. Imperatori, P. Bergamo, L. Urpi, M. Hallo, S. Bora
Institution	Swiss Seismological Service
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address	+41–44–633 3857, donat.faeh@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project	July 2018 to June 2022

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. In particular, for subproject 1, we have focused on the factors controlling the path- and site-specific attenuation properties. We performed numerical simulations to evaluate the relative contributions of scattering versus material damping. We also prepared a database of empirical ground motion durations extracted from waveforms recorded by the Japanese KiK-net network, with the goal to identify a proxy best explaining the site-specific duration patterns. Moreover, we have started to investigate the high-frequency ground motion at depth by separating the path- (observed at depth) and site- (observed at surface) terms of the attenuation, based on borehole seismological data. The resulting empirical models are complemented by physics-based numerical models derived in parallel. Within subproject 2, we have developed a library to accurately generate random fields for large-scale fully deterministic simulations that can be easily incorporated in many existing wave propagation codes. We have further extended a numerical code to simulate high-frequency stochastic time-series by solving the radiative transfer theory equations in laterally varying media. This tool is used in a collaboration with subproject 1 to study the physical origin of local site-attenuation parameter kappa. Within subproject 3, we have shown that increased pressure and temperature due to canister emplacements may lead to reduction in effective stresses and increase in shear stress on faults and fractures located at a distance from the repository. We investigate the short term (0–5000 years) effect of the canister emplacements and associated coupled thermo-hydro-mechanic processes (thermal pressurization, desaturation and re-saturation of the buffer material) on the stability of faults and other weak structures in the surrounding of the repository (at a distance of 200 meters or more) at different locations and orientations. The reactivation of such structures depends strongly on the background tectonic stress, while the magnitude of the perturbation depends on their proximity and relative location to the repository.

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. Modeling 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 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. This requires full understanding of the local site conditions as these can strongly affect both amplitude and duration of the recorded ground motions. Amplification models, although widely used in seismic hazard assessment studies, present significant epistemic uncertainty mostly related to the local site-attenuation parameter kappa [1]. The origin of this parameter is not yet fully understood and still debated. In this context, [2] used Swiss data to investigate the contributions of path- and site-terms to the high-frequency attenuation and found the interplay of intrinsic attenuation and wave scattering. We analyzed different contributions to the high-frequency attenuation observed in earthquake recordings and have shown that measurements of kappa are significantly biased by aspects that are generally disregarded in scientific studies (e.g., installation features). Our ongoing investigation on the nature of kappa relies also on advanced numerical modeling techniques (Imperatori et al., 2019) that allow us, for the first time, to study the problem in 3D. These techniques have been recently extended to laterally varying media (see subproject 2).

Recently, Bard et al. (2019) showed that the Vs_{30}-kappa adjustments on classical GMPEs in the response-spectral domain should be avoided, as the epistemic uncertainties are very high and not well defined. A reliable assessment of properties of local near-surface layers is essential for reducing epistemic uncertainties of the amplification models. Hence, we focused also on improvements of the cutting-edge inversion techniques on these properties (i.e. inversions on Vs-profiles). Specifically, in Hallo et al. (2019) we propose a novel trans-dimensional probabilistic inversion technique on near-surface Vs-profiles from dispersion and ellipticity curves.

The development of reliable empirical site-amplification models, especially from the point of view of ground motion duration, constitutes another important research direction. In particular, we aim to provide a tool to discriminate between sites with 1D or 2D/3D site response and to develop site-specific duration models. For these purposes, we prepared a database of total durations, computed using different algorithms (based on Arias intensity, [3]; or on the slope of the Arias intensity graph [4]). The database was compiled from Japanese KiK-net waveforms [5], recorded in the period 1997–2016. The dataset comprises ~115000 measures of duration on the horizontal component, originating from 5200 events with magnitude ≥ 3 and recorded at 689 surface stations. For compat-

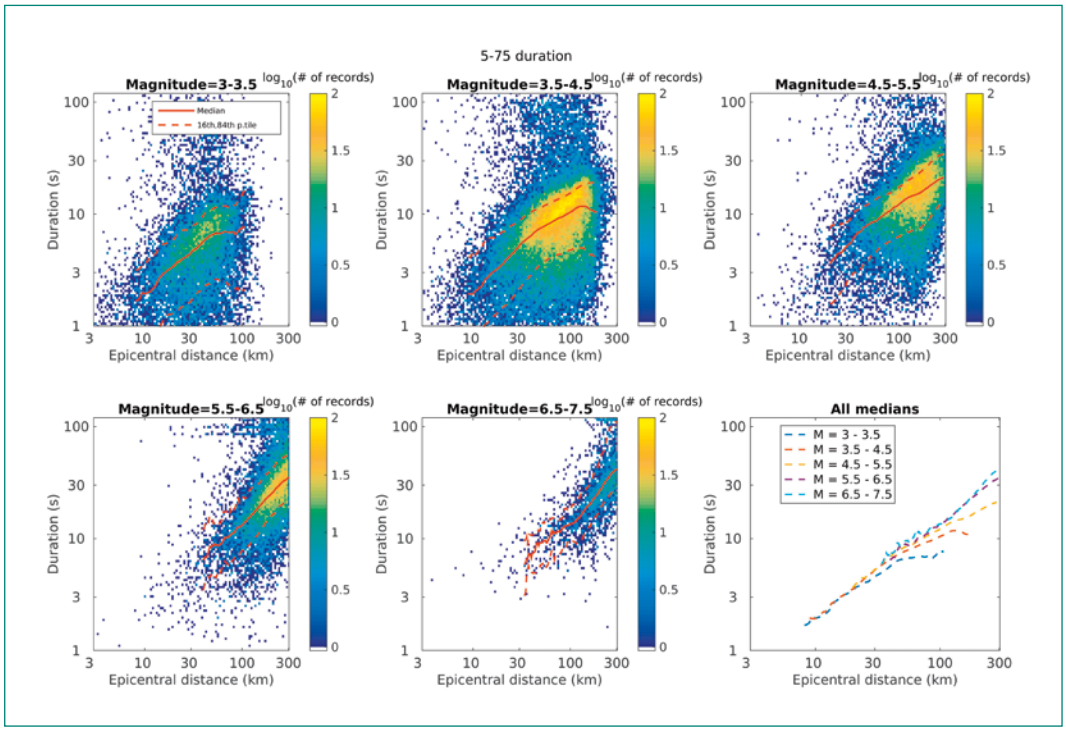


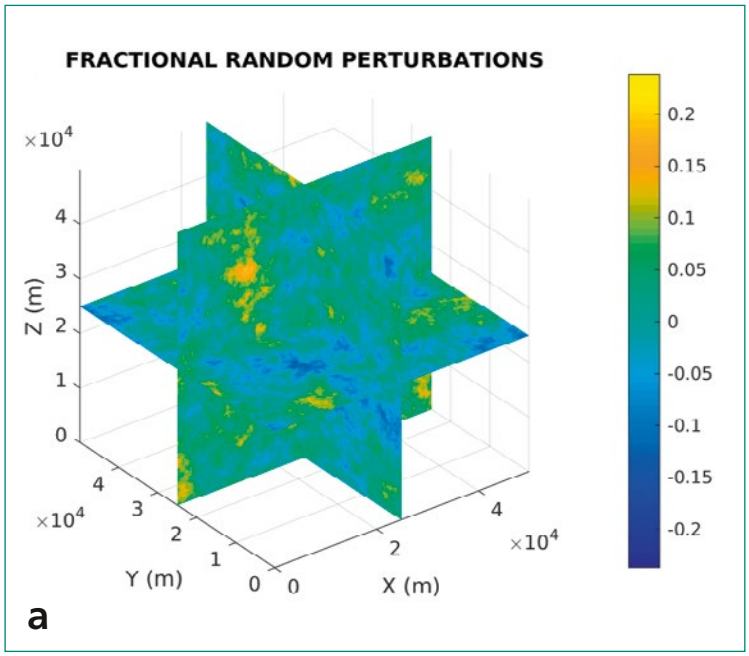
Figure 1: *Overview of the database of durations obtained from KiK-net recordings from the time interval 1997–2016. Each of the first 5 panels shows the 2D histogram of horizontal durations for events within a respective magnitude bin. The color scale refers to the number of records in the bin; red lines represent the data median and 16th and 84th percentiles. The medians from all magnitude bins are compared in the lower right panel. Note that, within a definite distance range (15–50 km), the rate of duration median as a function of epicentral distance is the same, for all magnitudes. Deviations from this patterns occur at long distances (> 50 km) for low magnitudes (M≤5), possibly because of the decay of the signal-to-noise ratio.*

ibility with the Swiss condition, we analyzed only crustal events. Figure 1 presents an overview of the collected data. The database of durations is accompanied by events' metadata (magnitude, hypocentral depth, epicentral distance) as well as a proxy-based description of the recording stations. These proxies include a description of site condition based on Vs profile, geological information, as well as topographical parameters (e.g. terrain slope and curvature). We are currently analyzing the deviations from the average duration behavior site by site, so to identify the proxy (or proxies) best explaining the site term in the modeling of strong motion duration. We expect to find some kind of correlation between time elongation of ground motion and topography in particular configurations (sedimentary valleys or basins). It should be noted that these topographical environments host as well 2D or 3D wave phenomena; hence we anticipate to be able to identify sites where 2D-3D resonance occurs from the analysis of the elongation of ground motion.

We also focused on separating the path- (observed at depth) and site- (observed at surface) terms of the attenuation based on borehole data. For this task we applied a correction procedure for surface-to-borehole Fourier spectra [6], and obtained empirical surface-to-borehole amplifications as the site-effects of the near-surface layers. These empirical models are complemented by a parallel physics-based modeling approach for the surface-to-borehole amplifications and envelope delays [7]. In this approach we first derive a set of 1D velocity profiles considering of various possible effects of the near-surface geology on ground motions. The depth-to-surface transfer functions computed in these random 1D velocity models are then used to construct a stochastic model of ground motions at depth.

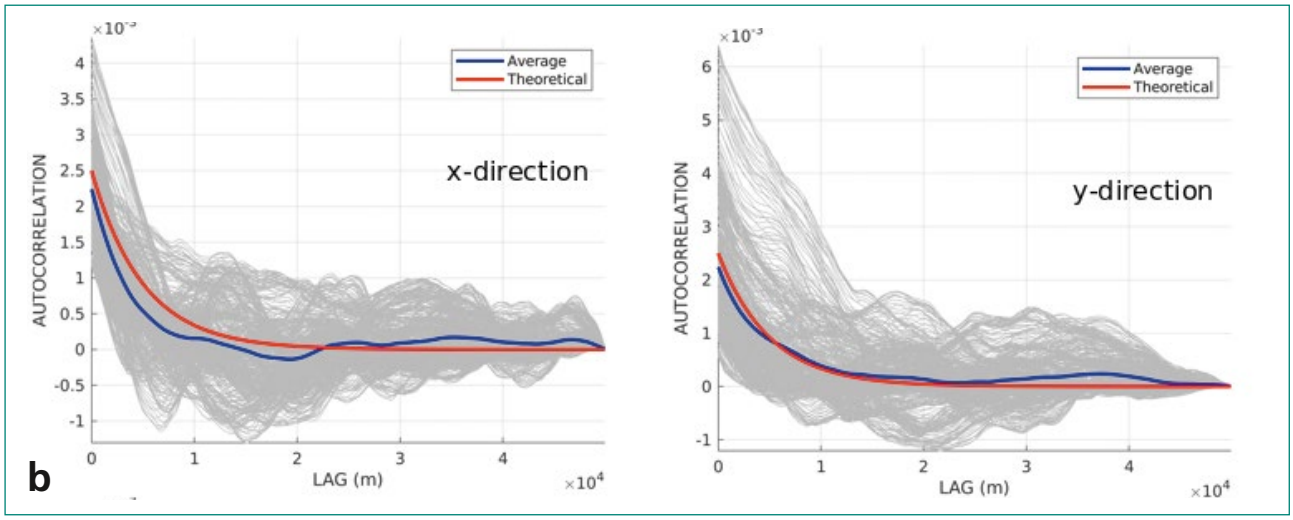
2. Modeling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

Research in subproject 2 has focused on several aspect of ground motion modeling, particularly at high-frequency. As it has been shown (e.g., [8], [9]), random velocity heterogeneities in the crust can heavily influence the ground motions in terms of amplitude and spatial variability. Such effects can be comparable to those induced by complex rupture processes along the fault plane ([8]). It is therefore of utmost importance that physics-based broadband deterministic simulations, which are



becoming increasingly more popular, correctly incorporate small-scale perturbations of the elastic parameters.

Unfortunately generating random fields with arbitrary statistical characteristics on very large grids (in the order of billions of points) is not straightforward. Moreover, computational limitations may force researchers to produce random fields whose actual characteristics deviate from the desired ones (e.g. [10]). To overcome such limitations, we have developed a library that can be used to conveniently generate random fields with the correct characteristics directly inside the wave propagation tool of choice, thus also avoiding costly input/output operations. Our library is designed to strike a good balance between performance and memory requirements and targets both structured (e.g. finite-differences) and unstructured (e.g. spectral



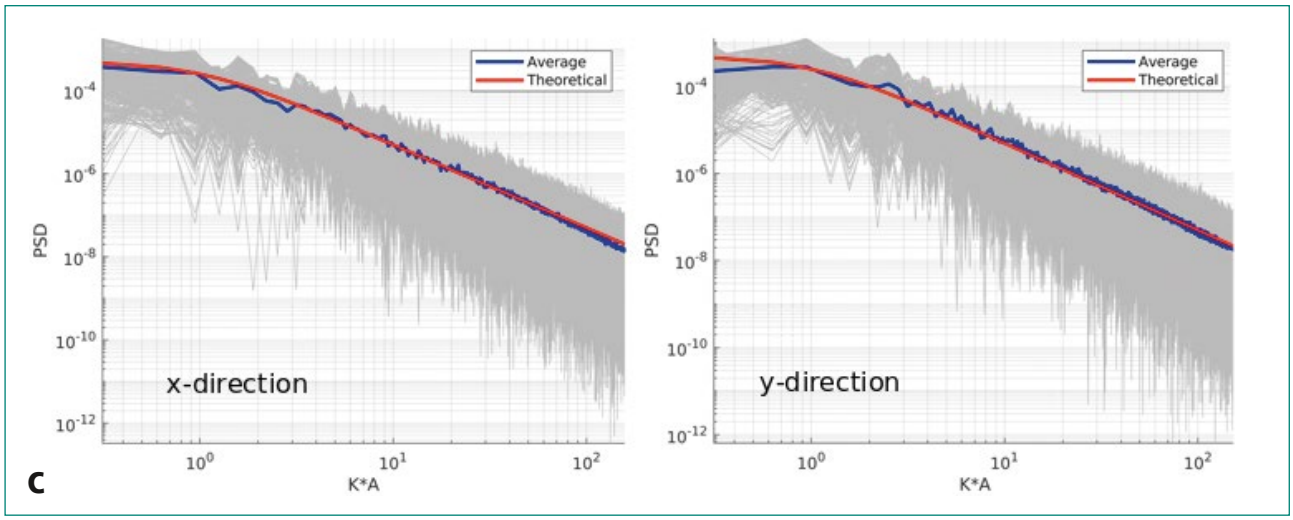


Figure 2: *A) Sample realization of isotropic 3D fractional random perturbations based on the FFT approach for structured grids. The random field is characterised by a Von Karman autocorrelation function having 5000 m correlation length, Hurst exponent equal to 0.5 and 5% standard deviation. Inset B) show the autocorrelation of the random field on the horizontal plane Z=25 km along the X- and Y-direction, while inset C) show its Fourier transform (corresponding to the power spectral density PSD of the random field), where the spatial frequency is multiplied by the correlation length. The resulting average autocorrelation and PSD (in blue) fit nicely the corresponding theoretical curves (in red).*

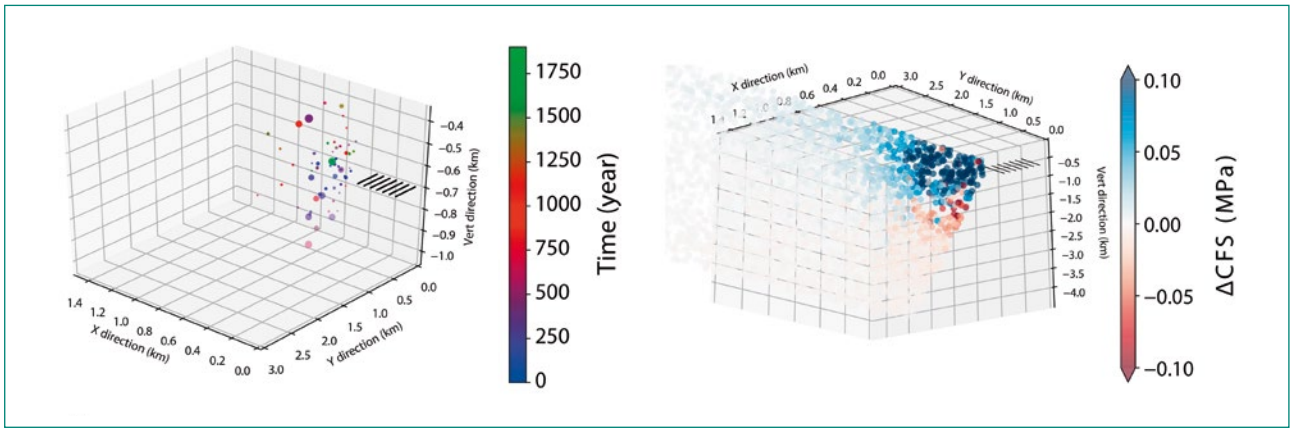


Figure 3: *Realization of a single synthetic catalogue generation from a large scale 3D model. Small black line are the locations of 12 half emplacement tunnels (representing one quarter of the repository). A) Seeds triggered during the repository evolution (from 0 to 5000 years after emplacement). Colours represent time of rupture. B) Example of variations in Coulomb Failure Stress for a given stress state (here at 1000 years after emplacement) for a volume of seeds representing a fault structure located at 450 m from the outer edge of the repository.*

elements, discontinuous Galerkin) meshes. In particular, we have implemented a recently developed random field generation technique ([11]) and extended its use to general Von-Karman autocorrelation functions. This technique has the particular characteristic of presenting a very low memory footprint but it is computationally very intensive, requiring GPUs-equipped computing infrastructures. For this reason, we have implemented also an FFT-based generator that works well with ordinary CPUs and that is well suited for structured meshes. Figure 2 shows a sample random field generated on a regular mesh, demonstrating how the desired statistical characteristics are retained.

In the framework of a collaboration with subproject 1 targeted to determine the physical origin of the local site-attenuation parameter kappa, we have extended a numerical code developed to generate high-frequency stochastic time-series based on the radiative transfer theory (RTT, [12]). The code computes sets of random, uncorrelated time-series at a large number of receivers shaped by energy envelopes representing the joint effect of scattering and intrinsic attenuation. In its initial version, we considered isotropic sources embedded in a half-space and modelled only S body waves as these represent the largest component of coda waves. In an effort to improve our modeling, we have resorted to a Monte Carlo simulation technique to solve the RTT equations in laterally varying structures (e.g. basins) and in presence of irregular free-surface. Our approach is based on a particle-counting method and it can be used to simulate direct and scattered elastic body waves. Comparisons with semi-analytical solutions for simple media have indicated so far the validity of our approach. Finally, we have started a project concerning the validation of a high-resolution 3D velocity model for the Visp area (Switzerland). The validation is based on comparisons between fully deterministic high-frequency numerical simulations and seismic events and noise recorded by the local Swiss seismic network.

3. Induced seismicity and application for a deep geological repository (DGR)

The overall objective of this subtask is to extend the work performed in Phase 1 of the project on the geo-mechanical response due to canisters emplacement in term of fault stability, including additional complexities and a stochastic approach to the fault stability analysis.

In particular, we move along the following directions:

- We extend the results from [13] with the stochastic seed model [14, 15] and include three-dimensional effects on the fault stability, investigating the a-posteriori effects of stress changes.
- We develop an enhanced forward model to include the possible influence of near-field effects (gas generation and pressurization, bentonite buffer effects) on the occurrence of induced (micro-) seismic events, extending the results obtained in the Phase 1 (2014–2018) by our approach based on the iterative coupled geo-mechanical solver *TOUGH2-FLAC3D [13].*

Regarding the near-field processes, a site-specific assessment of their relevance can be found in [16]. The small-scale model there presented investigates

the evolution of the stress path in the host rock, finding that integrity of intact rock is not affected by the additional complexity introduced by considering the gas generation and the bentonite buffer or the extended damage zone. These results confirm the intact rock mass response simulations already presented in [17]. However, the interaction of near-field effects with the thermal pressurization and their combined effects on nearby plane of weakness (i.e. faults or other geological discontinuities) as calculated in [13] remains to be determined. A numerical tool based on *TOUGH3-FLAC3D,* replacing the previously used *TOUGH2,* allows to obtain a solution for a model with more than 106 degrees of freedom [18].

Regarding the stochastic model, a three-dimensional extension of work presented in [13] has been performed to permit the calculation of the stress and pressure changes taking place due to the canisters emplacement. Preliminary results of such a large scale model are presented in Figure 3. With the aid of the *seeds model* different stress regimes for different faults locations and orientations are being investigated: a statistically significant number of seeds is distributed in a thin volume representing fault location and orientation. The seeds are reactivated if the oriented Mohr-Coulomb failure criterion is reached. The main assumption behind the *seeds model* is the inverse relationship between differential stress and b-values (this is a statistical property arising from tectonic earthquakes and from laboratory experiments): as a consequence, when a seed is triggered, a random magnitude is drawn from a power law-distribution based on the assigned b-value (or stress). For a given seeds distribution, one synthetic catalogue is produced. Statistical analysis will then be performed for robustness on a large number of synthetically generated catalogues. Figure 3a shows a single catalogue, while Figure 3b depicts the stress changes on the seeds. Whether this stress changes will result in reactivation of the seed depends strongly on the background tectonic stress, while the magnitude of the resulting event depends both on the expected statistical behaviour from seismic sequences and the seeds' properties.

National Cooperation

The validation of the 3D velocity model for Visp is in collaboration with Swisstopo and the canton of Wallis. We also have collaborations with experiments performed at the Mont Terri Underground Lab (FS, FS-B).

International Cooperation

Part of the research activities within subproject 1 and 2 is in collaboration with IIT Gandhinagar, India. Research on numerical ground motion modeling has strengthened our cooperation with the King Abdullah University of Science and Technology in Jeddah. Research on induced seismicity during operational phase is currently carried out in collaboration with the Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) in Berkeley. We also take part to international initiatives to benchmark and validate numerical models (BENVASIM, DECOVALEX).

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

Future work in the Subproject 1 will involve analysing deviations from the average ground motions duration behaviour in our database, so to identify the proxy best explaining the site term in the modeling of strong motion duration. We will also continue in the development of the physics-based stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth and we will compare our theoretical predictions with measured borehole-to-surface amplifications. We will enhance the Swiss stochastic model by assuming a stochastic kinematic finite-extent source model with azimuthally dependent source spectra. This should lead to improvements in the prediction of near field ground-motions at Swiss sites caused by large earthquakes which might occur during long return periods.

In the framework of subproject 2, we have developed a flexible library to conveniently generate large-scale random fields that can be used in challenging high-frequency deterministic simulations. This library guarantees that the output random field has the desired statistical characteristics. The library will be described in a dedicated paper and made available to the seismological community. We have further improved a numerical code to simulate stochastic high-frequency time-series in lat-

erally varying media. The code has passed a first validation stage and will be further validated and calibrated by comparison with finite-difference simulations. It will be used to investigate the nature of site-attenuation parameter kappa in 3D and to quantify the relative contribution of scattering and intrinsic attenuation to the total attenuation at several sites in Switzerland. A paper focusing on an application of the hybrid broadband method has been finalized and published. The method will be further extended to handle receivers at depth. The ongoing validation of the 3D velocity model for Visp will help to define a robust validation procedure based on single-station and array recordings that can be extended to other sites in Switzerland.

Concerning subproject 3, the stochastic model will be improved considering heterogeneous properties on the fault and/or different stress regime. The extension to the 3D modeling and the statistical analysis will give insights into the behaviour of strike-slip structure which could not be analysed with the 2D model. The stochastic model will be based on general consideration of a repository built in an argillaceous rock formation. However, useful insights both for the quantification of the additional load due to the canisters and due to the presence of geological structures in relation to the contemporary stress state may come from international underground laboratories experiences (i.e. experience from the French underground laboratory in Bure) and/or from national Swiss investigations (the current drilling campaigns performed by NAGRA and previous investigations). The enhanced forward model will give insights into the far field effect of the gas generation and pressurization, both in terms of fault stability and ground heave/deformations: magnitude of the deformation and of the shear slip is unlikely to change with respect to a simpler model, however the occurrence time and the relation distance/rupture time found in [13] may be affected.

Publications

- *Bard, P.-Y., S. Bora, F. Hollender, A. Laurendeau and P. Traversa (2019).* Are the standard VS_{30}-Kappa Host-To-Target adjustments the best way to get consistent hard-rock ground motion prediction? Pure and Applied Geophysics, doi: 10.1007/s00024–019–02173–9.
- *Hallo, M., Imperatori, W., Panzera, F. and D. Fäh (2019).* Joint probabilistic self-adapting inversion on properties of near-surface layers from dispersion and ellipticity curves. 17th Swiss Geoscience Meeting, 22–23 November 2019, Fribourg, Switzerland.
- *Imperatori, W., S.S. Bora and D. Fäh (2019).* The effect of scattering and intrinsic absorption on site- and regional-kappa, Workshop on Numerical Modeling of Earthquake Motion NMEM2019, Smolenice, Slovakia.
- *Urpi, L., A.P. Rinaldi, J. Rutqvist and S. Wiemer (2019).* Fault Stability Perturbation by Thermal Pressurization and Stress Transfer Around a Deep Geological Repository in a Clay Formation. Journal of Geophysical Research: Solid Earth, 124(8), 8506–8518. doi: 10.1029/2019JB017694.
- *Van Ede, M.C, I. Molinari, W. Imperatori, E. Kissling, J. Baron and A. Morelli (2019).* Hybrid broadband seismograms for seismic shaking scenarios: An application to the Po Plain sedimentary basin (Northern Italy), Pure and Applied Geophysics, doi: 10.1007/s00024–019–02322–0.

References

[1] *Edwards, B., O.-J. Ktenidou, F. Cotton, N. Abrahamson, C.V. Houtte and D. Fäh:* Epistemic Uncertainty and Limitations of the Kappa0 Model for near-Surface Attenuation at Hard Rock Sites, Geophys. J, Int., doi: 10.1093/gji/ggv222, 2015.

[2] *Pilz, M. and D. Fäh:* The contribution of scattering to near-surface attenuation. J. of Seism. 21(4), 837–855, 2017.

[3] *Kramer, S. L.:* Geotechnical Earthquake Engineering. Prentice Hall, New Jersey, 1996.

[4] *Novikova, E. I. and M. D. Trifunac:* Duration of Ground Motion in Terms of Earthquake Magnitude, Epicentral Distance, Site Geometry. Earthq. Eng. Struct. Dyn., 23: 1023–1043, 1994.

[5] *Aoi S., T. Kunugi, and H. Fujiwara:* Strong Motion Seismograph Network Operated by NIED: K-NET and KiK-net. J. Jap. Ass. Earthq. Eng., vol. 4 no. 3, 2004.

[6] *Cadet, H., P.Y. Bard, and A. Rodriguez-Marek:* Site effect assessment using KiK-net data: Part 1. A simple correction procedure for surface/downhole spectral ratios, Bull. Earthq. Eng., 10(2), 421–448, 2012.

[7] *Boore, D.M.:* Phase Derivatives and Simulation of Strong Ground Motions, Bull. Seism. Soc. Am., 93(3), 1132–1143, 2003.

[8] *Imperatori, W. and M. P. Mai:* Broad-band near-field ground motion simulations in 3-dimensional scattering media. Geophys. J. Int, 192(2), 725–744, 2013.

[9] *Takemura, S. and T. Furumura:* Scattering of high-frequency P wavefield derived by dense Hi-net array observations in Japan and computer simulations of seismic wave propagations. Geophys. J. Int., 193(1), 421–436, 2013.

[10] *Emoto, K. and H. Sato:* Statistical characteristics of scattered waves in three-dimensional random media: comparison of the finite difference simulation and statistical methods, Geophys. J. Int., 215(1), 585–599, 2018.

[11] *Raess, L., D. Kolyukhin and A. Minakov:* Efficient parallel random field generator for large 3-D geophysical problems, Comput. Geosci., 131, 158–169, 2019.

[12] *Sato, H., M. Fehler and T. Maeda:* Seismic wave propagation and scattering in the heterogeneous Earth, Second Edition, 494 pp., Springer, New York, 2012.

[13] *Urpi, L., A. P. Rinaldi, J. Rutqvist, and S. Wiemer:* Fault Stability Perturbation by Thermal Pressurization and Stress Transfer Around a Deep Geological Repository in a Clay Formation. J. Geophys. Res. Solid Earth, 124(8), 8506–8518, 2019.

[14] *Gischig, V. S. and S. Wiemer:* A stochastic model for induced seismicity based on non-linear pressure diffusion and irreversible permeability enhancement. Geophys. J. Int., 194(2), 2013.

[15] *Rinaldi, A.P. and M. Nespoli:* TOUGH2-seed: A coupled fluid flow and mechanical-stochastic approach to model injection-induced seismicity. Comput. Geosci. 108, 86–97, 2016.

[16] *Senger, R., A. Papafotiou, P. Marschall:* Thermo-hydraulic simulations of the near-field of a SF/HLW repository during early- and late-time post-closure period. Arbeitsbericht NAB 14–11, 2014.

[17] *te Kamp, L., & H. Konietzky:* Numerical Modelling of the Thermo – Hydro – Mechanical Loading in a geological repository for HLW and SF. Arbeitsbericht NAB 09–25, 2009.

[18] *Rinaldi, A. P., J. Rutqvist, L. Blanco-Martín, M. Hu, M. Sentís:* Coupling TOUGH3 with FLAC3D for parallel computing of fluid flow and geomechanics, In: Proceeding of the TOUGH Symposium 2018, Lawrence Berkeley National Laboratory, Berkeley, CA, USA, 2018.

EXAR

Grundlagen Extremhochwasser Aare–Rhein

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 der Aare 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 die Auswirkungen möglicher Versagensprozesse, Simulationen der Grossraumhydraulik, hydraulischen Detailberechnungen und der Berücksichtigung der Wahrscheinlichkeiten und Unsicherheiten mithilfe von Ereignisbaumanalysen. Im Jahr 2019 wurden die letzten Simulationen und Auswertungen durchgeführt; die Resultate des Projektes werden 2020 publiziert.

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 Beurteilung der standortsspezifischen Hochwassergefährdung von insbesondere für die Sicherheit der Bevölkerung und des Wirtschaftsstandorts Schweiz kritischen Bauten, Anlagen und Infrastrukturen. 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 initiiert.

Ziel des Projekts «**EXAR** – Grundlagen **Ex**tremhochwasser **A**are-**R**hein» ist es, einheitliche Grundlagen für die Beurteilung der standortspezifischen Hochwassergefährdung im Einzugsgebiet der Aare und, in einer zweiten Etappe, am Rhein, zu erarbeiten. Dabei sollen neben den Hochwasserabflüssen auch mögliche Versagensprozesse an den Wasserbauten in die Gefährdungsabschätzung mit einbezogen werden. Eine Sicherheits- oder Risikobeurteilung der für die Sicherheit der Bevölkerung kritischen Bauten, Anlagen und Infrastrukturen in den Beurteilungsperimetern oder die Identifikation von Massnahmen ist jedoch nicht Gegenstand der Studie.

Das Gesamtprojekt EXAR ist in Vorstudien und eine Hauptstudie unterteilt (Abbildung 1). Von 2013 bis 2015 wurden in diversen Vorstudien Grundlagen erarbeitet und zusammengetragen. Es wurden u. a. die Grundzüge der Methodik entwickelt, Daten und Untersuchungsergebnisse 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.

Die Arbeiten in EXAR wurden auf die folgenden thematischen Arbeitspakete aufgeteilt (siehe Abbildung 2): 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). Die Koordination der verschiedenen Arbeitspakete und die Erarbeitung der Synthese war ebenfalls Bestandteil von Arbeitspaket 1 (AP1).

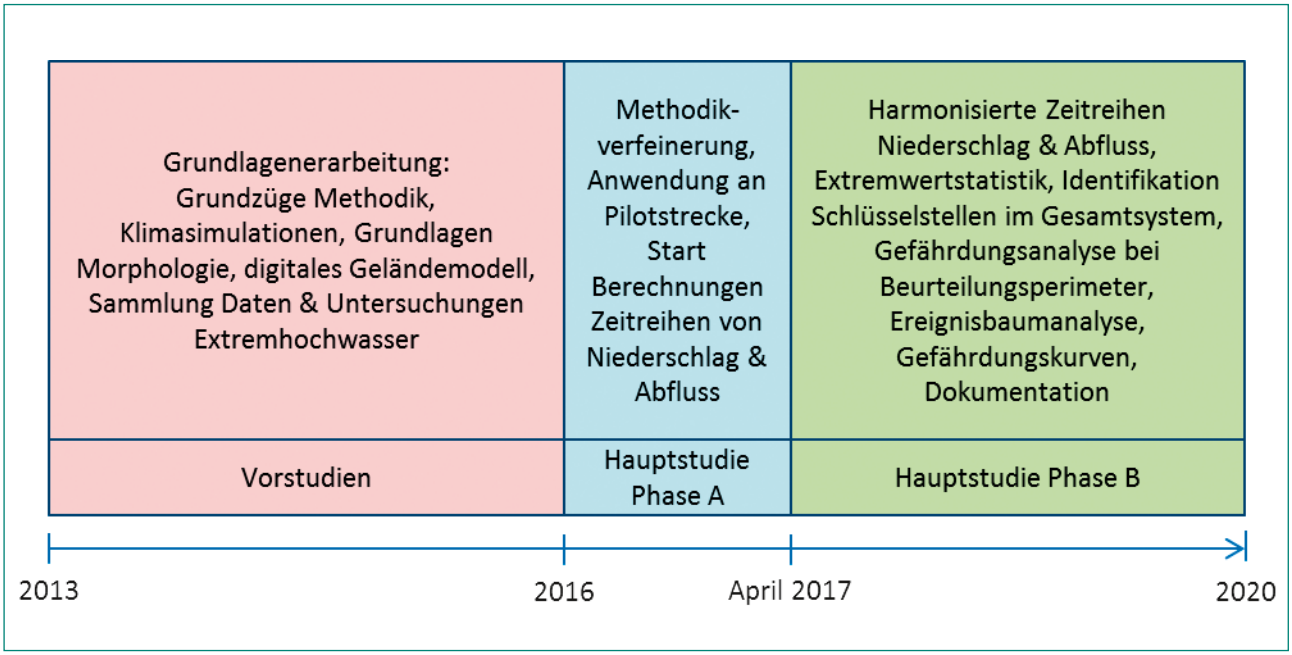


Abbildung 1: *Zeitliches Schema der Vorstudien und der Hauptstudie mit Phase A und B des Projektes EXAR.*

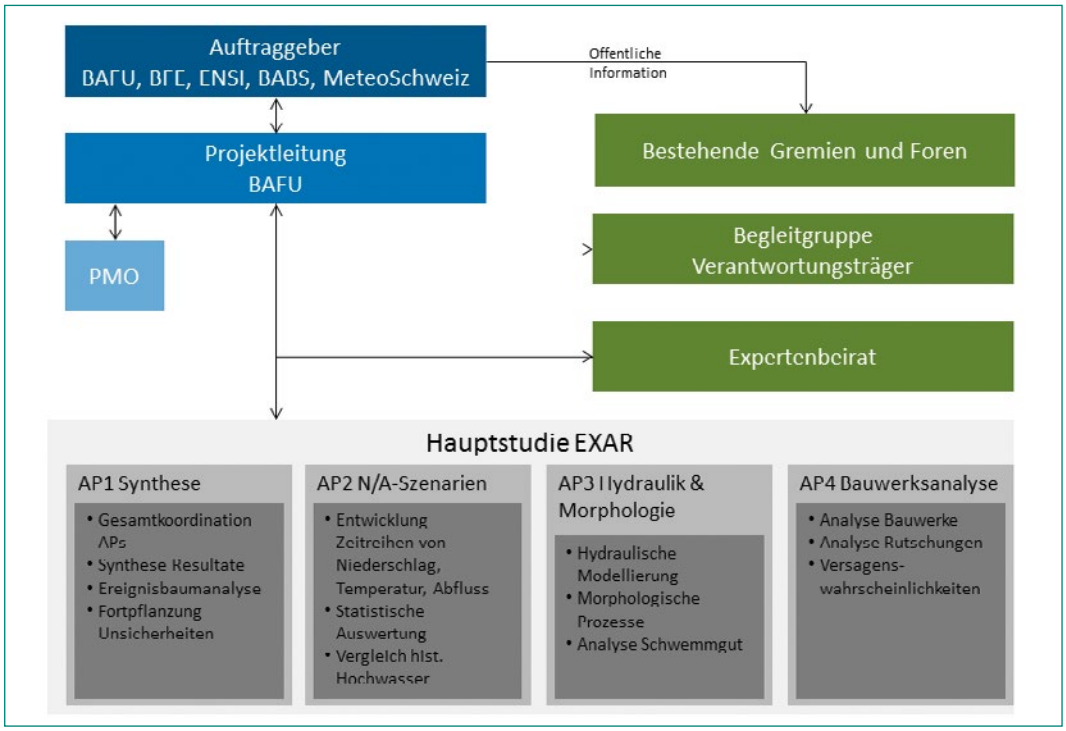


Abbildung 2:
Projektorganisation der Hauptstudie des Projektes EXAR, mit beteiligten Gremien und Arbeitspaketen (AP).

Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

Im Jahr 2019 wurden die letzten Simulationen durchgeführt und die Projektresultate erarbeitet. Mit einem Wettergenerator wurden 30 mal 10 000-jährige Niederschlags- und Temperaturreihen generiert. Diese 30 Datenreihen wurden in das hydrologische Modell HBV eingespeist und der Abfluss im Gesamtsystem simuliert. In einem einfachen hydraulischen Modell, welches Rückhalteräume und Regulierungsreglemente 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 wurde im Verlaufe des Jahres 2019 überprüft und plausibilisiert.

Die erstellten Ganglinien wurden als Input in das hydraulische 2D-Modell BASEMENT verwendet, in dem der Abfluss unter Einbezug von Bauwerksversagen simuliert wurde. Mithilfe von synthetischen Ganglinien wurden Schlüsselstellen entlang der Aare definiert. Diese wurden mit simulierten Ereignissen aus der 300 000-jährigen Datenreihe überprüft. Schlüsselstellen sind Bauwerke, bei deren Versagen wesentliche Veränderungen der Ganglinie im gesamten unterliegenden Aarelauf auftreten können.

Von den Auftraggebern wurden insgesamt fünf Beurteilungsperimeter ausgewählt, für welche die Gefährdung durch extreme Hochwasserereignisse genauer analysiert werden sollte. So wurden Hochwasserereignisse kombiniert mit Versagensprozessen von Bauwerken, potentiellen Rutschungen, Verklausungen und morphologischen Prozessen genauer betrachtet. Das Ziel der Analyse war die Herleitung von Gefährdungskurven. Diese stellen die kumulierten Wahrscheinlichkeiten aus verschiedenen Versagensszenarien dar, dass eine bestimmte Gefährdung (z.B. Wasserspiegellage) an einem relevanten Punkt erreicht oder überschritten wird. Durch die Kombination von ausgewählten Ganglinien und für den Beurteilungsperimeter relevanten Versagensprozessen wurden Szenarien gebildet, die im Ereignisbaum abgebildet wurden. Die Wahrscheinlichkeiten der Versagensprozesse wurden abgeschätzt und im Ereignisbaum verrechnet. Einzelne Szenarien wurden im hydraulischen Modell BASEMENT simuliert und einzelne Variablen wie Wasserspiegellage, Energiehöhe oder Fliessgeschwindigkeiten abgeleitet. Des Weiteren wurden Hinweise auf die lokale Gefährdung durch morphologische Prozesse, wie z. B. Seitenerosion oder Laufverlagerungen, gegeben. Zusätzlich wurde der Einfluss des seismisch bedingten Versagens der grossen Staumauern (Mühleberg, Rossens und Schiffenen) analysiert, da letztere bei einem Bruch einen relevanten Einfluss auf die Abflussbedingungen in der Aare haben können.

Die umfassenden Arbeiten wurden in einem Hauptbericht dokumentiert, der von diversen Detailberichten und Resultatmappen begleitet wird.

Nationale Zusammenarbeit

Die Projektleitung von EXAR liegt beim BAFU. Auftraggeber sind BAFU, BFE, ENSI, BABS und MeteoSchweiz (Abbildung 1). Die Resultate werden mit einer Begleitgruppe von Verantwortungsträgern diskutiert, in welcher 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 wurde von der Projektleitung ein Expertenbeirat beigezogen. Rund alle sechs Monate fand von 2016 bis 2019 ein Treffen statt, bei welchem verschiedene methodische Aspekte im Detail besprochen wurden. Der Beirat besteht aus Vertretern von verschiedenen Universitäten im In- und Ausland, die als international anerkannte Experten in ihrem Fachgebiet gelten.

Bewertung 2019 und Ausblick 2020

Im Jahr 2019 standen der Abschluss der Arbeiten und die Dokumentation der Ergebnisse im Fokus. Das interdisziplinäre Projekt, in welchem eine neue Methodik für die Herleitung von Extremwerten für die Abflussstatistik sowie eine neue Methodik für die Gefährdungsanalyse entwickelt wurde, stellte das Projektteam immer wieder vor Herausforderungen. Der Arbeitsaufwand war phasenweise sehr hoch und gute Koordination und Kommunikation waren Voraussetzung. In den monatlichen Sitzungen wurde jeweils der Stand der Arbeiten 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 verlängert.

Im Jahr 2020 werden die Resultate und Berichte publiziert. Die Begleitgruppe der Verantwortungsträger werden über die Resultate des Projektes informiert. Zudem werden die Resultate der Öffentlichkeit kommuniziert.

Reliability of Operators in Emergency Situations (ROES)

Author und Co-author(s)	V.N. Dang, L. Podofillini
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 provides an essential input to the safety management of nuclear power plants. The main topics addressed and the results obtained in 2019 include:

- Plant-specific EOC analysis in area and external event scenarios for the Swiss plants, with focus on: identification of EOC candidates, estimation of core damage frequency impact, and characterization of differences compared to internal event scenarios.
- Characterization of crew performance variability. The model developed allows the estimation of failure probabilities to account for the effect of different crew behaviours, e.g. of decision-making and communication styles, evident in human performance data from simulators. Treating this variability, is essential to strengthening the empirical basis of HRA methods.
- The implications for HRAs were derived from an analysis of human performance in operational events with very challenging situations (severe accidents) and the literature. The results underscore the broad range of plant conditions and uncertainties to be considered.

The overall achievements of Project ROES include:

- The completion of the fourth plant-specific study and of scoping-level EOC analyses for external and area event scenarios for all Swiss plants yields a comprehensive understanding of potential EOCs in Swiss plants and their risk significance. The analyses of EOCs across multiple plants and for both internal and external initiators is unique for the Swiss plants compared with the rest of the world.
- Recent operational experience involving EOCs was analyzed and incorporated into the EOC database. A new Bayesian Belief Network model was developed to quantify the probabilities of these events based on the factors characterizing the EOC events. Together, the extended EOC database and this quantification model improve the technical basis for the CESA-Q quantification method and the traceability of its quantitative results.
- Mathematical models were developed to use simulator data in HRA quantification. These models are applicable for plant-specific HEP estimation as well as for the calibration of HRA methods, providing an important prerequisite for HRA data collection.
- New developments in HRA for (diverse) external events were reviewed, in view of ensuring coherent assumptions for these PSA scopes.

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 2019 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]–[3].

For the plant-specific EOC studies, the major goal for 2019 was to complete the pilot study for the fourth plant (Pilot Study IV) as well as the scoping analysis of EOCs for area and external events. Concerning CESA-Q development, the goal was to complete the analyses of the operational events involving EOCs to extend the CESA-Q database. In particular, the quantification of the probability of these events complements the qualitative analysis performed in previous years.

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.

A first element concerns the use of plant-specific data to inform plant-specific human error probability values (eventually to be used in a PSA). An important issue is the quantitative interpretation of a small number of observations of a simulated emergency scenario. In previous work, the project has developed an approach to produce failure probability estimates: it uses the plant data to update a prior estimate obtained with an existing HRA method. The goal of the 2019 work was to identify and evaluate a method to assess the adequacy of the prior in light of the evidence.

Plant-specific analyses cannot rely solely on plant-specific data due to the practical limits on the amount of data available. Consequently, complementary data continue to be required and there are initiatives worldwide to collect and share data from simulators across different plants and countries [4], [5]. The mathematical model to use such data needs to account for the differences across the data collected: a Bayesian model to consider such variability has been developed in PhD research within the project. The 2019 research improves the characterization of the data variability, grouping the data based on observable operating crew behaviors, deemed to drive the crew performance variability.

HRA for external events&accident management

The elements of this subproject are: 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) to identify and examine the key assumptions of the analyses and applied methods in external events PSAs; a review of the operational experience at nuclear power plants concerning operating crew responses to seismic events and, more generally, to very challenging situations; a literature review of the state-of-the-art for HRA of operator actions performed in the context of accident and severe accident management. The work in support of the NEA CSNI questionnaire was performed in previous years; the work in 2019 focused on the operational experience and state-of-the-art reviews.

Work carried out and results obtained

Errors of Commission

Plant-specific EOC Pilot study IV

The work in 2019 extended the work in the previous year and addressed the identification of EOC candidates in PSA scenarios initiated by area and

[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.

external events. The initiating events of interest (i.e. of potential risk relevance) are high winds, fires in specific plant locations, and earthquakes. The candidate EOC events relate to plant systems such as the normal service water intake, the 48V DC emergency electrical system, and the special emergency diesels. This set of candidate EOC scenarios (situation-action combinations) ensures that further analysis is focused on those representing a potential risk. This work is being followed up with detailed analysis to quantify the EOC probability and its significance for overall plant risk; cooperation with the plant is used to ensure that the findings reflect plant training and work processes.

Extension of EOC studies to external/area events (scoping study, all CH NPPs)

Candidate EOC events are identified for the three plants addressed by the Pilot I, II, III studies (the fourth plant is covered in the Pilot IV study). Compared to internal initiating event scenarios, an important difference is the presence of the inappropriate disconnection of emergency and special emergency AC power among the EOC candidates. The CESA search prioritizes risk-importance: this reflects the larger risk-importance that alternate power supply has in the external events PSA compared to the internal event scenarios. The scoping study gives particular attention to the specificities of area and external event scenarios, especially the possible presence of failures of indicators and spurious activations of components and systems induced by the initiating events. Guidance to address these aspects was developed in the study, considering the expected impact of the initiating event on these instrumentation and control failures (PSI LEA 19–301).

CESA-Q quantification method/Extension of CESA-Q database of operational events

In the majority of the fourteen events, the triggering condition for the inappropriate decision is the information available, typically the procedural guidance, the human-machine interface, experience and training. In these cases, the CESA-Q analysis identified factors related to verification as the dominant influencing factors (both positive and negative). For another set of events, the prospect of other advantages (e.g. simplifying the plant control) motivate the decision.

In a first step, the pairwise comparison method is used to rank the fourteen EOC events in terms of probability. Their probabilities are then estimated, yielding an extended database of quantified EOC events. The work is reported in PSI LEA 19–302.

HRA data and simulators

The use of data collected in a plant's simulator can inform PSA human failure probability estimation with additional evidence on plant-specific human performance. Such data would generally consist of observations with high relevance to a given scenario; on the other hand, the number of observations will be inadequate as the sole basis for quantification. The solution is to use the plant data to update a prior estimate (the distribution of the failure probability) obtained from an existing HRA method. The failure probability distribution from the current PSA for a given human failure event is such a prior. In this year's work, the applicability of the so-called Posterior Predictive Test (also known as Bayesian p-values) was demonstrated as a means to verify the compatibility of prior and evidence. It provides an objective measure to evaluate the appropriateness of the prior; a negative finding may call for adjustment of the failure probability as well as the addition of scenarios to the sequence model. The PhD work has continued the development of the model to account for variability in the HRA data collected at simulators (Greco et al. 2019a and Greco et al. 2019b). According to the model, specific simulator runs from different plants and in different contexts are interpreted as realizations of a Human Error Probability (HEP) population, as opposed to being lumped into a single value. Additionally variability in how the task is performed due to crew response or behavioural styles is accounted for. Alternative formulations of the variability model and corresponding data aggregation strategies were examined. Variability in styles is based on the taxonomy of problem-solving styles in [6] («Vagabond», «Garden Path», «Expert Focuser»). A numerical application with artificial data investigated data aggregation strategies and the respective modelling option:

- No aggregation: each crew- and task-specific observation treated as single evidence;
- First formulation: aggregation per crew type, plant-specific context and scenario;
- Second formulation: aggregation per crew type and scenario, across plant-specific contexts;
- Third formulation: aggregation per crew type, across plant-specific contexts and scenarios;
- Lumped-data (unique HEP value): outcome only, total number of failures over number of observations.

The plots in Figure 1 represent the HEP uncertainty distributions resulting from aggregation models and the respective summary statistics (mean, median, and error factor). The comparison of results underscores that the HEP estimate is highly sensitive to the aggregation model and strategy. It is important to note that the appropriate aggregation strategy ultimately depends on the application at hand. The «no aggregation» option may be suitable to investigate the average effects of performance shaping factors on the HEP. On the other hand, the option «per crew type, plant-specific context and scenario» may be suitable to obtain plant-specific estimates. Future work will improve the taxonomy of crew types: to reflect modern advances in cognitive sciences as well as to allow identification of crew characteristics that can be addressed (and improved) by training.

HRA for seismic and highly demanding conditions

State of knowledge and experience

The international community has recently produced several studies to advance on HRA in challenging conditions such as seismic, and more generally, area and external events. The most representative ones are from the NEA CSNI [7]–[9], EPRI [10], USNRC [11], [12].

In addition to the review of these works, the ROES project analyzed selected operational experience events, identified from the International Reporting System for Operating Experience (IRS), [11], reported in PSI LEA 19–305. Concerning seismic experience in nuclear power plants, the analysis focused on the event at North Anna Units 1 and 2 (2011, US), which complement the earlier review of events performed by the group [14].

The selection of the other events focused on those characterized by highly challenging conditions, primarily but not only initiated by external hazards.

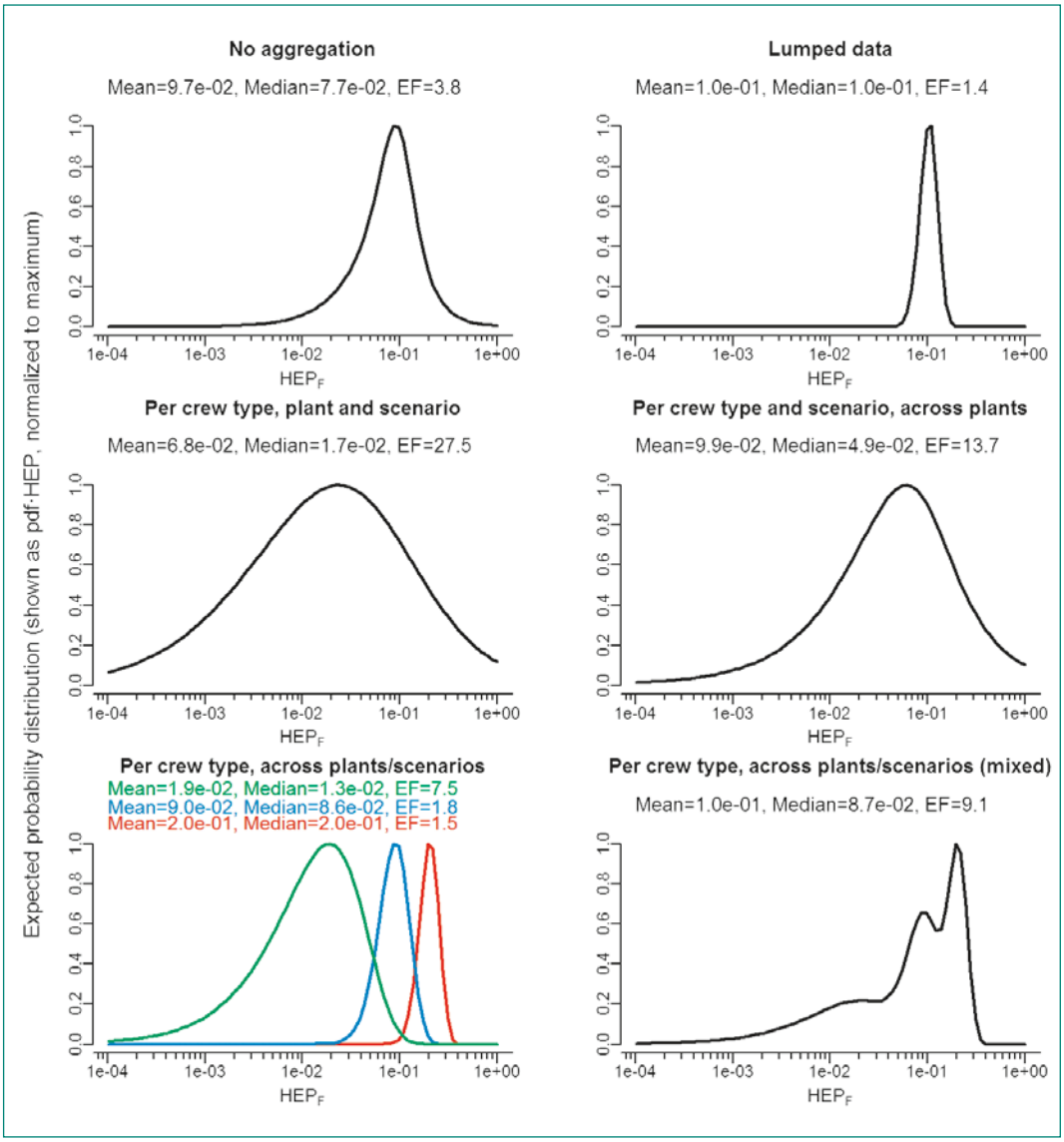


Figure 1: *Results from the numerical application of the different modelling options (EF = error factor). Artificial data used (Greco et al. 2019b)*

Examples are the external flood at Blayais Units 1 and 2 in 1999 (France), the loss of heat sink due to clogging by river vegetable material at the Cruas Unit 4 in 2009 (France), and Hurricane Andrew at Turkey Point Units 3 and 4 (1992, US). The review of this operational experience shows clear evidence of additional workload and uncertainty in the event progression relative to internal event contexts, e. g. in attempting to restore the systems impacted by the initiating event and more generally in dealing with systems that eventually turn out to be unavailable. Although in all events, the personnel ultimately managed to bring the plant to a safe state, there were cases where the procedural level of detail was insufficient or issues with the criteria for initiating secondary strategies. Compensating factors that allowed success include adequate time to manage the workload and uncertainty as well as operator training and experience. More details also with reference to the state-of-knowledge are presented under «outcome of the project».

HRA for external events&accident management

State-of-the-art reviews were carried out to consider recent developments in HRA methods for these scopes. With respect to external initiating events, the approach to HRA for external events developed recently by the Electric Power Research Institute (EPRI) [15] was assessed based on preliminary, publicly available documentation [16]–[19] and builds on:

- Application of the method to a reference plant.
- Coverage by the method of the requirements for seismic HRA in ENSI-A05

The treatment of the challenges specific to accident management contexts in HRA is comparatively less developed, although the gap is recognized in the international community. The international work coordinated by the IAEA [20] and in the context of the ASAMPSA2 [21] project, as well as ongoing work by KAERI [22] and by the USNRC [23] were reviewed. The main conclusions are reported in PSI LEA 19–306 and summarized under «outcome of the project».

Outcome of the project – Plant-specific EOC Pilot study IV

Pilot study IV is the fourth of a series of studies addressing all Swiss plants. Along with the other studies, this study underscores the defense against EOCs provided by the combination of technical and administrative protections: the presence of multiple parameter indications with which to assess an equipment or plant state and recursive procedural guidance makes the likelihood of several possible errors very low. By prioritizing risk importance and plausibility, the CESA method allows efficient identification and analysis of the potential EOCs, as documented for the current study in Porthin et al., 2019a: internationally, its practicality and effectiveness is acknowledged, [24]. The detailed analysis of the potential EOC events, which may also result in the negligibility of the error likelihood, is undergoing in collaboration with the target plant. The project results will be released after review by the target plant, to ensure the adequacy of the analysis assumptions.

Outcome of the project – Extension of EOC studies to external/area events (scoping study, all CH NPPs)

Addressing EOCs in these scenarios, together with Pilot Study IV, has yielded a comprehensive understanding of potential EOCs in Swiss plants, of the overall issue of EOCs as it relates to the Swiss plants, and of the plant-specific risk significance. All plants now have a detailed EOC study for internal event scenarios and a scoping level study for external and area events scenarios.

A first conclusion relates to the adequacy of the CESA method to address EOCs in external and area PSA scenarios. While the general search and screening framework remains applicable, consideration of area and external events required the development of additional guidance, as it relates to failures of instrumentation and components induced by the initiating events:

- If the initiating event induces no foreseeable impact on instrumentation and/or spurious activations, then the quantitative analysis for internal initiating events may be applied.
- If the initiating event is expected to induce failure of few/some safety-related indicators and components, then the detail analysis should follow up on the probability that the specific indicators and component relevant for the commission of the error are impacted.
- If the initiating event is expected to cause widespread damage to safety-related components and systems, unless the additional confusion and workload can be linked to an increase in the EOC likelihood, it appears more reasonable to treat this situation with bounding assumptions on EOO analysis as opposed to attempt to anticipate the combinations of failures that specifically may trigger the EOC.

This guidance will be further refined in the future detailed EOC studies.

Outcome of the project – CESA-Q quantification method

The extension of the CESA-Q database with fourteen recent operational events enhances the method's empirical basis and strengthen its validity. The method factor framework was developed on a set of 26 operational events: this work shows the method's ability to represent adequately the decision situation for a new set of events. The operational events are analyzed with other human performance taxonomies, to position the CESA-Q taxonomy with respect to these. The analyses reflect the different perspectives of the taxonomies: retrospective and prospective, root cause analysis, HRA data collection. The probability of each of the fourteen EOC events is quantified via CESA-Q with the goal of obtaining consistent values across this study and the original study [3]. The work has been reported in PSI LEA 19–302 and at international conferences in [25] and [26]. The richer CESA-Q database enhances the method's usability, providing a larger set of example analyses of method applications.

Another outcome of ROES relates to the improvement of the CESA-Q model for quantification of EOCs. The need to decrease the element of expert judgment in the application of CESA-Q motivates a model-based EOC quantification approach, using Bayesian Belief Networks (BBNs) ([27]–[29]). The idea is that the CESA-Q database (both from [3] and PSI LEA 19–302) will be used as basis to determine the BBN relationships [29], [30]. The ROES project has developed a novel method for determining the whole set of relationships starting from selected ones («anchors») or more qualitative information on the factor importance and interrelations [31]. Compared to the other methods available in the literature, it allows maintaining the complexity (non-linearity, interaction) of factors effects needed for HRA models [29].

Outcome of the project – 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.

A first element of the subproject concerns the use of plant-specific data to inform plant-specific human error probability values (eventually to incorporate in the PSA). The project has developed an approach to produce failure probability estimates in view of the scarce amount of data expected: values from existing HRA models as prior information and update the estimate based on plant data. The response of the model has been investigated for realistic data availability variants. Options for evaluation of the adequacy of the prior function are proposed, a fundamental issue in presence of scarce empirical data.

While the above approach addresses the issue of scarce data, its application still requires that crew failures are observed. For many operator tasks of interest for PSA, very high performance of the operating crews is observed, such that most of the observed crews are successful as it relates to the typical success criteria adopted in PSA. An approach that only records failure counts would not be able to distinguish different levels of crew performance: a situation with potential challenges but no actual failures would be treated in the same way as a situation for which failures are difficult to imagine. Therefore, the project has investigated addressing performance more broadly than by a binary classification of success and failure. A review of metrics for human performance in simulators was performed and has identified the Process Awareness and Situation Understanding (PASU) method [32] developed in the OECD Halden Reactor Project as a candidate to be used in a Swiss pilot study on HRA data collection. In parallel, a contact with a plant concerning simulator data collection showed that the available records of simulator sessions were unsuitable for HRA-related data collection. In agreement with ENSI, the pilot study part of ROES was cancelled as a result.

The use of plant-specific data for plant-specific applications strongly limits the amount of data available. Indeed, recently, initiatives are carried out worldwide to collect and share data from simulators across different plants and countries [4], [5]. The mathematical model to use such data needs to account for the differences across the data collected: the PhD work funded under ROES has developed a Bayesian model of population variability able to cover the spectrum of differences. (Greco et al. 2019a and Greco et al.2019b). Specific simulator runs from different plants and in different contexts are interpreted as realizations of a Human Error Probability (HEP) population, as opposed to being lumped into a single value. Alternative formulations of the variability model have been studied, based on the assumption that crews sharing

similar behavioral styles (i.e. belonging to the same «type») perform a task in a similar way and therefore can be assigned the same error probability value. Besides better informing HEP values for use in PSA, this approach can be used to inform training, showing which behavioral styles should be emphasized in training depending on the type of task and situation that operators have to cope with.

Outcome of the project – Human performance in external events

PSI LEA 19–305 includes the review of the state of knowledge and the retrospective analysis of operational events at nuclear power plants involving seismic and highly challenging conditions. This review and other investigations by the international HRA and PSA community on PSA for external hazards has led to general consensus on the challenges for operator performance. These include workload and distractions to deal with components and systems normally not considered as safety-relevant, as examples from, the continuing need to deal with consequences of the hazard, loss or reduced means for on-site and and off-site communications [10], [11]. There is shared acknowledgement on how challenging it is to adequately consider these in the HRA. As a general challenge for HRA, [11] points out that while HRA analyses address predefined PSA scenarios, the plant staff has to deal with extremely uncertain conditions. Note that the literature underscores very similar issues for HRA in accident management and PSA L2 conditions (PSI LEA 19–306). The operational events analysis performed within the ROES project (PSI LEA 19–305) confirms these challenges, in particular pointing to specific evidence of performance issues, e. g. more time needed to carry out tasks, distractions, and generally higher workload than what expected if the analysis would limit to the components and systems explicitly modelled in the PSA.

Outcome of the project – HRA for external events&accident management

The main outcomes of the ROES project relate to:

- The NEA CSNI survey task on HRA in External Events PSA
- State-of-the-art review of HRA for Accident Management and PSA L2 conditions (PSI LEA 19–306)
- Assessment of the recent EPRI the approach to HRA for external events (Porthin et al. 2019b)

In both cases of HRA for external events and for AM and SAMG actions, as mentioned above, the HRA community has reached a common understanding of the performance challenges for the plant personnel and of the difficulty for HRA analysis to represent these. Concerning quantification of error probabilities, the most used models for HRA for external events involve the adoption of multipliers to account for additional challenges as compared to the same operator actions performed in the internal initiating events context. For actions not adapted from the internal initiating event analysis, expert judgment is most often used. For HRA for AM and SAMG actions, the most typical approach is to tailor existing HRA methods to these actions, for example considering performance factors such as limited experience and procedural guidance. An important initiative to determine failure probability values adequate for these actions is being conducted by the USNRC, with initial work presented by [23]. Besides the lack of solid error probability values, an important limitation in the current practice concerns how to conduct qualitative analysis, especially for these scenarios with large uncertainties.

National Cooperation

The EOC studies performed in the course of ROES address potential EOCs and their risk significance for the Swiss power plants. These studies have been performed with the support of the plants, which provided the baseline PSAs, relevant plant procedures, and access to plant operators and training personnel.

The efforts to develop methodology for HRA data collection and the application of this data for HRA method development and in PSA studies has the overall aim to HRA-related data collection in Switzerland. The implementability of these methods for the Swiss NPPs has been an important aspect addressed in this work. To this end, the exchange of information with one plant took place during this project.

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 Reliabil-

ity Analysis in External Events PSA – survey of methods and practice». The survey provides an international overview on the state of practice in the area of human reliability for the context of external events PSA. This overview complements the review of the technical literature and methodological developments in the area of HRA for external events and highly demanding conditions.

For the topic of data collection for HRA, primarily focused on simulator data, the project has actively monitored and contributed feedback to international efforts. Closer cooperation is being pursued in particular with the SACADA project in the US and the various projects in Korea (led primarily by KAERI). PSI is participating in the on-going preparation of an international task on HRA data collection (in the frame of NEA CSNI).

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

Project ROES fulfilled its goals for the subproject Errors of Commission, comprising both the plant-specific studies and the methodological developments, in particular with the CESA-Q quantification method. The scoping-level study of EOCs in external event scenarios and review of recent EOC events confirmed the fundamental qualitative as well as quantitative aspects of the methodology developed earlier. The latest work has enhanced both aspects, for instance, showing its applicability in external event scenarios and improving the technical basis and traceability of the quantification method.

For the subproject on the use of simulator data for HRA, the developments on the methodological side, related to the quantitative use of data and dealing with the issue of performance variability, have extended the methodological «toolbox» for data collection and analysis. An international benchmark/comparison under discussion at the opening of the project failed to generate sufficient interest. Lacking the insights expected from that anticipated benchmark had the consequence that the pilot data collection in a Swiss plant planned as part of ROES will require further preparatory work. The compatibility with plant simulator training practices and assessment approaches is a critical issue to be addressed in future work. The CSNI task on HRA data collection under discussion is expected to be highly relevant, reflecting both the changed boundary conditions and developments in HRA and data collection.

Some of the important topics for further work building on the outcomes of ROES include: a detailed plant-specific study concerning EOCs in area and external event scenarios; the refinement of the guidance to treat failed indications and components will establish an important reference for the HRA practice, and a updated release of the CESA identification and CESA-Q quantification method, featuring model-based quantification and consolidated user guidance. Data collection from nuclear power plant simulators, a fundamental source of plant-specific data, would make up a second focus area, with the aim to create a stronger link between the application of HRA in a PSA study and the evidence from the plant's own simulator and other simulator and human performance data.

Publications

- *S. F. Greco, L. Podofillini, V.N. Dang:* A Bayesian model to treat variability in simulator data for Human Reliability Analysis. Submitted to Reliability Engineering&System Safety. 2019a.
- *S. F. Greco, L. Podofillini, V. N. Dang:* Crew performance variability in simulator data for Human Reliability Analysis: investigation of modelling options. Hannover, Germany, 22–26 September 2019b.
- *M. Porthin, L. Podofillini, V. N. Dang:* Preliminary analysis of EOC impact on a plant-specific PSA, LEA report, 2019a.
- *M. Porthin, L. Podofillini, V. N. Dang:* Comments on EPRI's preliminary approach to seismic HRA, LEA report, 2019b.
- PSI LEA 19–301. *L. Podofillini, V. N. Dang:* Scoping analysis of EOC scenarios and their risk significance for scenarios initiated by external/area events. LEA 09–301, Villigen PSI, Switzerland, 2019.
- PSI LEA 19–302. *L. Podofillini, V. N. Dang:* Analysis of recent operational events involving errors of commissions: application of the CESA-Q method. LEA 09–302, Villigen PSI, Switzerland, 2019.
- PSI LEA 19–303. *V. N. Dang, L. Podofillini, S. Greco:* Use of simulator data to incorporate plant-specific evidence in human error probability values. LEA 09–303, Villigen PSI, Switzerland, 2019.

- LEA 19–304: *V. N. Dang, M. Porthin, L. Podofillini:* Use of crew performance data for HRA at the Swiss plants: current data availability and perspective. LEA 09–304, Villigen PSI, Switzerland, 2019.
- PSI LEA 19–305. *L. Podofillini, V. N. Dang:* Human performance in seismic and highly demanding conditions: experience from nuclear power plants and implications for HRA, LEA 09–305, Villigen PSI, Switzerland, 2019.
- PSI LEA 19–306. *M. Porthin, L. Podofillini, V. N. Dang:* A review of HRA methods for external events and L2 PSA, LEA 09–306, Villigen PSI, Switzerland, 2019.

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] *J.Y. Chang, D. Bley, L. Criscione, B. Kirwan, A. Mosleh, T. Madary, R. Nowell, R. Richards, E. M. Roth, S. Sieben, and A. Zoulis:* The SACADA database for human reliability and human performance. Reliability Engineering&System Safety 125: 117–133, 2014.

[5] *W. Jung, J. Park, Y. Kim, SY Choi, S. Kim:* HuREX – A framework of HRA data collection from simulators in nuclear power plants. Reliability Engineering and System Safety, available on line 2018, https://doi.org/10.1016/j.ress.2018.07.036

[6] *D.D. Woods, E. M. Roth, H. Pople Jr.* Modeling human intention formation for human reliability assessment. Reliability Engineering&System Safety 22: 169–200, 1988.

[7] Report on Fukushima Daiichi NPP precursor events, NEA CSNI (Working Group on operating experience, 2014 NEA/CNRA/R(2014)1, 2014

[8] Understanding the Impact of External Hazards on Nuclear Facilities: Severe Weather and Storm Surge, Proceedings of NEA CSNI Workshop, Paris, 2016

[9] Human Performance under Extreme Conditions with Respect to a Resilient Organisation, Proceedings of the NEA CSNI Workshop, Brugg, 2015.

[10] *M. Presley et al.:* EPRI's Review of seismic operating experience with implications for human reliability, ANS PSA conference, 2013.

[11] *N. Siu et al.:* Qualitative PRA Insights from Operational Events, PSAM14, 2018

[12] Risk Methods insights gained from fire incidents, NUREG/CR-6738, US Nuclear Regulatory Commission, 2001.

[13] 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://www.iaea.org/resources/databases/irsni).

[14] *PSI LEA 15–301. V. N. Dang:* A review of earthquake experience in nuclear power plants, LEA 15–301, Villigen PSI, Switzerland, 2015.

[15] An Approach to Human Reliability Analysis for External Events with a Focus on Seismic. EPRI, Palo Alto, CA: 2016. EPRI 3002008093

[16] *M. Hirt, K. Kohlhepp-Gunter, J. Grobbelaar, J. Julius and S. Eide:* Curtiss-Wright/Scientech Seismic HRA Insights and Lessons Learned from the Application of EPRI Report TR-1025294, in 13th International Conference on Probabilistic Safety Assessment and Management (PSAM 13), Seoul, Korea, 2016.

[17] *M. Presley, J. Julius, J. Grobbelaar and K. Kohlhepp:* A Preliminary Approach to Human Reliability Analysis for External Events with a Focus on Seismic HRA, in ANS PSA 2013 International Topical Meeting on PSA, Columbia, SC, 2013.

[18] *J. Julius, J. Grobbelaar and K. Kohlhepp:* Advancing Human Reliability Analysis Methods for External Events with a Focus on Seismic, in Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 12, Honolulu, Hawaii, 2014.

[19] *M. Presley, J. Julius, J. Grobbelaar and K. Kohlhepp:* A Review of Seismic Operating Experience with Implications for Human Reliability, in ANS PSA 2013 International Topical Meeting on Probabilistic Safety Assessment and Analysis, Columbia, SC, 2013.

[20] International Atomic Energy Agency: Human Reliability Analysis for Nuclear Installations,

IAEA Safety Reports Series, draft version, 2019.

[21] Best-practices guidelines for level 2 PSA development and applications. Volume 2 – Best practices for the Gen II PWR, Gen II BWR L2PSAs. Extension to Gen III reactors. Reference ASAMPSA2 Technical report ASAMPSA2/D3.3/2013-35, IRSN – Rapport PSN-RES/SAG/2013-0177, 2013

[22] *Kim J, J. Cho:* Technical challenges in modeling human and organizational actions under severe accident conditions for Level 2 PSA, Reliability Engineering&System Safety, Vol. 194, 106239, 2020, https://doi.org/10.1016/j.ress.2018.08.003.

[23] *Xing, J, M. Kichline, J. Hughey, M. Humberstone:* The Use of Expert Judgment to Support Human Reliability Analysis of Implementing Flex Equipment, PSA 2019, Charleston, SC, April 28–May 3, 2019.

[24] *X. He et al.:* Errors of Commission in HRA – NPSAG Phase 1 project, Probabilistic Safety Assessment and Management PSAM 14, September 2018, Los Angeles, CA, 2018.

[25] *L. Podofillini, V. N. Dang:* First results from an analysis of recent operational events involving errors of commissions. In: Proceedings of the ESREL 2017 conference, June 18–22, Portoroz, Slovenia, 2017.

[26] *L. Podofillini, V. N. Dang:* An analysis of recent operational events involving errors of commission. Proceedings of the 29th European Safety and Reliability Conference. Hannover, Germany, 22–26 September 2019

[27] *Jensen, F. V., Nielsen, T.D.* 2007. Bayesian networks and decision graphs. Springer Science, New York, NY, USA.

[28] *L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V. N. Dang:* Bayesian belief Networks for Human reliability analysis: a review of applications and gaps. Reliability Engineering&System Safety, 139, July 2015, pages 1–16, 2015

[29] *L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V. N. Dang:* Methods for building Conditional Probability Tables of Bayesian Belief Networks from limited judgment: An evaluation for Human Reliability Application. Reliability Engineering&System Safety, 151, July 2016, pages 93–112, 2016

[30] *L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V. N. Dang:* Overview of methods to build conditional probability tables with partial expert information for Bayesian belief networks. Proc. European Safety and Reliability 2015 (ESREL2015), Zürich, Switzerland, 7–10 September 2015. 2015.

[31] *L. Podofillini, L. Mkrtchyan, V. N. Dang:* Quantifying human reliability analysis BBNs from partial information: combining operational event analyses and expert judgment. Proc. European Safety and Reliability 2016 (ESREL 2016), Glasgow, UK, 25–29 September 2016, 2016

[32] *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.

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland

SB-MNG-REP-014-19

Author und Co-author(s)	Hakim Ferroukhi, I. Clifford, A. Vasiliev, C. Cozzo and Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Forschungsstrasse 111, CH-5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch, http://www.psi.ch/stars
Duration of the Project	1.1.2016 – 31.12.2019

ABSTRACT

During 2019, 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 was continued through participation to two OECD/NEA programs, namely PKL-4 and ATLAS-2. Regarding sub-channel analyses, a qualitative method to estimate CPR in BWR fuel assemblies with the COBRA-TF (CTF) code was established based on validation against experimental tests. Concerning CFD, scaling studies related to downcomer mixing were continued, showing satisfactory results in terms of geometrical scaling as well as boundary condition scaling but highlighting a strong influence from design specific features. Finally, the Bayesian calibration framework for uncertainty quantification and global sensitivity analysis was enlarged to additional FEBA reflood tests as well as to CTF void predictions for BWR assemblies, confirming for the latter, weaknesses in turbulent dispersion and void drift models as well as a strong simulation biases for the churn-turbulent flow regime.

For core physics, a first reference SIMULATE-5 methodology for the KKG plant was qualified, implying thereby that S5 has now been assessed for all Swiss reactors. Compared to its predecessor SIMULATE-3, it was found that S5 would in particular improve the reactivity predictions for PWR plants. Significant advances in the area of higher-order transport 3-D full core pin-by-pin simulations were also achieved. For deterministic methods, a first verification of the nTRACER 3-D transport solution for Swiss applications was conducted while for stochastic methods, a first full core MCNP calculation for a burned Swiss PWR core was achieved. Regarding neutronic uncertainty analyses, a benchmark was performed to evaluate all the latest covariance matrices and perturbation of kinetic parameter uncertainties was implemented in the SHARK-X module. However, for 3-D kinetics analyses, the studies have suggested a potential effect from source normalization on the computed uncertainties and this remains therefore to be further analysed.

Concerning fuel modelling, the FALCON 2-D slice model was applied to assess the coupled thermal and mechanical effects of localised oxidation spots on clad surfaces. Regarding high burnup fuel behaviour during LOCA, the FRELAX module handling fuel relocation and ballooning in coupled calculations with FALCON/GRSW-A was updated with several new physical models and a first validation against a selected HALDEN test was performed. The development of the complementary 3-D fuel solver OFFBEAT was continued, including new material behaviour models and a first testing for missing pellet surface calculations. Concerning

uncertainty analyses, participation to the WGFS RIA fuel code benchmark was completed, pointing out among other things, high sensitivities of the transient results upon base irradiation parameters.
For multi-physics, a main activity during 2019 was to develop coupling schemes between COBRA-TF and higher order neutron transport solvers for coupled pin- and sub-channel resolved core simulations. For the in-house pin-cell homogenised TORTIN solver, a coupled calculation with CTF was assessed against SIMULATE-5. And for the nTRACER direct core solver, a new coupling scheme with CTF was established and verified for a Swiss PWR assembly analysis.

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 2019, 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, work on the validation of the US-NRC system code TRACE continued this year within the context of the OECD/NEA PKL 4 and ATLAS 2 programs. STARS participated in the PKL 4 intermediate break loss-of-coolant accident (IBLOCA) benchmark. IBLOCA scenarios can be very dynamic in their nature due to a complex interplay between coolant loss, safety injection systems response and other phenomena such as counter-current flows. Participation in the benchmark has therefore contributed towards a better understanding of IBLOCA scenarios in general and improved system code modelling capabilities in particular. Regarding ATLAS, development of a TRACE model for this integral test facility was continued. To take full advantage of the radial and azimuthal resolution of the facility instrumentation, the latest modelling features of TRACE were employed to capture 3D effects in the model. As shown in Fig. 1, the reactor pressure vessel has been modelled using several inter-connected 3-dimensional components (VESSEL) applying Cartesian or Cylindrical meshing to efficiently nodalize each region of the vessel. Preliminary results have indicated a good performance of this new nodalization approach under steady-state conditions and will therefore be used for the PSI contribution to the open-phase of the ATLAS-2 benchmark in 2020. Concerning the Swiss reactors, the development of a Plant Management System (PMSYS) to be part, along with the Core Management System (CMSYS), of an integral Swiss Simulation Platform was continued. More specifically, first version of PMYSYS/KKL TRACE models were established and used for the validation against a flow transient which was investigated during the year in relation to root cause analyses of clad anomalies. Finally, in relation to TRACE, updated models for the heat transfer and possible failure of PWR fuel rods were recently introduced in the code. These were therefore assessed and benchmarked against dedicated FALCON fuel analyses with the aim of understanding the capabilities and limitations. Results suggest

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

Table 1: *Perspectives 2019*

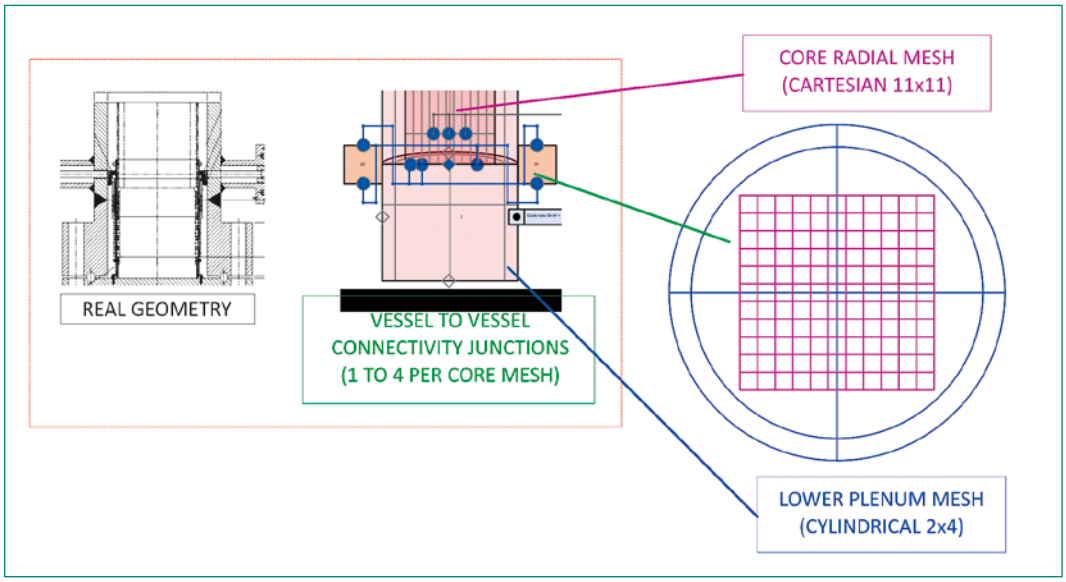


Figure 1: *Nodalization of the ATLAS reactor pressure vessel in TRACE using multiple 3D components*

that, on the one hand, fuel temperatures are predicted with reasonable accuracy (see Fig. 2). On the other hand, because of simplified- or even lacking models (e.g. clad creep, axial fuel/clad interactions), other key quantities such as time for gap closure or gas volume/pressure at high burnup were severely over- or under predicted. Hence significant development work remains before the TRACE fuel models can be relied upon to provide an accurate screening of fuel failure during postulated accidents.

Concerning sub-channel analyses, investigations towards assessing the COBRA-TF (CTF) code for BWR critical heat flux (CHF) calculations in general and for estimating the Critical Power Ratio (CPR) in particular were continued. For a Swiss fuel assembly design, experimental data from a limited set of available CPR tests for the given design was employed in an attempt to develop an approach to estimate the CPR via the computed CHF values. Consisting thus principally of a combined CHF/bundle power iteration scheme, this approach was applied to the various tests conducted with different axial power distributions. Overall, it was found that CTF was able to predict the CPR for the given assembly fuel design with an accuracy of ±15 % (see Fig. 3). Hence although not aimed at replacing the core simulation methods using CPR correlations, this nevertheless provides confidence that CTF could in the context of either hot channel approaches or fully coupled subchannel resolved core simulations be used as qualitative tool to evaluate the behaviour of the thermal limits.

Within the area of CFD applications for safety analyses, focus during 2019 was on scaled validation for coolant mixing phenomena. More specifically, the single phase mixing capabilities of the STAR-CCM+ code were in previous years validated

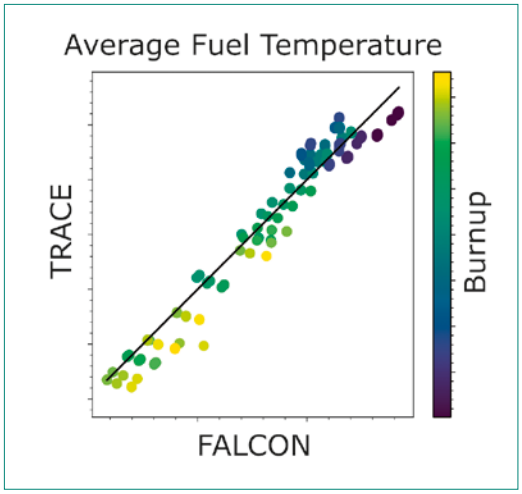


Figure 2: *Comparison of TRACE and Falcon predictions of fuel temperature for 93 PWR Fuel Rods*

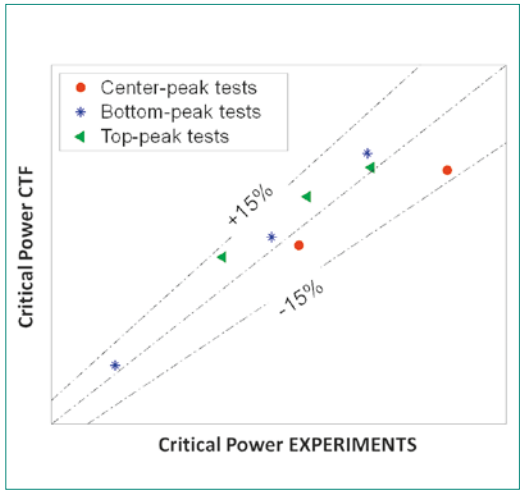


Figure 3: *Validation of CTF against Experimental Tests for BWR CPR Predictions*

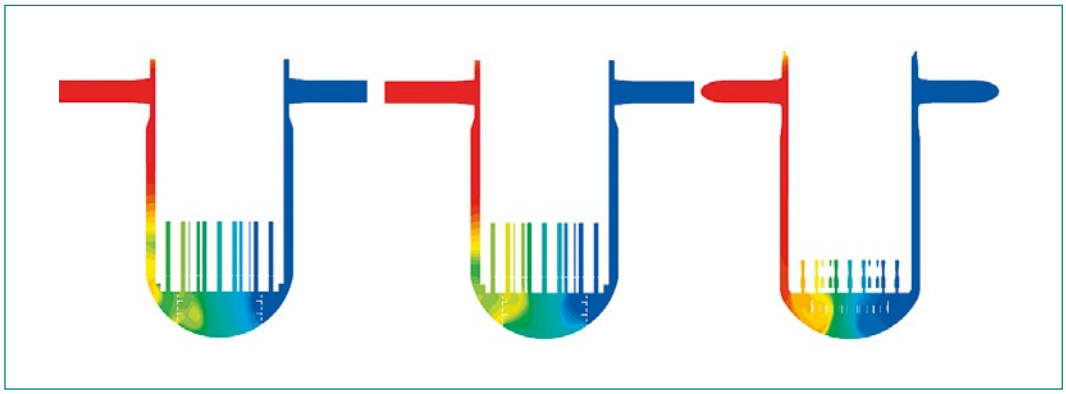


Figure 4: *Cross-sectional view of passive scalar distribution; b) Konvoi mock-up at scale 1:5 (Left); Konvoi reactor pressure vessel at scale 1:1 (Centre); - EPR mock-up at scale 1:5 (Right)*

against scaled-down integral experimental facilities of Konvoi and EPR reactor pressure vessels (RPV). Hence to enhance knowledge on the representativity of these validation studies for full-scale power reactors, the STAR-CCM+ investigations on this topic were continued. Of particular interest was to study the influence of geometrical design and scaling on RPV downcomer mixing in order to improve the description of asymmetric flow conditions at the core inlet of reactor models based on validated CFD models. In general, full-scale CFD models of NPPs do indeed present different characteristic numbers (e.g. Reynolds and/or Froude numbers), coolant properties and geometrical details from those used in the validation analyses. Nevertheless, one main outcome of the conducted studies is that that for a given design and with correct scaling of the boundary conditions, the changes in scale, Reynolds number, and coolant properties would only have a small influence on the transient behaviour of the core inlet flow distribution. This is illustrated in Fig. 4 where the predicted downcomer mixing for the experimental Konvoi mock-up versus the full-scale Konvoi reactor shows that when the boundary conditions are properly scaled, a rather similar behaviour is obtained at the core inlet. On the other hand, as shown when comparing the experimental Konvoi- versus EPR mock-ups, just a change in the mixing device design can have a distinctly stronger influence on the predicted inlet coolant distribution. This in turn indicates that further research will be needed to elaborate a scaled approach such as to transpose the validation studies conducted for mock-ups representative of 4 loops to reactor designs using e. g. 3 or 2 loops.

Finally, regarding to uncertainty quantification and sensitivity analysis (UQ/SA) for thermal-hydraulics (TH), STARS has developed a set of statistical tools over the years with focus on calibrating the parameters of TRACE physical models. This Bayesian calibration framework was employed in order to improve knowledge and understanding of the uncertainty of model parameters by considering data provided by experiments. Consolidation of these calibration methods was continued this year. First, more rigorous and extended comparisons of the calibrated posterior uncertainty distributions were completed for the FEBA reflood tests at multiple system pressures using the TRACE system code. Detailed investigations of the bias term in the calibration process showed how sensitive the process is to uncertainties in the boundary conditions and how these are critical for future experiments. Nevertheless, the posterior uncertainty distributions were found to be very similar when obtained independently for three separate FEBA tests. This similarity is considered as a positive outcome and opens a path towards so-called multi-level calibration approaches focused on different phenomena. Secondly, the statistical tools were during the year further developed towards UQ/SA for the validation of CTF void predictions against BFBT full scale BWR bundle experiments. In this context, simulation models of the BFBT experiments were analysed in details using global sensitivity analysis (GSA) methods in order to facilitate the identification of the most influential model parameters on the void predictions under normal operating conditions. The analyses confirmed deficiencies in the turbulent dispersion, void drift and mixing models of CTF and a strong bias in simulation results for the churn-turbulent flow regime which cannot be compensated for by physical model adjustments (Fig. 5). Further work will be needed to identify potential improvements to CTF to address these limitations.

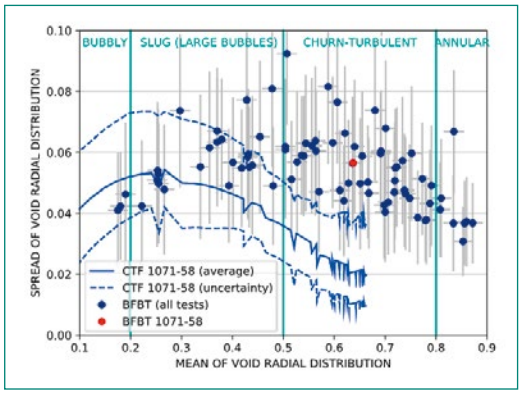


Figure 5: *Comparison of the predicted spread in void distribution between sub-channel simulations and experiment results for the BFBT tests*

Reactor physics and core behaviour

During 2019, a milestone was achieved concerning the CMSYS reference core analysis methodologies for the Swiss reactors. Indeed, a first SIMULATE-5 (S5) methodology was developed for the KKG reactor, implying that the assessment of a transition to the new S5 solver has now been performed consistently for all the plants. For this first CMSYS/KKG methodology, the standard S5 neutronic and thermal-hydraulic models were employed, including e. g. latest ENDF-VII library version, 4-group nodal diffusion, standard assembly radial sub-meshing and associated cross-section re-homogenization. For all the cycles with available plant measurements (critical boron and 3-D aeroball reaction rates), the calculated quantities were validated against the measured ones. Principally, this showed that in terms of 3-D power distributions, S5 would provide a similar level of accuracy as its predecessor SIMULATE-3 (S3) with only some minor tendency for improved axial biases and slightly deteriorated radial biases, leading overall to rather comparable root-means-square (RMS) power distribution metrics. On the other hand, S5 clearly allowed for a significant improvement of the predicted boron concentration (see Fig. 6). In particular, the so-far unexplained S3 trend of increased biases for the more recent KKG cycles is absent and S5 tends to predict a much more stable agreement with measurements over the investigated cycles. This remains however to be confirmed for the next cycles. And in this context, it should also be clarified if the improvement stems from updated nuclear data or new physical models or a combination of both. Related to this, it must be noted that this first assessment was made in an integral manner i. e. using the standard options of S5. Next step will therefore be to proceed with a «separate-effect» validation and qualification approach in order to assess the impact of each of the new physical models on the achieved accuracy and optimise on this basis, the reference CMSYS/S5 scheme to be used in the future for licensing related support analyses.

To complement the CMSYS methods with higher resolution computational schemes, research towards the development and validation of higher-order transport full core pin-by-pin solvers was intensified in the last years. In 2019, this concretized with advances both regarding deterministic- as well as Monte-Carlo stochastic transport methods. First, work was initiated towards enhancing the cycle check-up (CHUP) methodology for the initialization of irradiated fuel materials in deterministic full core models without homogenization. More specifically, a transition from the BOHR method, consisting of a two-step SIMULATE-to-CASMO nuclide reconstruction, was undertaken towards the CS2M methodology that is under development. The latter refers to a coupling between CMSYS and the SNF spent fuel analysis code to provide 3-D pin wise nuclide vectors. The main advantage is that the nuclide reconstruction will now take into ac-

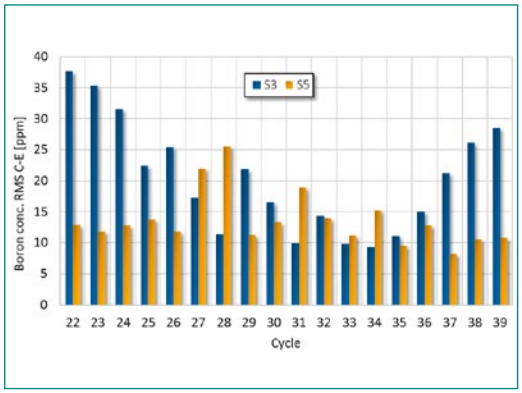


Figure 6: *CMSYS/KKG – Boron RMS comparison between SIMULATE-3 and SIMULATE-5*

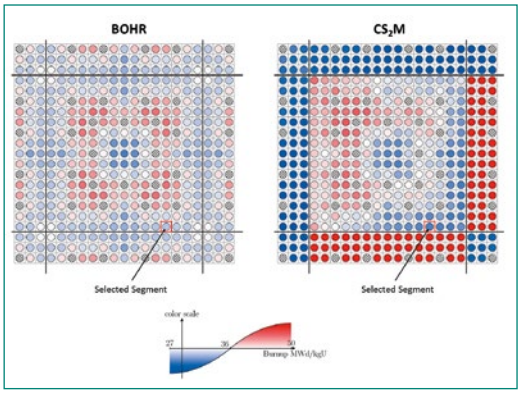


Figure 7: *Comparison of pin-wise burnup distributions in Swiss PWR assembly using BOHR (left) and the new CS2M method (right)*

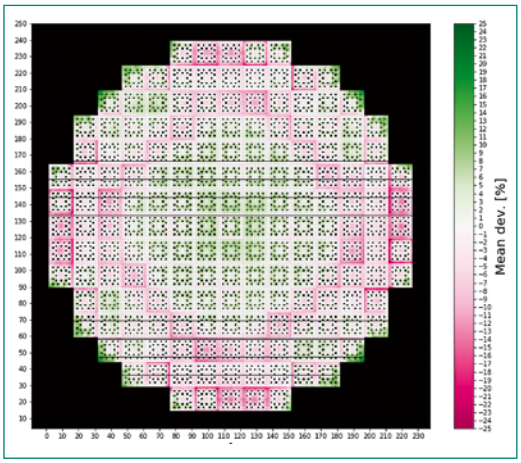


Figure 8: *Relative differences in pin power distributions between CHUP/MCNP and SIMULATE-3 for selected KKG cycle and burnup step*

count the spectral environment under which a given assembly was operated, implying that the BOHR approximation of reflective boundary conditions will now be resolved. To illustrate the impact of this, a comparison of the reconstructed burnup at a selected axial location of an operated Swiss PWR assembly is shown in Fig. 7. Clearly, one can observe that by taking into account the surrounding environment, substantially different intra-assembly burnup distributions and gradients across assembly interfaces are obtained. This effect must obviously be taken into account in order to properly initialise the nuclide vectors in the 3-D full core pin-by-pin models. Secondly, the verification of the solvers for full core 3-D pin-by-pin transport calculations was continued. For the deterministic nTRACER solver, a CHUP methodology based on the CS2M approach was established. A first testing for Swiss PWR assemblies was performed before proceeding with a coupling to the COBRA-TF sub-channel solver. This is further reported in the multi-physics section. Concerning Monte-Carlo, the CHUP methodology previously developed and applied for single assemblies as well as mini core configurations in the context of the KKL clad anomalies was enlarged to full core models. In this context, an alternative approach based on multidimensional interpolation of the CASMO nuclides was implemented in order to accelerate the burnup initialization of MCNP® Software full core models. Focusing on the KKG reactor, an MCNP full core model using the above mentioned CHUP initialization methodology was thus developed, including in this framework, refinements of the axial/reflector zones and an optimization of the neutron histories such as to achieve compliance to the code's statistical checks for all tallies of inter-

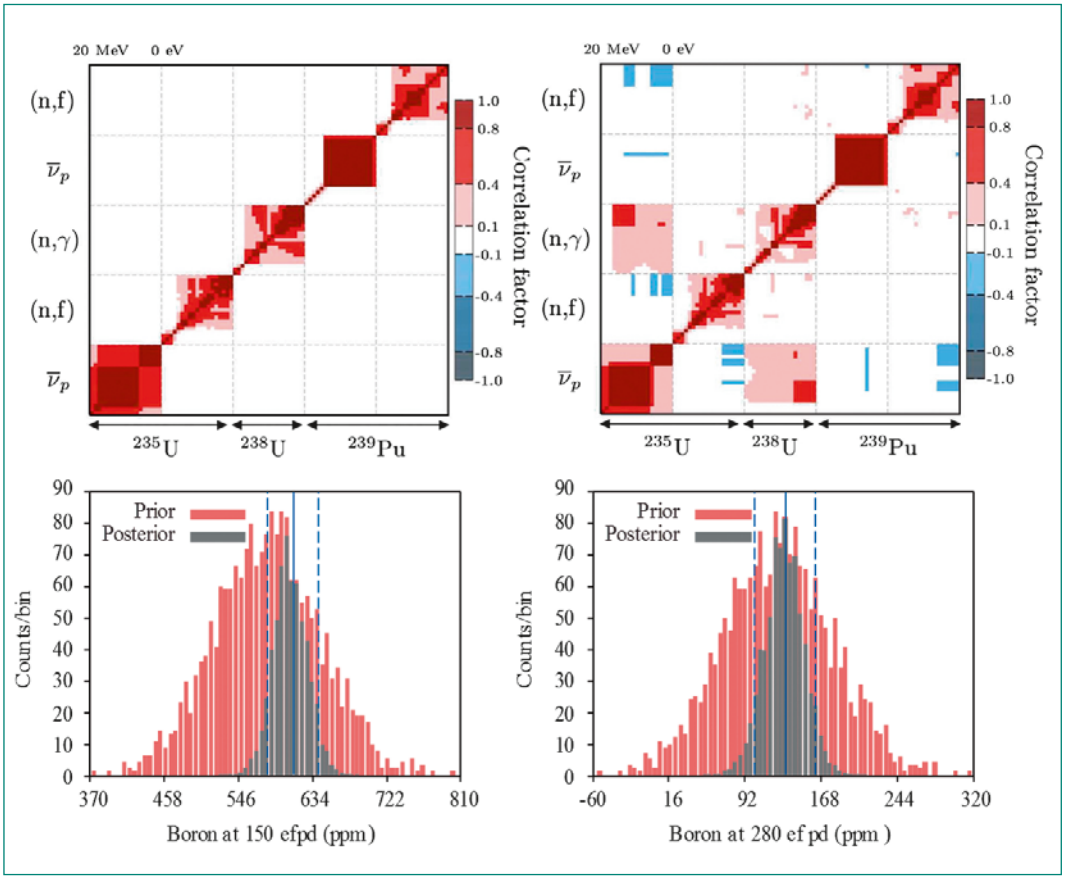


Figure 9: *Top – Prior (Left) and posterior (Right) nuclear data correlations (for each sub-box, neutron energy decreased from 20MeV to 0eV from left to right); Bottom – Calculated boron uncertainties with prior and posterior nuclear data uncertainties at 150 EFPD (left) and 280 EFPD (Right) for a Swiss PWR*

est. On this basis, a first verification was made for one burnup step of a given KKG cycle and the MCNP results were then compared to S3. As shown in Fig. 8, an acceptable agreement could be achieved in the interior core zone while larger differences were obtained at the core periphery, to some extent because of the lower power in that zone. At some of the assembly interfaces, large differences are also observed, something that could be related to the usage for these first MCNP full core calculations of reflective boundary conditions in the CHUP preparation of the 3-D nuclide compositions. Plan is therefore now to proceed with a CHUP upgrade using the CS2M approach and assess the impact on the predicted pin power distributions before proceeding with a validation against Aeroball measurements.

Concerning nuclear data (ND) uncertainties, research was continued on several fronts. For steady-state core calculations, a pilot study towards data assimilation using reactor measurements to reduce ND uncertainties was initiated. More specifically, for a Swiss CMSYS/PWR core model, a Backward-Forward Monte Carlo (BFMC) method using measured critical boron concentrations was employed. The considered ND were the fission cross sections, prompt neutrons multiplicity for ^{235}U and ^{239}Pu and the capture cross section of ^{238}U. For these, the prior uncertainties were taken from the ENDF-B/VII libraries. Following the data assimilation using the calculated-to-measured boron bias as adjustment criteria, the posterior ND uncertainties were reduced although cross-isotope correlations appeared as shown on the upper right part of Fig. 9. Nevertheless, the uncertainties in calculated critical boron concentration could through this be reduced for all investigated burnup steps. Of course, this data assimilation is only applicable for the specific codes/methods employed for the given Swiss/PWR core calculation. But it underlines two points. First, it shows that an optimal ND library along with uncertainties could in theory be developed specifically for each computational scheme employed for the core simulations of a given plant. Also, it underlines how real core operating data could be used to complement integral reactor physics experiments in order to improve ND and reduce their uncertainties for the validation of reactor physic codes. And in this context, it was also considered as timely to review the latest status on ND uncertainties following the very large international efforts that were invested in this research area during the last years. To this aim, all the latest libraries with associated covariance matrices (CV) were benchmarked with SHARK-X/CASMO for a depletion calculation of a two-cycle operated Swiss PWR assembly. As can be seen in Fig. 10, showing the uncertainty in the infinite multiplication factor (k_{inf}) as function of burnup, it is rather difficult to conclude that the ND uncertainties have now converged to become consistent between different evaluations. Indeed, rather large differences in k_{inf} uncertainties are seen depending on the employed CV matrices. Also, upgrades of the libraries (e.g. ENDF/B or SCALE) show reverse trends of the k_{inf} uncertainties in the low- versus higher burnup ranges. Hence, on an overall basis, this indicates that substantial work remains before reliable and consistent uncertainties for key ND affecting reactor core calculations will be at hand. Finally, for core dynamics, the validation of the SIMULATE-3K (S3K) solver against SPERT RIA experiments with quantification of the ND uncertainties was continued. This year, the SHARK-X module was updated to handle uncertainties in kinetic parameters in order to assess their impact on the predicted 3-D transient power and fuel pin enthalpies. However, in association to these developments, a question was raised concerning the general approach to be used for ND uncertainty propagation in such 3-D kinetic calculations. More specifically, most transient 3-D core solvers including S3K initialize the time dependent calculation by renormalization of the initial fission source to critical conditions. Thereby, the effects of the ND perturbations which are made prior to the source normalization will translate into a different reactivity worth of the control rods once the time-dependent simulation is started. The impact of this on the predicted transient uncertainties versus effects truly coming from ND uncertainties will therefore need to be further evaluated.

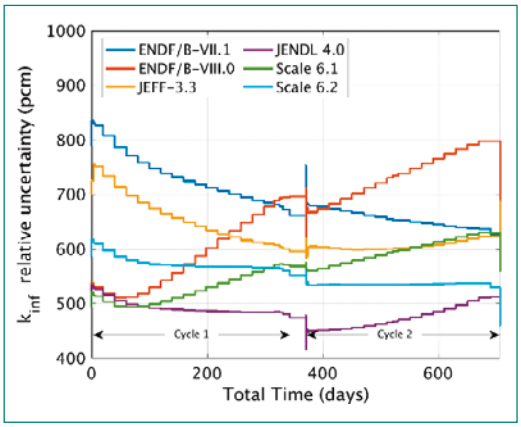


Figure 10: *Evolution of the k_{inf} relative standard deviation with burnup for various covariance matrices*

Fuel modelling and safety criteria

During 2019, the development of a methodology using basic capabilities of FALCON code to evaluate effects from excessive localized cladding oxidation was continued. The key element of this methodology is a new special finite-element model referred to as SLICE-DO. This model simulates the mechanical and thermal impact of an azimuthally non-uniform pre-oxidized area of the cladding due to 1) a reduction of its mechanical load-bearing thickness; 2) the additional thermal resistance on the outer cladding surface. Coupled with FALCON, this methodology allows computing the mechanical response as well as the temperature redistribution in both pellet and cladding of affected axial nodes during further irradiation and/or power ramps. Apart from the direct effect on pellet thermal expansion because of increased fuel temperatures, the calculations showed also an aggravation of the cladding mechanical state due to temperature effects on properties such as creep rate and yield strength. Moreover, localized non-axisymmetric distribution of the affected cladding area was shown able to amplify local cladding strain and Cumulative Damage Index (CDI) as caused by Pellet-Cladding Mechanical Interaction (PCMI) during power ramps (see Fig. 11). This was found to be induced by thermal-mechanical concentration phenomena: fast localized cladding creep or plastic deformation along with stress relaxation on the overheated side of the cladding versus reduced strain on the unaffected side due to higher resistance to permanent deformations (creep and plasticity) at a lower temperature. Consequently, this new methodology was on the one hand applied to study cladding failure mechanisms. On the other hand, it was shown to be applicable for fuel reliability assessments of re-utilized pre-oxidized rods and for the evaluation of operating limit adjustments such as to account for effects from localized oxidation. For instance, a reduction of the rod internal pressure criteria for onset of cladding lift-off was quantified as function of the initial oxidation spot size. Also, an adjustment of power limits for Anticipated Operational Occurrences, which are to preclude fuel melting and cladding failure due to PCMI or Pellet-Cladding Interaction (PCI) assisted Stress-Corrosion Cracking (SCC), was estimated.

Concerning fission gas release (FGR) and high burnup fuel behaviour, focus was during 2019 shifted towards the phenomenology of burst FGR (BFGR) during LOCAs. In that context, the GRSW-A

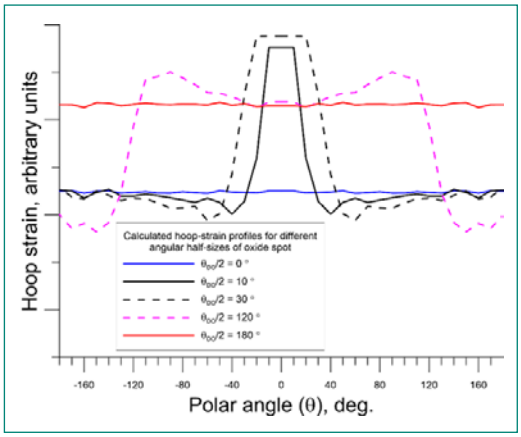


Figure 11: *Calculated azimuthal profiles of local hoop strain in a pre-oxidized slice at ramp terminal level for different angular sizes of oxide spot*

extensions for BFGR that were previously developed for RIA analyses were test for LOCA. This pointed out the necessity for refinements of the analytical criteria to be used for predicting on-set of BFGR during LOCAs. For the latter, the methodology applied so far was to couple FALCON/GRSW-A with the FRELAX lumped parameter module that handles axial fuel relocation during ballooning and axial gas flow between balloon and plenum. To take into account burst FGR phenomena, the FRELAX module was therefore updated with several physical models, including extensions of the number of considered gases, calculation of gas transport properties (i.e. viscosity and diffusivity), effective atomic radii and adding diffusion mechanisms for the gas flow between balloon and plenum. As these processes are highly interdependent with those simulated by FALCON/GRS and since BFGR is by definition a very fast mechanism, a tighter coupling with the updated FRELAX module was also established. More specifically, the traditional explicit coupling scheme used so far implied that the FALCON/GRSW-A integral analysis would provide FRELAX with the current axial distribution of cladding strain. This would then be converted into a mechanical gap thickness used for the calculation of axial fuel relocation and gas flow. With the updated FRELAX module, the integrated GRSW-A model now provides also the current rates of burst FGR from the fuel nodes. This is then used by FRELAX to compute the bulk flow and diffusion of the gas mixture which in turn, provides the current axial distributions of the rod internal pressure and gas contents in the pellet-cladding gaps. These are then passed back to FALCON/GRSW-A to compute the cladding strain rate and gap heat conductance before advancing to the

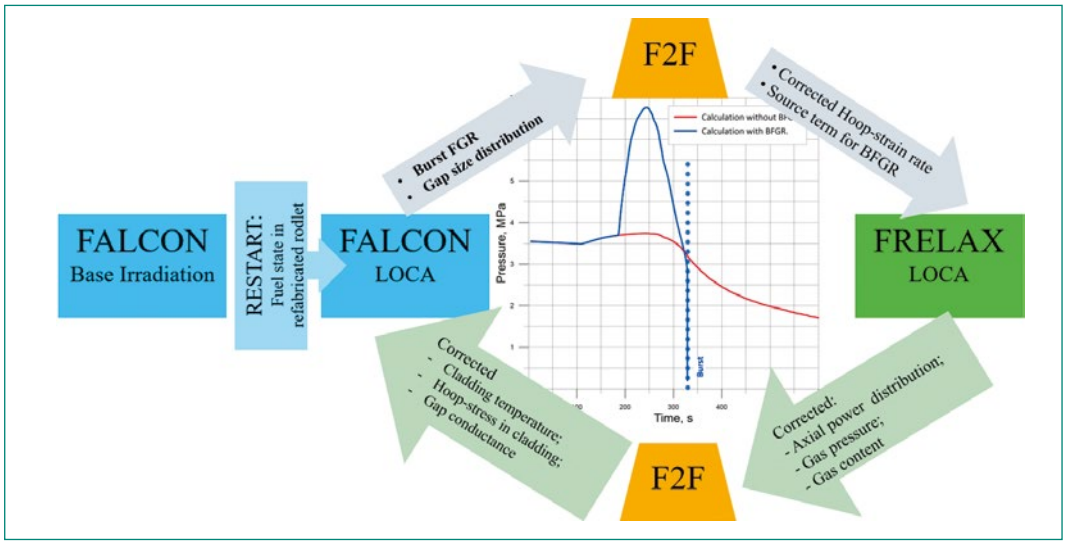


Figure 12: *Flow-chart for data communication with F2F coupled codes for analysis of effects of burst FGR on rod behaviour during LOCA*

next time step. This tighter coupling, referred to as F2F, is illustrated in Fig 12. On this basis, a verification of this new-coupled F2F system for BFGR during LOCA was launched using to this aim, available experiments including the HALDEN LOCA test IFA-650.12. For the latter, preliminary results indicated that with account of BFGR, the clad failure which occurred during the test and which could not be predicted so far could now be successfully reproduced. This provides thus confidence in the new BGFR models for which further verification and validation will be performed in order to establish analytical criteria for onset of BFGR during LOCA events.

With regards to the development of the 3-D thermo-mechanical solver based on OpenFOAM and now referred to as OFFBEAT, work was continued in 2019 to extend the capabilities for the modelling of local 3-D effects in LWR fuels. More specifically, as part of the studies conducted in a collaborative effort between STARS and EPFL, focus was given towards including important physical phenomena such as creep and plasticity in the solver. First results for pellet cladding mechanical interaction (PCMI) including creep and plasticity were on this basis obtained as shown in Fig. 13. The validation was also enlarged to include additional experimental data from the International Fuel Performance Experiments (IFPE) database. Moreover, since OFFBEAT is developed in the perspective of multi-physics simulations, a first coupling with the Monte Carlo Serpent code was also established. Finally, in

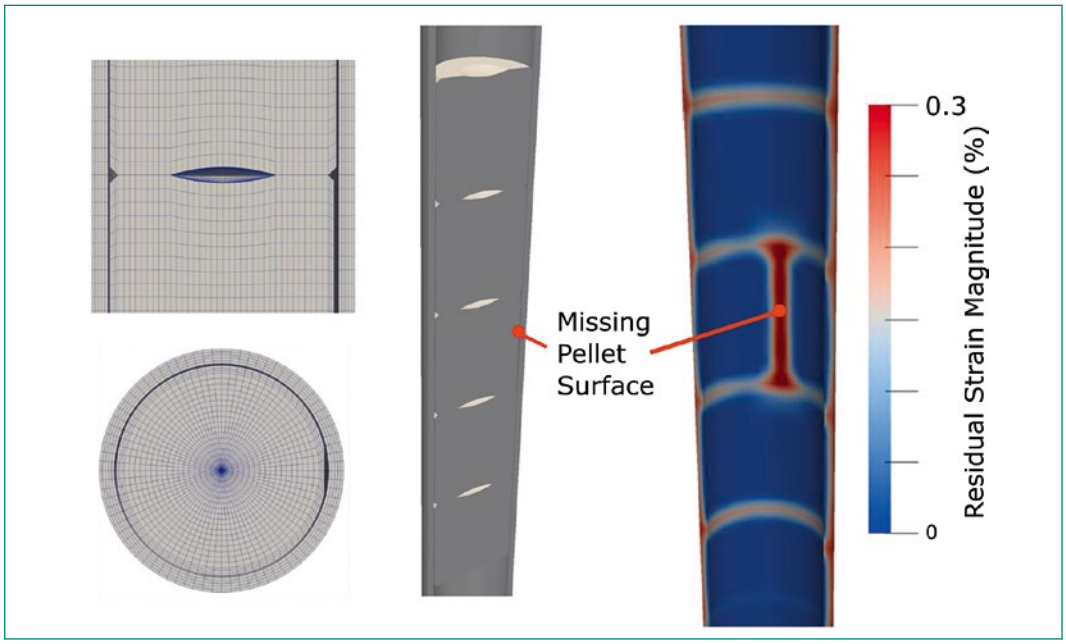


Figure 13: *3D Simulation of Missing Pellet Surface PCMI for a Power Ramp showing (left) the geometry and mesh, and (right) the Magnitude of the Residual Strain at the End of the Simulation*

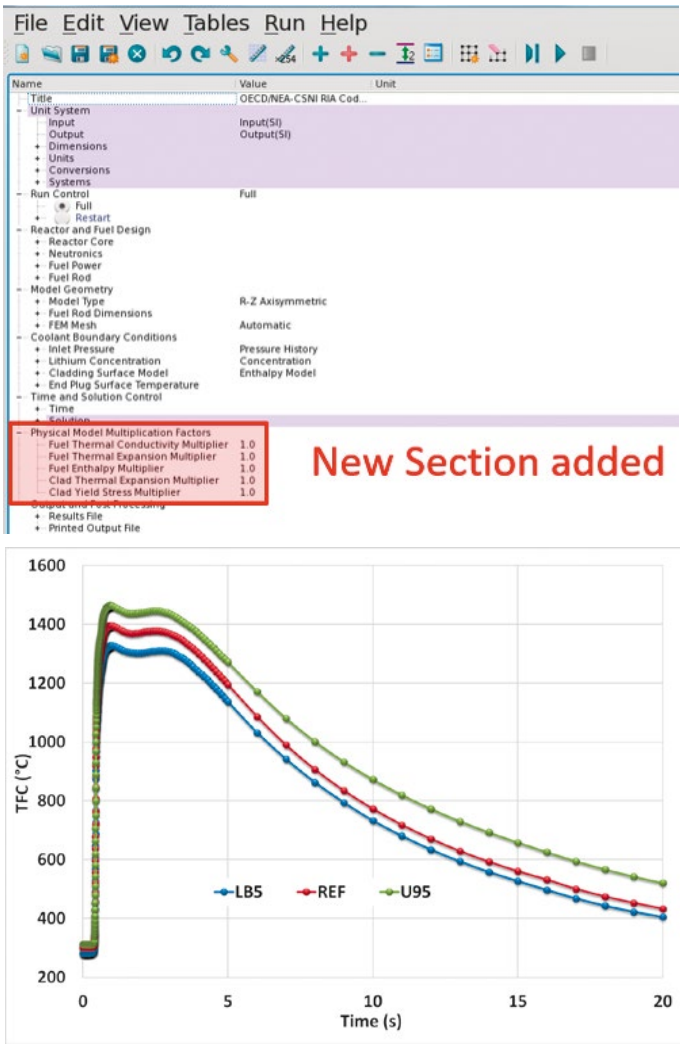


Figure 14: *Top: Parameter Biases for Falcon models. Bottom: Computed fuel centreline temperature with tolerance bounds for CIP-0 transient.*

the perspective of planned activities for the next ENSI/STARS project phase, initial developments towards applying OFF-BEAT for the modelling of foreign materials on the cladding surfaces (e.g. crud and oxide layers) has been started.

On the topic of uncertainty quantification (UQ) and sensitivity analysis (SA), participation to the WGFS RIA fuel code benchmark was completed during 2019. As part of this, the in-house computational framework based on Python to perform UQ/SA with Falcon V1 was consolidated, including developments to allow for physical model variations that could hitherto not be modified by the user. Also, all the benchmark steady-state and RIA transient cases were analysed with the latest Falcon V1 version including the GRSW-A model for fission gas release and gaseous swelling (see Fig. 14). This work was carried out in the frame of the 3rd phase of the WGFS RIA benchmark where the calculated quantities of interest are to be compared to experimental results from the CIP-01 RIA test. The overall conclusions from this benchmark can be summarized as follows. First, the tools used by most participants in the benchmark reproduced the behaviour of the fuel/clad in a satisfactory way except for the fission gas release (FGR) which was also underestimated in the PSI calculations. Secondly and related to the previous point, globally larger uncertainties as well as sensitivities were predicted for irradiated fuels compared to zero burnup cases. Third, the results were found to be highly sensitive to parameters related to base irradiation (e.g. oxide layer thickness, power axial shape and gap thickness). Finally, two advantages of Falcon compared to many of the other state of the art fuel performance codes were put forward by this benchmark. First, because Falcon was created as a merging of steady state and transient solvers, it is currently one of the few codes which allows performing consistent and integrated simulations for both static and dynamical conditions. Secondly, the modular feature of GRSW-A model allows to analyse only partial lengths of a mother rod. Both these aspects were recognized as powerful assets within the benchmark community.

Multi-physics safety analyses

During 2019, a main multi-physics activity was to launch the development and verification of coupling schemes between COBRA-TF (CTF) and higher-order transport 3-D core solvers. In this framework, a coupling between the in-house pin-cell homogenised TORTIN solver and CTF was on the one hand established and preliminary verifications against SIMULATE-5 were conducted. On the other hand, efforts were focused on coupling the sub-pin resolved nTRACER solver to CTF. For this, the starting point was to first of all continue the verification of the code for 3-D neutron transport calculations of Swiss PWR assembly designs. In this context, a CHUP methodology between CMSYS/SNF (CS2M) and nTRACER was established in order to initialise the fuel materials, recalling that nTRACER is a direct core simulator without cross-section homogenisation. Hence, for a UO2 assembly of the KKG reactor and at a selected burnup step on a given cycle, the CHUP methodology was applied. On this basis, the computed 3-D neutron flux- and power distributions were compared to corresponding calculations with the Monte-Carlo Serpent

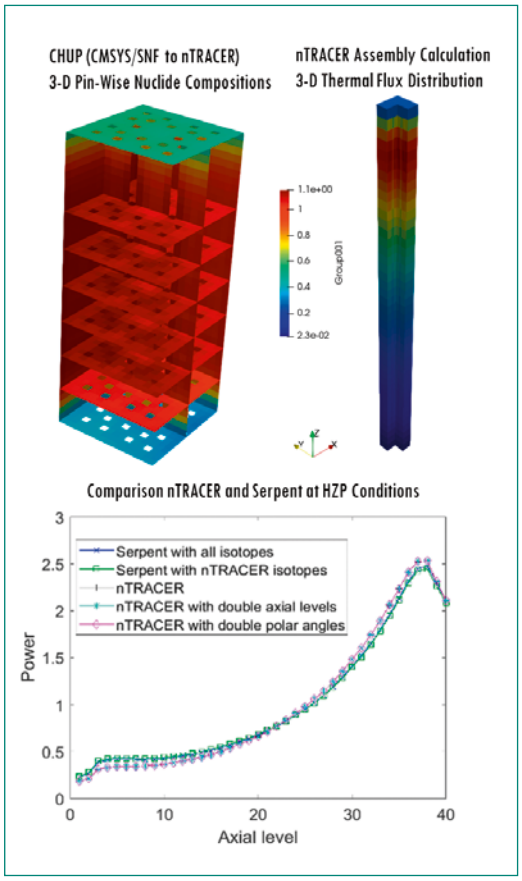


Figure 15: *Verification of nTRACER 3-D transport solution for a burned assembly of a Swiss PWR*

code. In this context, one additional objective was to evaluate the relevance of isotopes not currently included in the nTRACER nuclear data library. And as shown in Fig. 15, despite the missing isotopes, nTRACER was found to reproduce very well the Serpent solution both qualitatively and quantitatively, providing thereby confidence in an extension of the CHUP/nTRACER approach for full core geometries.

Concerning the coupling with CTF, this was further developed in close collaboration with Seoul University. Principally, the previous coupling approach was to call CTF as a subroutine via an external interface. In the new coupling scheme, CTF has been integrated as an internal routine to nTRACER which acts therefore as master code and also derives the CTF geometrical models directly from the neutronic representation. Another extension was to modify the coupling with regards to the fuel conduction model. The fuel temperatures were previously computed by nTRACER but this has now been shifted such as to be handled by the conjugate heat transfer calculations of CTF, implying of course an update of the spatial meshing as CTF allows only at most four heat source quadrants per rod. On this basis, a first testing of the new coupling was performed for a KKG assembly, showing as presented in Fig. 16, the expected behaviour of the intra-assembly axial/radial flow conditions and power distributions.

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.

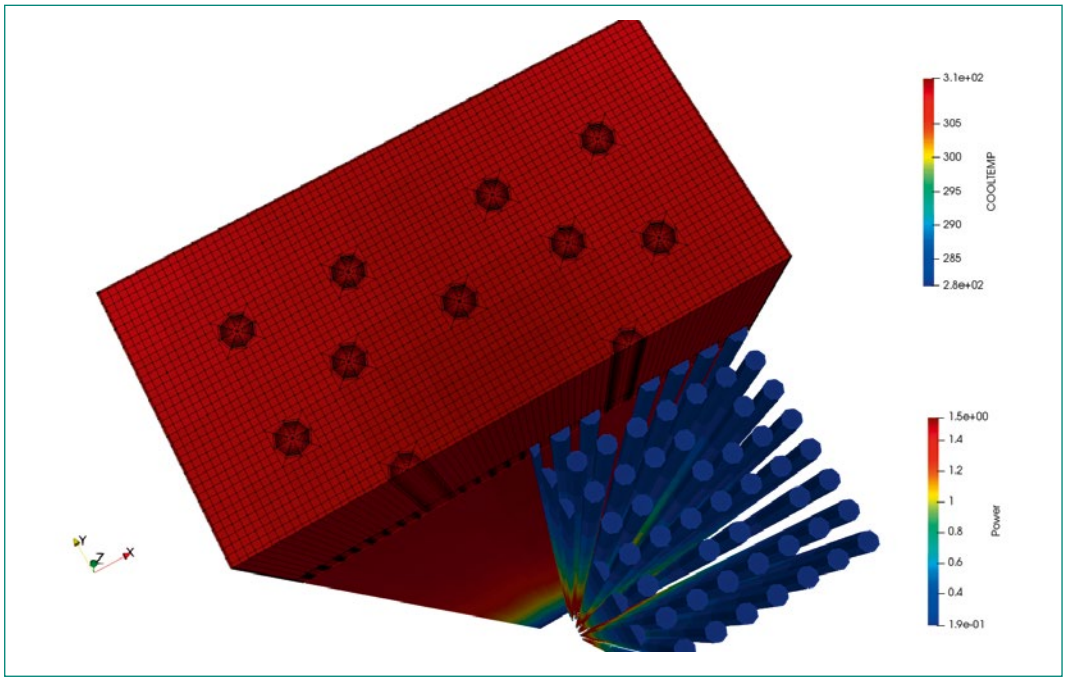


Figure 16: *Predicted intra-assembly sub-channel coolant temperatures (Upper/Left) and pin powers (Lower/Right) with coupled nTRACER/CTF calculation scheme*

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 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 including several H2020/EURATOM projects. In addition, STARS collaborates on safety research with the Finnish regulatory body STUK as well as other technical safety organisations of the ETSON 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 primarily collaborates with Studsvik (CASMO/SIMULATE/SIMULATE-3K) and Seoul University (nTRACER). On the fuel modelling side, the collaboration with EPRI on Falcon code development was continued and the development of a new 3-D solver based on OpenFOAM is conducted in collaboration with EPFL. Finally, during 2019, STARS continued its collaboration with Preussen Elektra, primarily with regards to the validation of burnup calculations codes.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

During 2019, satisfactory progress was achieved with regards to most of the project research goals. In particular, the year was marked by significant advances in the areas of CTF validation and uncertainties, CFD scaling analyses, high-resolution core simulations and advanced Falcon modelling capabilities for coupled thermal and mechanical effects from localised clad anomalies. On the other hand, no new experimental data was identified to allow for refinements of H-uptake models for BWR high burnup cores. And the continued analysis of available data also pointed out potential effects from shadow corrosion on some of the investigated samples, something that might prevent their usage for H-uptake model development and validation. Regarding participation to the OECD/NEA UAM benchmark phase 3 aimed at multi-physics uncertainty analyses, this activity could not be launched as planned, partly because in the area of core analyses, higher priority continued to be given to support and studies related to BWR clad anomalies. Concerning perspectives, it must be noted that 2019 constituted the last year of the current ENSI/STARS research project phase. A renewal of the project for years 2020–2022 was therefore recently agreed upon. The research scope will remain focused on multi-physics simulations with uncertainty analyses but also with continued activities related to BWR clad anomalies. And in this context, the specific objectives planned for 2020 are as follows.

Plant System and Thermal-Hydraulics	Development of TRACE models for RBHT Facility and start validation against experimental tests
	Comparative study with COBRA-TF of liquid film/steam dynamics in Swiss BWR Assembly Designs
	Assessment of mapping methods to scale CFD coolant mixing validation results to Swiss reactor designs and transient applications
	Enlarge development of uncertainty and sensitivity analysis methods for thermal-hydraulic physical models to FEBA/ BFBT and RBHT
Core Behaviour and Reactor Physics	Launch separate-effect validation of SIMULATE-5 neutronic models for PWR analyses
	Assessment of SIMULATE-3K capabilities for BWR numerical noise simulations
	Validation of nTRACER and TORTIN for depletion calculations against experimental data from Swiss reactors
	Development of CMSYS/SNF nuclide vectors towards high resolution 3-D decay heat estimations for LWR accident analyses
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Enhancements of the FALCON/GRSW-A models for fuel temperature calculations
	Correlation analysis between H-uptake and local clad, coolant, neutronic and burnup properties for Swiss BWR samples
	Development of OFFBEAT models for simulations of 3-D thermo-mechanical effects from localised clad materials
Multi-Physics	Development of MPACT models for Swiss BWRs and assessment of coupling schemes with coolant/chemistry solvers
	Establishment of global uncertainty quantification methodology for COBALT multi-physics analyses of UAM-III benchmark

Table 2: *Perspectives 2020*

Publications

[1] *K. Nikitin, I. Clifford, H. Ferroukhi,* PMSYS: Plant Management System as a part of Swiss Simulation Platform, Proc. NURETH 18 Portland, USA, August 18–23, 2019.

[2] *R. Mukin, I. Clifford, O. Costa Garrido, d. f. Mora, M. Niffenegger, B. Niceno and H. Ferroukhi,* Screening Analysis for Pressurized Thermal Schock (PTS) Transient Scenarios, Proc. NURETH 18 Portland, USA, August 18–23, 2019.

[3] *I. Clifford, C. Cozzo, H. Ferroukhi,* First Assessments of the Dynamic Gap Conductance Model in TRACE, Proc. NURETH 18 Portland, USA, August 18–23, 2019.

[4] *O. Zerkak,* Customization of XTV Graphics Output in TRACE v5.0p5 - Applicable to versions v5.0p5, v5.0p4, v5.0p3 and v5.0p3UQ, PSI Memorandum SB-TRCE-ACT-001-09.003 (September 2019).

[5] *K. Nikitin,* Simulation of FRIGG CPR tests for Optima-3 fuel design by means of CO-BRA-TF subchannel code, PSI Technical Report TM-41-15-08 V.0 (September 2019).

[6] *R. Puragliesi, R. Mukin, I. Clifford and H. Ferroukhi,* Comparison of Computational Fluid Dynamics and Subchannel Numerical Solutions of Fuel Assemblies Characterized by Bowing, Proc. NURETH 18 Portland, USA, August 18–23, 2019.

[7] *I. Clifford,* CFD Modelling of the KKG Core Bypass: Model Development and Testing, PSI Technical Report TM-41-15-08 V.0 (September 2019).

[8] *I. Clifford,* CFD Modelling of the KKG Core Bypass: Application to Heat Transfer and Bypass Heating, PSI Technical Report TM-41-15-32 V.0 (September 2019).

[9] *G. Perret, D. Wicaksono, I. Clifford, H. Ferroukhi,* Global Sensitivity and Registration Strategy for Temperature Profile of Reflood Experiment Simulations, Nuclear Technology, 205:12, 1638-1651.

[10] *A. Scolaro, I. Clifford, C. Fiorina and A. Pautz,* The OFFBEAT multi-dimensional fuel behavior solver, Nuclear Engineering and Design 358 (2020) 110416.

[11] *A. Scolaro, I. Clifford, C. Fiorina and A. Pautz,* Cladding Plasticity Modeling with the Multidimensional Fuel Performance Code Offbeat, Top Fuel 2019, Seattle, WA, September 22–27, 2019.

[12] *A. Scolaro, Y. Robert, C. Fiorina, I. Clifford and A. Pautz,* Coupling Methodology for the Multidimensional Fuel Performance Code Offbeat and the Monte Carlo Neutron Transport Code Serpent, Top Fuel 2019, Seattle, WA, September 22–27, 2019.

[13] *I. Clifford, M. Pecchia, R. Mukin, C. Cozzo and H. Ferroukhi, A. Gorzel,* Studies on the effects of local power peaking on heat transfer under dryout conditions in BWRs, Annals of Nuclear Energy 130 (2019) 440–451.

[14] *G. Khvostov,* Numerical simulation of the effects of localized cladding oxidation on LWR fuel rod design limits using a SLICE-DO model of the FALCON code, Nuclear Engineering and Technology, https://doi.org/10.1016/j.net.2019.07.010

[15] *R. Ngayam-Happy,* Analysis of Phase 2 of the OECD/NEA Reactivity Inserted Accident (RIA) benchmark using FALCON coupled with the URANIE platform, PSI Technical Report TM-41-19-18 V.0 (2019)

[16] *D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, S. Pelloni, E. Bauge, A. Koning.* Correlation Nu-Sigma for U-Pu in the thermal and resonance neutron range via integral information. Eur. Phys. J. Plus (2019) 134:453.

[17] *A. Vasiliev, S. Canepa, H. Ferroukhi, V.F. Boyarinov, P.A. Fomichenko, H.G. Joo, M. Ryu.* Cross-verification of SUHAM-TD and nTracer reactivity insertion transient solutions without materials homogenization approximation using OECD/NEA C5G7-TD benchmark. Annals of Nuclear Energy 134 (2019) 235–243.

[18] *D. Hennig, C. Lange, Rizwan-Uddin, A. Dokhane, A. Knospe.* Principles for the application of bifurcation theory for the systematic analysis of nuclear reactor stability, Part2: Application. Progress in Nuclear Energy 113 (2019) 263-280

[19] *D. Hennig, C. Lange, Rizwan-Uddin, A. Dokhane, A. Knospe.* Principles for the application of bifurcation theory for the systematic analysis of nuclear reactor stability, Part1: Theory. Progress in Nuclear Energy 115 (2019) 231-249

[20] *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. Annals of Nuclear Energy 129 (2019) 67–78

[21] *A.J. Koning, D. Rochman, J.-Ch. Sublet, N. Dzysiuk, M. Fleming, S. van der Marck.*

TENDL: Complete Nuclear Data Library for Innovative Nuclear Science and Technology. Nuclear Data Sheets 155 (2019) 1–55.

[22] *D. Rochman, E. Bauge, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, S. Pelloni, A. J. Koning, J. Ch. Sublet.* Monte Carlo nuclear data adjustment via integral information. Eur. Phys. J. Plus (2018) 133: 537.

[23] *E. Bauge, D. Rochman.* Cross-observables and cross-isotopes correlations in nuclear data from integral constraints. EPJ Nuclear Sci. Technol. 4, 35 (2018).

[24] *M. Pecchia, A. Vasiliev, G. Perret, H. Ferroukhi.* Benchmark Monte Carlo calculations with ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3 libraries for LWR Criticality Safety Assessments. Proc. ICNC 2019, 15–20 September, 2019, Paris, France.

[25] *M. Papadionysiou, K. Seongchan, M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz, H. G. Joo.* Assessment of nTRACER and PARCS Performance for VVER Configurations. Proc. M&C-2019, Portland, USA, August 25–29 2019.

[26] *P. Mala, A. Pautz, H. Ferroukhi.* EPR Fuel Cycle Depletion with Pin-by-Pin Code TOR-TIN and Nodal Code SIMULATE5. Proc. M&C-2019, Portland, USA, August 25–29 2019.

[27] *A. Dokhane, M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, G. Grandi.* Impact of Implicit Effects on Uncertainties in SPERT-III Rod Ejection Accident Experiments. Proc. M&C-2019, Portland, USA, August 25–29 2019.

BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses

Author und Co-author(s)	Stefan Wenzel, Jürgen Hartung, Michael Kund, Vera Koppers
Institution	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Address	Schwertnergasse 1, 50667 Köln, Germany
Phone, E-mail, Internet address	+49 (89) 32004-413, Jürgen.Hartung@grs.de, www.grs.de
Duration of the Project	September 2016 to December 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 2019 are:

- the conclusive performance of LOCA-BEPU and sensitivity analyses for a generic PWR model with leak sizes of 30 cm², 70 cm², 100 cm² and 440 cm²,
- the performance of the corresponding conservative simulations for the investigated accident sequences,
- one-dimensional structural mechanic analyses of the reactor pressure vessel (RPV),
- the accident sequence comparison and the concluding discussion of the study results.

By incorporating the one-dimensional structural mechanical calculations, the correlations between the figures of merit identified in [1] (local temperature gradients and temperature deviation across the RPV wall) and expectable stress intensity factors could be quantified.

Project goals

With the publication of the Specific Safety Guide No. SSG-2 in 2009 [2], 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 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 conservatisms 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 [3]. 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, IAEA proposes 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 derives the uncertainty in safety relevant parameters 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 assessment 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. 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.

With increasing operation time, aging effects in nuclear power plants (NPP) are of growing importance. In particular, the assessment of neutron induced embrittlement of the reactor pressure vessel (RPV) base material and the concomitant increased risk of PTS is therefore subject to current research activities. For the presented work numerous thermohydraulic simulations were performed in the framework of an uncertainty analysis to identify a bandwidth of initial and boundary conditions for the structure analysis of the RPV in PTS relevant accidental sequences. Furthermore, input parameters for conservative 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 is examined and deviations to the results of BEPU analyses are quantified. The results of the uncertainty analysis can be used as a basis for the selection and definition of boundary conditions of further structural mechanic analyses in the assessment of PTS-relevant sequences. One-dimensional structural mechanic calculations utilizing the probabilistic structure analysis code PROST [4] were performed exemplarily, which indicate the magnitude of uncertainties in the thermomechanical stresses of the RPV.

Thermohydraulic investigations are performed using the system code ATHLET. The utilized thermohydraulic model represents a generic 4-loop pressurized water reactor (PWR) with an electrical power output of 1400 MWel. The project 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 downcomer 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 the downcomer. Additionally, comprehensive simplifications on the less important secondary side and the control systems were performed to reduce the calculation time for the

uncertainty analyses. A description of the revised system configuration can be found in [5]. 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 [6] was used. 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 incorporated in this procedure as well. The selected parameters were continuously evaluated and complemented, if required.

Phase 2: Performance and Evaluation of LOCA Simulations with Integrated Uncertainty and Sensitivity Analyses

The findings of 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 per investigated PTS sequence 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.

Beside the uncertainty analyses, LOCA simulations with conservative initial and boundary conditions based on expert judgement and the results of preliminary BEPU analyses [1] were performed for all investigated PTS sequences. The results of these conservative simulations were compared to the results of the revised uncertainty analysis to quantify differences in safety margins and their development in time. Conclusions are drawn from the comparison of all investigated PTS sequences.

In order to assess the magnitude of uncertainties in the thermomechanical stresses of the RPV, one-dimensional structural mechanic calculations were performed. The results allow the factual appraisal of the bandwidth of uncertainty in the RPV thermomechanical load which is caused by uncertainties in thermohydraulic modelling.

Phase 3: Documentation and Discussion of the Results

The conducted research activities and achieved results were documented in this phase of the project. An assessment and discussion of the observations is part of this document. The results and recommendations of the project are submitted for publication at the Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2020).

Work carried out and results obtained

1. Comparative results of best estimate plus uncertainty (BEPU) analyses

The following conclusions are drawn based on reference parameters, which are representative for the mechanical load on the RPV and accessible by the thermohydraulic system simulations. These reference parameters are the radial temperature gradient dT/dr at the tip of a postulated 25 mm surface crack as well as the temperature deviation across the RPV wall ΔT. These figures of merit were identified following the methodology in [1].

The conducted uncertainty analyses were performed using the GRS-Method [7] for BEPU and sensitivity analysis for PTS sequences with 30 cm², 70 cm², 100 cm² and 440 cm² (0.1 A_{MCL}) leak cross sectional area (CSA). The procedure is based on the non-parametrical approach of Wilks [8] 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 % at least n = 59 Monte-Carlo simulation runs are needed [9]. Uncertain parameters according to [10] were applied and adopted for PTS sequences, which resulted in 62 uncertainty parameters to be varied. 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 [11] it was decided to perform a total of three

times the number of uncertain parameters which results in 186 thermohydraulic LOCA simulations per sequence.

Figure 1 summarizes the results of the investigations for the radial temperature gradient (dT/dr) at the postulated crack tip. The subfigures are containing the upper one-sided tolerance limit with a probability level of 95 % at 95 % statistical confidence, the result of the conservative simulation with respect to PTS as well as the result of the best-estimate analysis for the investigated accident sequences with 30 cm², 70 cm², 100 cm² and 440 cm² leak size. The transparent areas enclose the minimum and maximum values of the 186 simulations of the uncertainty analysis respectively and thus represent the uncertainty range. The upper one-sided tolerance limit is of fifth order considering the given sample size [10]. The numerical results of all sequences are compared in Table 1 for dT/dr. Table 2 shows the corresponding results for the second identified stress determining parameter «temperature deviation across the RPV wall ΔT».

The comparison in Figure 1 shows that with increasing leak size the uncertainty range of the results is reduced. The best-estimate analysis is in all sequences within the bound of uncertainty and the conservative simulation leads to the highest value of the local gradient and to its steepest temporal rise for all assessed cases. The qualitative behaviour of the curves is similar in all sequences with the highest variance of the results close to the occurring maxima and decreasing variance in the late phase of the sequences. Only in the sequence with CSA = 30 cm² an increase of the result variation occurs from approx. t = 6500 s on, due to late activation of low pressure ECC injection. Furthermore, the largest overall variance of uncertainty occurs in the sequence with 30 cm² leak size. The cause of this behaviour is explained by the result of the sensitivity analysis. It revealed that with a leak size leading to boundary conditions close to the breakdown of natural circulation, the uncertainties in the simulation results increase strongly, since thermal mixing reduces which highly influences heat transfer in the RPV downcomer.

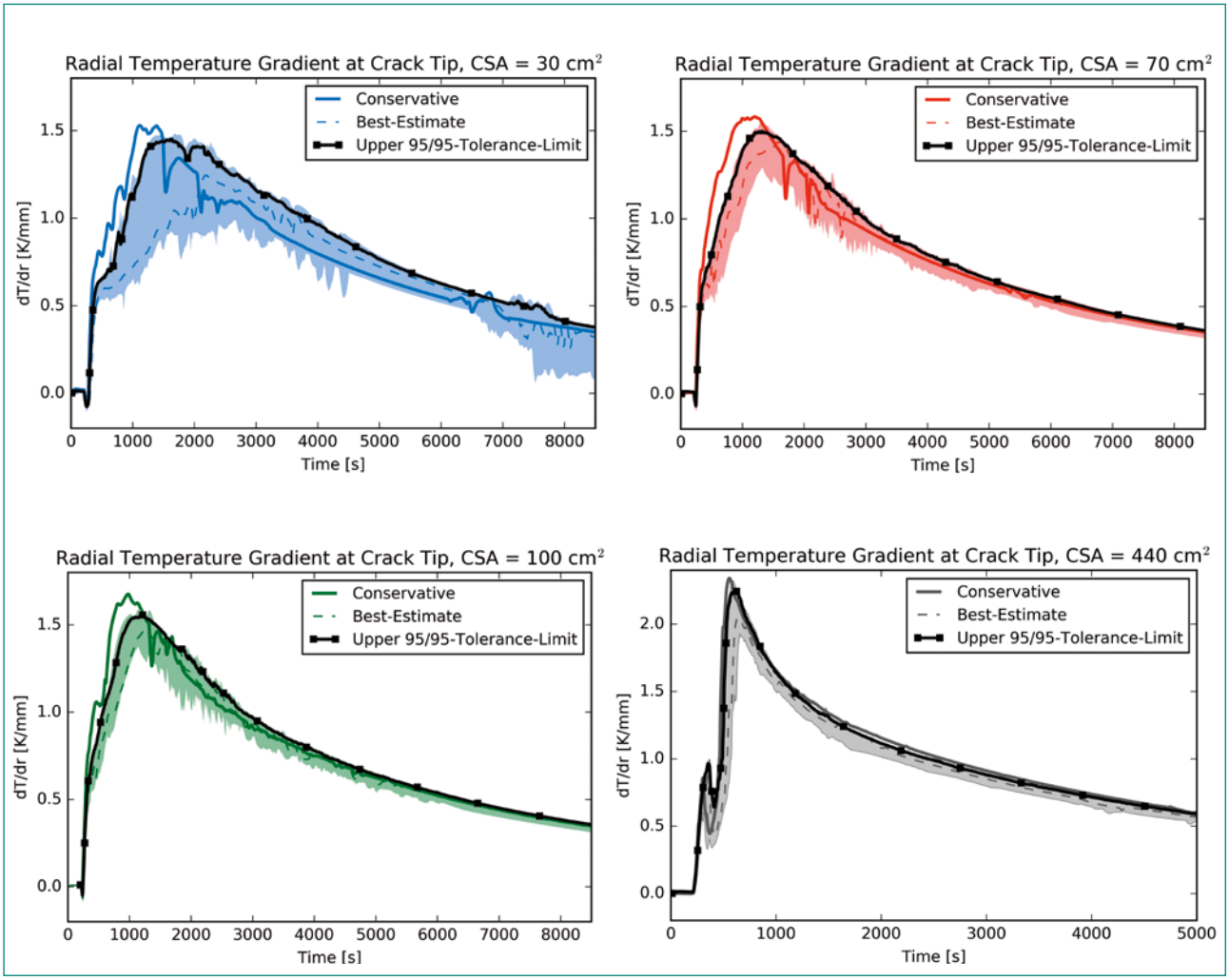


Figure 1: *Comparison of the calculated uncertainty ranges with 95/95 tolerance limits to the conservative and best-estimate simulations for the radial temperature gradient at the postulated crack tip.*

Description	CSA = 30 cm² [K/mm]	CSA = 70 cm² [K/mm]	CSA = 100 cm² [K/mm]	CSA = 440 cm² [K/mm]
highest maximum of the USA*	1.48	1.56	1.59	2.32
lowest maximum of the USA*	0.99	1.29	1.38	1.93
expected by normal distribution	1.28	1.45	1.50	2.11
best-estimate value	1.25	1.44	1.47	2.04
upper 95/95 tolerance limit	1.45	1.50	1.56	2.25
conservative result	1.52	1.62	1.68	2.34

*USA: uncertainty and sensitivity analysis

Table 1: *Results of the comparative analysis for the maximum of the reference parameter «radial temperature gradient at the postulated tip».*

Description	CSA = 30 cm² [K]	CSA = 70 cm² [K]	CSA = 100 cm² [K]	CSA = 440 cm² [K]
highest maximum of the USA*	187.3	192.2	199.5	213.3
lowest maximum of the USA*	144.3	167.8	175.7	192.6
expected by normal distribution	171.0	183.0	188.4	204.4
best-estimate value	164.6	186.2	188.8	203.5
upper 95/95 tolerance limit	183.2	189.0	192.4	206.9
conservative result	190.0	198.0	199.0	214.2

*USA: uncertainty and sensitivity analysis

Table 2: *Results of the comparative analysis for the maximum of the reference parameter «temperature deviation across the RPV wall».*

It is striking, that the results for the sequence with 440 cm² leak size show significantly higher values for both parameters compared to the results of the smaller leaks. It is also noticeable that the maximum of the radial temperature gradient occurs much earlier at about 400 s after the initiation of the accident and then drops again quickly. The uncertainty band is comparatively narrow and the maximum of the conservative simulation is close to the maximum value of the uncertainty range. The curves for the CSA = 440 cm² sequence in Figure 1 show a local maximum during the rise in value at the beginning of the accident. This behaviour is due to a temperature increase between 300 s and 600 s (approx. 100 s to 400 s after the accident initiation), which results from a decrease of the fill level in the downcomer and associated less effective heat transfer to vapor at the RPV wall. During this period, strip cooling occurs in the downcomer. A phenomenon which was not observed in the other investigated sequences.

As a result of the vigorous mixing in the two-phase regime within the downcomer and the high total injection rate of the ECCS, asymmetries in cooling conditions of the RPV almost completely vanish for this 0.1 A_{MCL} leak sequence. This aspect cannot be directly considered by examining the radial temperature gradients or temperature deviation across the RPV wall in the method applied. It is therefore not permissible to assess the load situation based on the two reference parameters shown only. Rather, all quantities and phenomena determining the load situation, such as pressure level, temperature decrease rate and asymmetric cooling, etc. must be taken into account. It is further recommended to use the results of thermohydraulic uncertainty analyses as initial and boundary conditions in a subsequent structural mechanic analyses for a final assessment.

2. Result evaluation incorporating one-dimensional structural-mechanical analyses

In the course of the present study, extensive analyses of different accident sequences were carried out using multidisciplinary methods. For the investigated accident sequences the conservative and best-estimate simulations as well as outstanding simulation results of the uncertainty analysis (see Table 3) were subjected to a one-dimensional structural-mechanical calculation with the simulation program PROST [4]. The methodology used for structural-mechanical analyses is explained in [12].

The evaluation of the results provides a mixed picture of the potential risk for the postulated 25 mm surface crack. An important assessment criterion regarding PTS is the brittle fracture transition temperature RT^{NDT}, which is a material property and determines the transition from ductile behaviour of the material under mechanical load to brittle fracturing. The highest allowed RT^{NDT} can be determined by calculating the load curve during an overcooling event based on various criteria as shown in

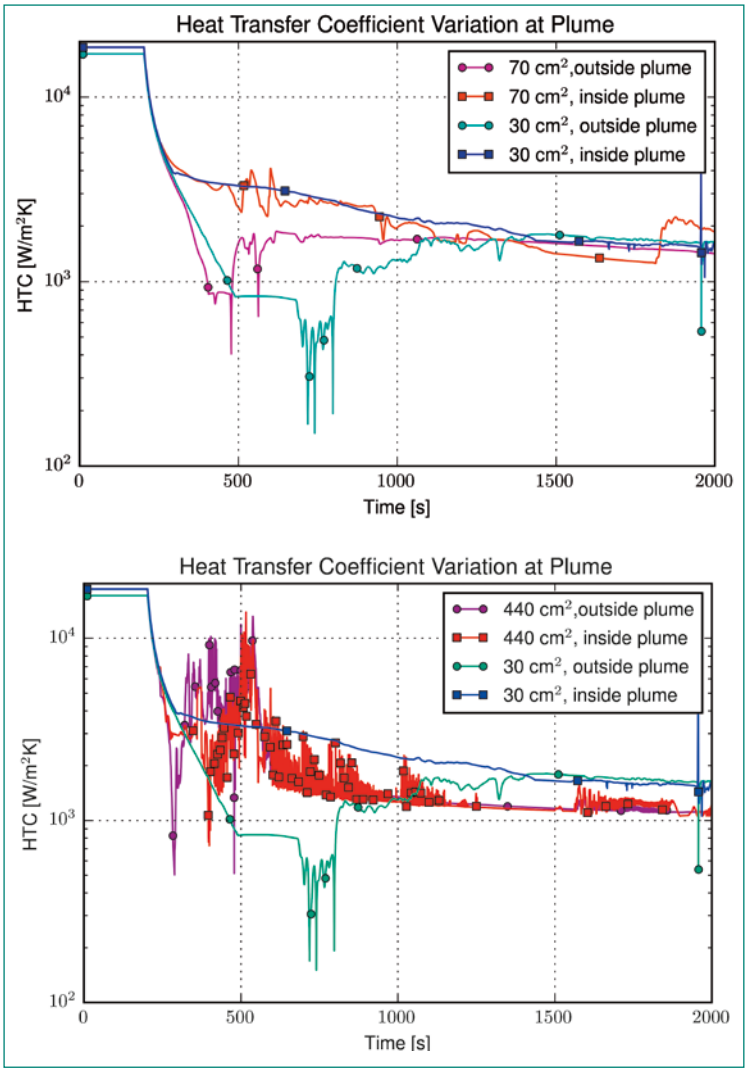


Figure 2: *Heat transfer coefficients inside and outside of the plume in the downcomer in comparison: 30 cm² to 70 cm² (upper) and 30 cm² to 440 cm² (lower).*

[12] for the current study. The lowest value of RT^{NDT} calculated form the load curve corresponds to the highest allowed RT^{NDT} of the material. The difference between the actual RT^{NDT} of the RPV material and the maximal allowed RT^{NDT} calculated form the load curve determines the safety margin during the overcooling event. In the study presented, the lowest calculated RT^{NDT} applying the warm prestressing (WPS) criterion [13] occurred in the analysis of the accident sequence with 70 cm² leak size at RT^{NDT} = 120.2 °C. The WPS criterion is widely used to assess the RPV loading condition during PTS sequences, since the conditions at the initiation of the accident generally match with WPS. In contrast, when using the more stringent tangent criterion were the beneficial characteristic of the WPS-effect is ignored, the lowest value occurred during the 440 cm² sequence at RT^{NDT} = 78.9 °C while the second lowest value occurred for the sequence with 30 cm² leak size at RT^{NDT} = 87.5 °C.

The bandwidth of the results in the calculation of the stress intensity factor K_I (measure for the mechanical load on the RPV) allows a first order assessment of the part of the result uncertainty in K_I, which arises from the uncertainty in the thermohydraulic modelling. Due to the adverse progression of PTS determining parameters as shown in [12] and the calculated low minimal RT^{NDT} the resulting variation in RT^{NDT} for the sequence with 70 cm² leak size are presented here exemplarily. The calculated maximum deviation in the brittle fracture transition temperature for this sequences is ΔRT^{NDT} = 6.0 K using the tangent criterion and shows much higher uncertainty with ΔRT^{NDT} = 13.7 K considering the WPS-effect. These results are qualitatively equivalent for all investigated PTS sequences.

An important influencing factor, which could not be included in the one-dimensional analysis method used for structural mechanic analysis, is the asymmetry in the cooling conditions at the RPV inner surface as mentioned in chapter 1. For example, the thermohydraulic simulations for the sequence with CSA = 30 cm² show the strongest stratification with a simultaneous low coolant mixing occurring, which results in large temperature deviations and differences in the heat transfer coefficients inside and outside the cold plume in the downcomer. This leads to additional axial stresses from azimuthal imbalance (see e.g. [14]).

Figure 2 compares the heat transfer coefficients for the accident sequences with 30 cm², 70 cm² and 440 cm² leak size. It becomes obvious that with increasing leak size, the mixing processes in the downcomer increases accordingly and the azimuthal imbalance in the cooling conditions is reduced. Since the applied one-dimensional analysis method for structural-mechanical analysis is not able to take into account such asymmetric conditions, but high ECCS injection rates occur during the sequence with 440 cm² leak size, the calculated maximal stress intensity factor for this sequence gives the highest overall value of K_I = 3723 MPa*mm^{½} that occurred during the presented study. However, it only leads to the second lowest allowed brittle fracture transition temperature at the K_I maximum (WPS considered) with RT^{NDT} = 126.4 °C. The lowest RT^{NDT} occurred in the sequence with 70 cm² leak size considering WPS as described above.

To quantify the correlation of the identified reference parameters to the mechanical load on the RPV, they are compared to the results of the

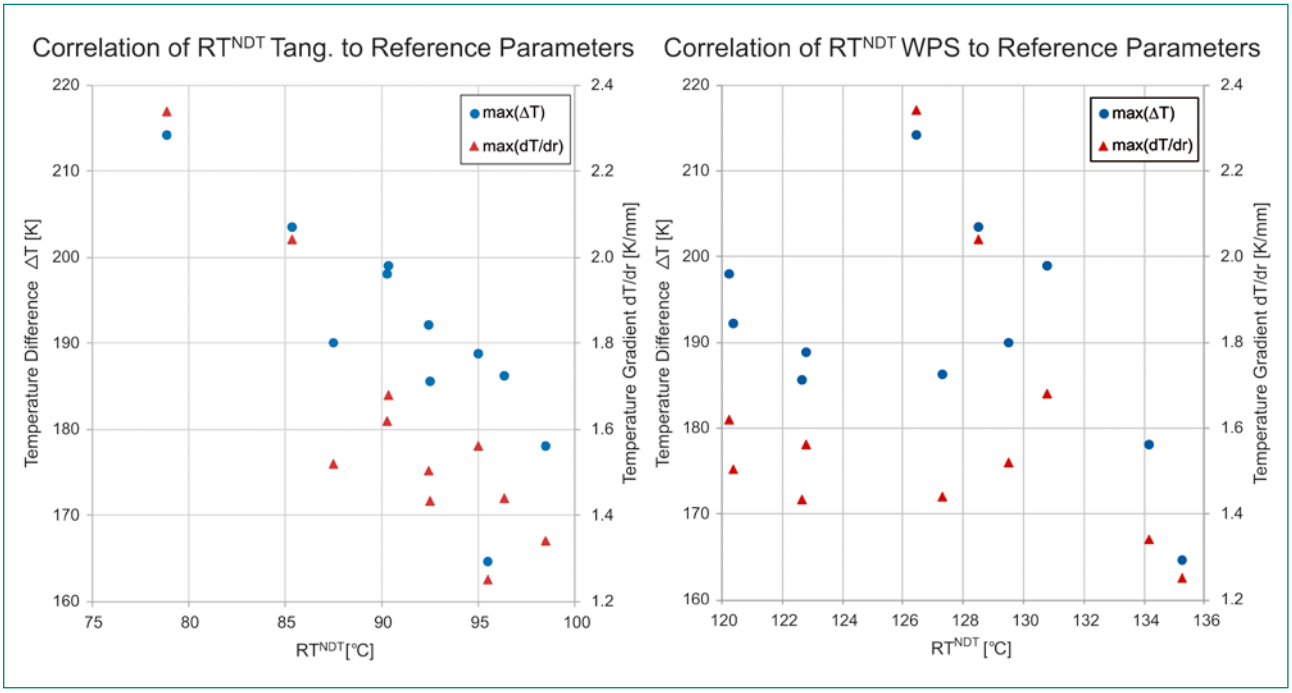


Figure 3: *Correlation of the calculated RT^{NDT} to the reference parameters max(dT/dr) and max(ΔT) with tangent criterion (left) and WPS criterion (right).*

one-dimensional structural mechanical analysis. In total, 13 subsequences were analyzed using the one-dimensional approach, while two of them were only subjected to K_I quantification. The determined RT^{NDT} of the 11 remaining sequences vary by a maximum of 15 K over the entire investigated range (WPS considered) as can be seen from Figure 3 (right), were the variation within one PTS scenario (constant leak size) tends to reduce with growing CSA. The lowest value using the tangent criterion occurred in the PTS sequence with 440 cm² leak size. The corresponding numerical result values are given in Table 3.

Figure 4 shows the correlation of the reference parameters «maximum temperature difference across the RDB wall» max(ΔT) and «maximum of the radial temperature gradient at the postulated crack peak» max(dT/dr) to the maximum of the stress intensity factor $K_{I,max}$ for the 13 structural mechanical evaluated sequences. It turns out that the results of both reference parameters correlate significantly with $K_{I,max}$. The correlation coefficients according to Spearman are 0.934 for ΔT and 0.929 for dT/dr, with a p-value for significance evaluation of $p < 0.05$.

The evaluation in relation to the allowed RT^{NDT} provides a mixed picture. With respect to the tangential criterion, there is a significantly negative correlation with a Spearman correlation coefficient of -0.87 for ΔT and -0.84 for dT/dr at a p-value of significantly less than 0.05, respectively. In contrast, the correlation coefficients taking into account the WPS-effect are 0.33 for ΔT and 0.29 for dT/dr, which is not considered to be significant given the small sample size and p-values around 0.3. This result is an expression of a plateau-like behaviour in the vicinity of the K_I maximum. Furthermore, the superimposition of phenomena in the chronological progression of the accident has large impact on the strong variation in $K_{I,max}$, which emphasizes the importance of proper and detailed modelling of the thermohydraulic system under investigation.

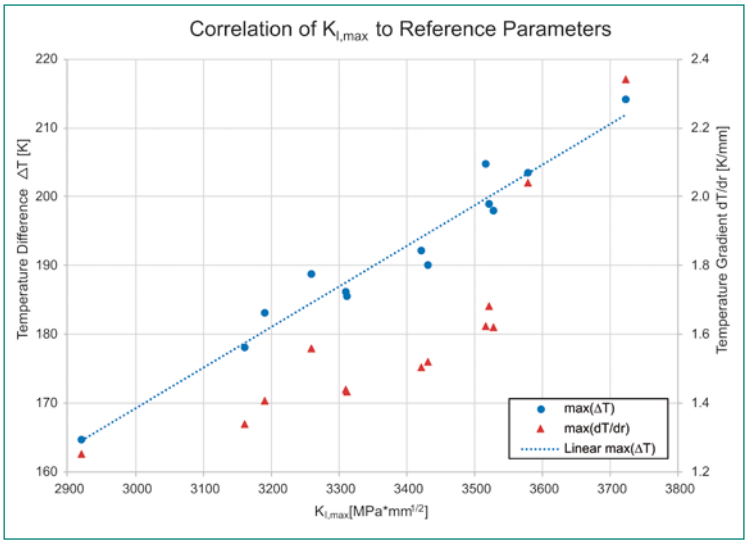


Figure 4: *Correlation of the maximum stress intensity factor $K_{I,max}$ to the reference parameters max(dT/dr) and max(ΔT).*

Leak Size – Sequence [cm²]	max(ΔT) [K]	max(dT/dr) [K/mm]	max(K_I) [MPa*mm$^{1/2}$]	RT^{NDT} WPS [°C]	RT^{NDT} Tang. [°C]
30 - Conservative	190.00	1.52	3431.74	129.48	87.53
30 - Best-Estimate	164.60	1.25	2921.00	135.25	95.52
70 - Conservative	198.00	1.62	3527.50	120.23	90.25
70 - Conservative P1	204.78	1.62	3516.88	-	-
70 - Best-Estimate P1	183.06	1.41	3190.00	-	-
70 - Best-Estimate	186.20	1.44	3310.19	127.31	96.31
70 - highest in USA*	192.17	1.50	3420.79	120.38	92.45
70 - lowest in USA*	178.13	1.34	3160.38	134.14	98.46
70 - highest in late phase†	185.58	1.43	3311.16	122.65	92.48
100 - Conservative	199.00	1.68	3521.85	130.80	90.35
100 - Best-Estimate	188.80	1.56	3258.71	122.77	94.97
440 - Conservative	214.20	2.34	3722.86	126.42	78.85
440 - Best-Estimate	203.50	2.04	3579.14	128.51	85.39

*USA: uncertainty and sensitivity analysis

† after intersection with conservative results (see Figure 1)

Table 3: *Correlations of thermohydraulic reference parameters to the one-dimensional structural-mechnical analyses results.*

3. Conclusions from sensitivity analyses

To determine the influence of uncertainties in the input parameters on the result uncertainties, sensitivity analyses for all investigated PTS sequences were performed. The methodology of these analyses is described in [12]. The analyses allow to draw the following conclusions:

For all investigated leak sizes, the following qualities are showing significant influence on RPV-stress determining result parameters:

- ECCS behaviour, especially high-pressure injection but also accumulator pressure for larger leaks, where higher injection rates lead to higher values of stress determining result parameters.
- Lower thermal conductivity of the RPV base material enhances stress determining result parameters.
- Turbulence modelling of discharge at leak position, where conditions supporting discharge mass flow are enhancing stress determining result parameter values.
- Forced convection modelling is gaining importance for growing leak size, where natural convection modeling is of higher importance for smaller leak sizes. Hereby, growing heat transfer rates lead to higher stress determining result parameter values.
- The uncertainty in decay heat determination loses importance for growing leak sizes, where higher predicted decay heat is lowering the resulting values of the stress determining parameters.

For smaller leak sizes the following conclusions can be drawn from the sensitivity analyses:

- The secondary cool down procedure can have significant influence on pressure level progression as well as temperature reduction rates and thus RPV cooling conditions.
- Intervention time of the reactor protection system can influence the total amount of energy in the primary system due to a delayed reactor shutdown. Thus, if scram is delayed, primary side cooldown tends to be lower, which counteracts RPV cooling. Beside these results, it should to be emphasized that the protection goal of subcriticality must be prioritized in the accident situation.

Additionally, various influences were revealed by the sensitivity analyses for the investigated sequences:

- Case specific influences resulting form plant specific condition which are a priori unknown and can be hard to predict, such as interfacial shear and pressure loss modelling.

In summary, the results raised by adopting the multidisciplinary methodology developed in the present project corroborate the conclusions drawn by [15]. Additionally, the sensitivity analyses emphasize the importance of proper and detailed thermohydraulic modelling of the plant under investigation, since the chronological progression of sub-phenomena within the accidental sequence shows significant influence on RPV-stress determining result parameters.

Assessment 2019 and Perspectives

After a project extension in 2019 the project is going to be completed according to the planned schedule. The intended tasks have been worked out as planned. An adapted generic PWR analysis tool for PTS investigations with simplified secondary side and reactor control system as well as a detailed nodalisation of the downcomer was developed and used for thermohydraulic simulations with the system code ATHLET. 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 structural mechanic analyses. Uncertainty analyses for various LOCA sequences have been performed gaining information about sensitivities on PTS influencing parameters for different leak sizes. Conservative simulations for all investigated PTS sequences have been performed as well, incorporating knowledge raised from previous project steps to quantify differences in safety assessment options according to [2].

The multidisciplinary methodology developed in the current project allows to corroborate the conclusions drawn by [15] and emphasize the importance of proper and detailed thermohydraulic modelling of the plant under investigation. It has been shown that the identified reference parameters dT/dr at the postulated crack tip and temperature deviation across the RPV significantly correlate to the stress intensity and the brittle fracture transition temperature based on one-dimensional structural mechanical calculations. Since the thermomechanical loads on the RPV were only estimated on the basis of one-dimensional models, detailed structural-mechanical analyses using the determined uncertainty bands for the thermohydraulic variables (not shown here) with an examination of the uncertainty propagation would thus be the consequent continuation of the presented work. In the course of such investigations, a. o. tolerance limits for stresses in the RPV material and sensitivities with respect to the crack postulate (crack shape, size, position) could be determined.

References

[1] *S. Wenzel, M. Kund, J. Hartung, V. Koppers:* BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses, Part II, ENSI Research Report, ENSI-AN-10294, 2017.

[2] *IAEA:* Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants, Specific Safety Guide, Specific Safety Guide No. SSG-2, International Atomic Energy Agency, 2009.

[3] *A. Prošek, B. Mavko:* Review of Best Estimate Plus Uncertainty Methods of Thermal-Hydraulic Safety Analysis. International Conference Nuclear Energy for Central Europe, 8–11, 2003.

[4] *K. Heckmann, C. Blaesius, K. Ma, J. Sievers,* PROST 4.6 – Theory Manual, GRS, Technical Report, GRS-P-7 / Vol. 2, 2016.

[5] *S. Wenzel, M. Kund, J. Hartung, V. Koppers,* BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses, Part I, ENSI Research Report, ENSI-AN-9961, 2016.

[6] *M. Kloos:* SUSA Version 4.0, Software for Uncertainty and Sensitivity Analyses, GRS, User's Guide and Tutorial, GRS-P-5, Rev. 2, 2016.

[7] *H. Glaeser:* GRS method for uncertainty and sensitivity evaluation of code results and applications. Science and Technology of Nuclear Installations, 2008.

[8] *S. S. Wilks:* Determination of Sample Sizes for Setting Tolerance Limits, Annals of Mathematical Statistics, 12, 1941.

[9] *S. S. Wilks:* Statistical prediction with special reference to the problem of tolerance limits, Annals of Mathematical Statistics, 13, 1942.

[10] *H. Glaeser, B. Krzykacz-Hausmann, W. Luther, S. Schwarz, T. Skorek:* Development of methods and exemplary application for evaluating the prediction capabiliy of computer code calculations, GRS, Technical Report, GRS-A-3443, 2008.

[11] *A. De Crecy, et al.:* BEMUSE Phase III Report Uncertainty and Sensitivity Analysis of the LOFT L2–5 Test, NEA/CSNI/R, Technical Report, 4, 2007.

[12] *S. Wenzel, M. Kund, J. Hartung, V. Koppers:* BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses, Part III, ENSI Research Report, ENSI-AN-10577, 2018.

[13] *D. K. M. Shum:* Interpretation of warm prestress-induced fracture toughness based on crack-tip constraint. Fracture Mechanics: 25th Volume. ASTM International, 1995.

[14] *Wölk et al.:* Kernkraftwerk Beznau II – 530 Materialverhalten des RDB – PTS-Analyse, Siemens Technischer Bericht S211 O/92/0078, 1992.

[15] *D. E. Bessette, et al.:* Thermal Hydraulic Evaluation of Pressurized Thermal Shock. NUREG-1809, 2005.

MELCOR Further Development Phase 2: 2017–2021

Author und Co-author(s)	Bernd S. Jäckel, Terttaliisa Lind, Detlef Suckow
Institution	Paul Scherrer Institut (PSI)
Address	5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2658, bernd.jaeckel@psi.ch, www.psi.ch/en/sacre
Duration of the Project	2017–2021

ABSTRACT

In the last decade several integral experiments and hundreds of separate effect tests have shown the potential of nitrogen to accelerate cladding degradation. This is of special importance for the storage of spent fuel because of its low nuclear heat. In this case, the additional chemical energy due to increased oxidation rates, is driving the postulated accident scenarios. To account for the effect of nitrogen in the cladding degradation, PSI has conducted together with Karlsruhe Institute of Technology (KIT) an experimental programme during the years 2014 and 2015.

More than 70 separate-effect tests were conducted at KIT. The results of the tests provide a data base sufficient for the development of a nitriding and re-oxidation model to describe the accelerated degradation of cladding materials under air ingress conditions during a severe nuclear accident. The samples were analyzed not only for the mass gain during exposure to subsequently oxygen, nitrogen, and again oxygen, but also for the composition after 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 or steam, formation of ZrN during fast and slow nitriding under oxidant starvation and the presence of nitrogen, the effect of breakaway oxidation, and the fast re-oxidation of ZrN and remaining zirconium 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 implementation of this model into an older MELCOR version is described. First calculations of the MELCOR code with the implemented nitriding model are shown with the interpretation of the new model regarding its effect on the accident progression.

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, at oxydant recovery (steam or oxygen), to a strong reaction excursion because of high reaction rates for zirconium nitride oxidation. Due to the exothermic nature of the ZrN production additional chemical energy is produced and this leads not to a temperature decrease in the oxygen starved regions, but to an additional temperature excursion. The consumption of the nitrogen also reduces the convectional heat loss of the fuel bundle by buoyancy driven air flow as observed in the Sandia fuel project [1] so that adiabatic heat up is a reasonable description of this process.

The *QUENCH-16* experiment [2] showed an unexpectedly high temperature excursion and hydrogen production after air ingress with a starvation phase during the quench phase with water, which was explained later with the strong re-oxidation reaction of nitrides produced during the oxygen starvation. The strong effect of nitrogen on the oxidation kinetics was confirmed in separate-effect tests (SETs) especially at *IRSN*, France [3–5] and *KIT*, Germany [6–9]. With an additional experimental program of SETs conducted at *KIT,* with special focus on the discrete phases of pre oxidation, nitriding, and re-oxidation, 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 phases were investigated with cladding samples of original diameter and material with a length of 10 mm each. Two different experimental devices 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 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 implement the *FORTRAN* subroutine for the calculation of the different processes of nitriding and re-oxidation in an available MELCOR source code.
2. verify the model by comparing the calculated results with the mass gain data of the experiments.
3. start the first validation phase with the calculation of independent SETs and integrated experiments.
4. identify limitations of the model for further experimental investigation and model improvement.

The new nitriding model was implemented as a subroutine into the PSI break away and oxidation routine in the MELCOR code. The new model is not changing any part of the break away logic, but is starting under starvation conditions of oxidants with or without the presence of nitrogen.

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 will 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 separate effect tests (SETs) and has been described in [10].

Model implementation in MELCOR 1.8.6

The new nitriding model has been implemented as a subroutine in the breakaway and air oxidation model [11] developed at PSI. This code version from MELCOR 1.8.6 was the latest version, where the source code was available. The implementation could only be done partially, because the material properties of Zirconium nitride and alpha zirconium are not available in the code. The consumption and release of nitrogen could be implemented, so that the energy convection will give reasonable results. With the MELCOR code, it is

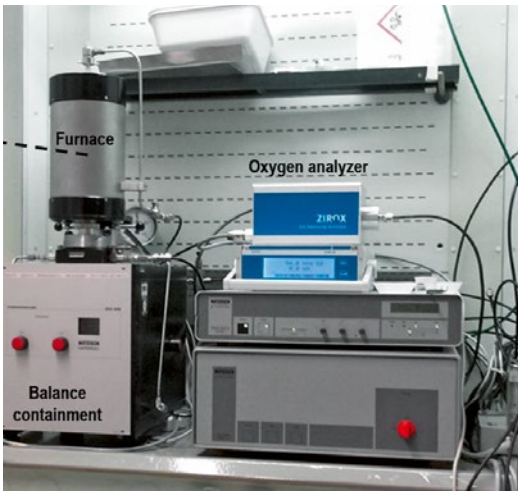


Figure 1: *Netzsch STA 409 facility for SETs*

now possible to calculate a realistic energy balance and temperature behaviour, which was not possible with the standalone code. For this reason, the standalone code was very positive for the development of the logic of the nitriding process, but for the real description of the experiments, the model implementation into the MELCOR code is of much more importance. Therefore, the further model improvement and model assessment will be done with the MELCOR subroutine version. As a first step some of the MELCOR logic had to be overwritten, because the code would not enter the oxidation routines without presence of steam or oxygen. For the implementation of the nitriding model, the code has always to enter the oxidation routines, even in absence of the oxidizing gases. For the modelling of the SETs also argon, which was used in the tests as inert carrier gas, had to be implemented as a gas, which is important for the calculation of the relative gas concentration. In the oxidation routines of MELCOR only oxygen, nitrogen, steam and hydrogen were used before, to calculate the relative concentration of the gases.

Analysis of the separate effect tests

Two different facilities were used to conduct the SETs at KIT which are the base for the model development. The Netzsch STA 409 facility (Figure 1) had a gas flow at the sample of 10 l_n/h of the reaction gas (oxygen or nitrogen) with a carrier gas flow of 3 l_n/h argon. The Setaram TAG facility (Figure 2) had a gas flow at the sample of 0.45 l_n/h of the reacting gas with a carrier gas flow of 0.45 l_n/h argon. Therefore, the maximum oxidation rates before reaching starvation under full gas flow were 22 times higher for the NETSCH STA 409 facility compared with the Setaram TAG facility.

For the better separation of the main effect of the three phases from the edge effect, which is assumed to be at the cutting surface of the small samples, an additional investigation was started by making vertical cuts through the samples (Figure 3). Now it is possible to distinguish between the effect of the oxidation and nitriding processes along the cladding tube and the effect of the cutted edge of the sample.

The view to the surface of the vertical cut (Figure 4) shows the 0.6 mm thick cladding wall, which is oxidized from outside (at the figure on the left side) and the inside (right side).

The upper part shows the cutted edge, which also oxidizes during the pre-oxidation phase and which shows breakaway at the corners. The SET was conducted at 1100 °C, with the Setaram TAG facility with 10 minutes of pre-oxidation and 30 minutes of nitriding. The figure shows, that the nitriding has started on the tube surface from outside only and that there was no nitriding between the oxide layer and the zirconium metal (Figure 4). Only at the edge of the sample, where the oxide layer was broken, the α-Zr(O) layer was reacting with nitrogen. This effect has to be neglected in the nitriding model for severe accidents.

The picture shows clearly, that nitrogen does not diffuse through a protective oxide layer to attack the α-Zr(O). Only a free path, like at the edge of the sample, allows the nitriding of the α-Zr(O). The nitriding process on the outside of the ZrO_2 layer can be explained with the diffusion of the oxygen from ZrO_2 to the zirconium metal, which leaves substoichiometric zirconium oxide, where the nitrogen can attack. No release of oxygen from the sample was observed during the nitriding process. After breaking the oxide layer by outside nitriding, the α-Zr(O) will be also nitrited along the tube (Figure 5).



Figure 2: *Setaram TAG facility for SETs*

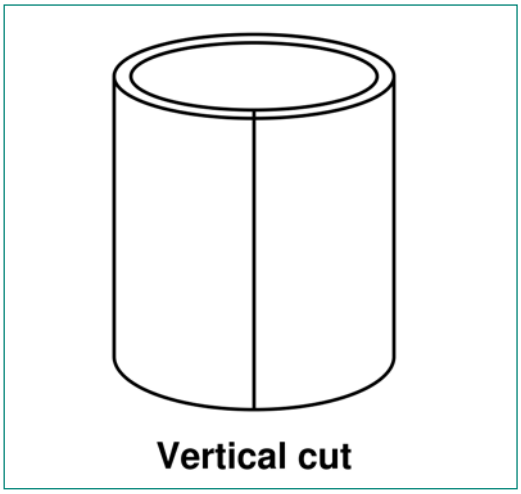


Figure 3: *Schematic drawing of a vertical cut of the sample*

The left side of the vertical cut in Figure 5 shows again the outside of the cladding sample, where the break through happens earlier compared with the inside of the sample where the oxide layer has not been broken by the nitriding process after one hour of nitriding. A possibly denser oxide structure on the inside of the tube can explain the lower diffusion rate of oxygen to the metal and therefore the slower nitriding process.

The vertical cut of a SET conducted at 1000 °C (Figure 6), without reaching the breakaway thickness of the oxide scale, shows, that there is no nitriding observed on the outside or the inside of the sample tube. It is assumed, that the structure change of the oxide scale from tetragonal (above 1050 °C) to monoclinic (below 1050 °C) strongly supresses the diffusion of oxygen from the oxide scale to the metal. Again the only nitriding can be observed, where the oxide crust is broken, in this case at the edge of the sample. This observation indicates that breakaway is necessary to initiate the nitriding process.



Figure 4: *Vertical cut of cladding sample with 10 minutes pre-oxidation and 30 minutes nitriding at 1100°C*

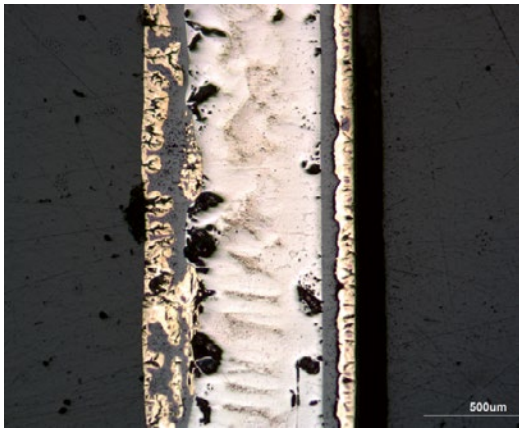


Figure 5: *Vertical cut of cladding sample with 10 minutes pre-oxidation and 60 minutes nitriding at 1100°C*

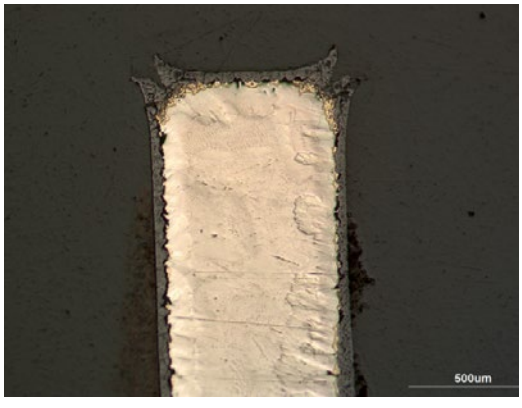


Figure 6: *Vertical cut of cladding sample with 20 minutes pre-oxidation and 60 minutes nitriding at 1000°C*

Code validation with SETs

The implementation of the nitriding model in the MELCOR code allows to calculate not only the oxidation and nitriding of the sample, but also the effect on the temperature behaviour of the sample. Under oxidizing atmosphere ZrO_2 and α-Zr(O) is produced and under starvation of the oxidant nitrogen will first react fast with the available α-Zr(O) and then it will react slow with the zirconium metal. After oxidant recovery first the ZrN will be oxidized and later the remaining zirconium metal. The additional chemical energy due to the high oxidation rates can be only partly transferred via convection. Most of the energy produced by oxidation and nitriding has to be transferred via radiation to the furnace tube, which has a constant temperature.

No material, except the cladding tube itself and the wire to the scale, can act as heat sink, because the tube is empty and not filled with a fuel model (e.g. MgO). This can lead to a strong over-temperature during the first oxidation of the metallic sample. The mass gain data from SETs at 1100 °C with 10 minutes of pre-oxidation, 15 hours of nitriding and following re-oxidation is shown in Figure 7. It can be observed, that the pre-oxidation is in good agreement with the calculated data (Figure 8).

A problem was identified at the beginning of the oxidation, when the oxygen concentration rises from 0% to 50%. There the calculated total mass gain rate exceeds the amount of oxygen delivered to the sample at that time (Figure 9).

The reason for this behaviour (possibly outside of the nitriding subroutine) has to be identified and corrected. The dotted red line in the figures shows the standard MELCOR oxidation without taking the nitriding model into account.

The fast and slow nitriding shows the slope of the experimental data, but the total amount of the fast nitriding is underestimated. The reason is the missing model for the outside nitriding observed in figures 4 and 5. This part of the nitriding model has to be implemented in the MELCOR subroutine and the nitriding of the α-Zr(O) has to be delayed until the oxide layer has been penetrated by the outside nitriding process. A difference in the nitriding rate between outside nitriding and α-Zr(O) nitriding has not been observed in the SETs at and above 1100 °C.

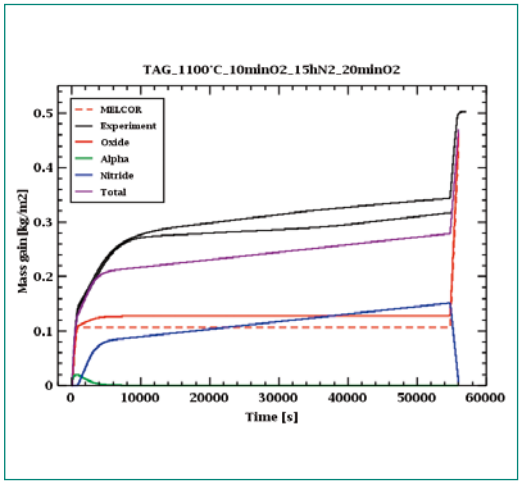


Figure 7: *Setaram TAG test at 1100°C with 10 minutes pre-oxidation, 15 hours of nitriding and 20 minutes of re-oxidation*

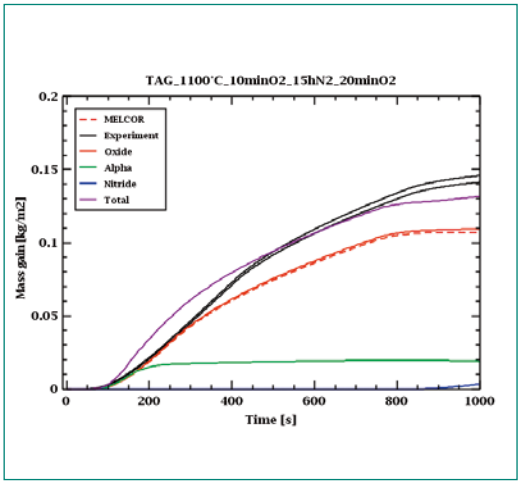


Figure 8: *Mass gain during pre-oxidation phase of figure 7*

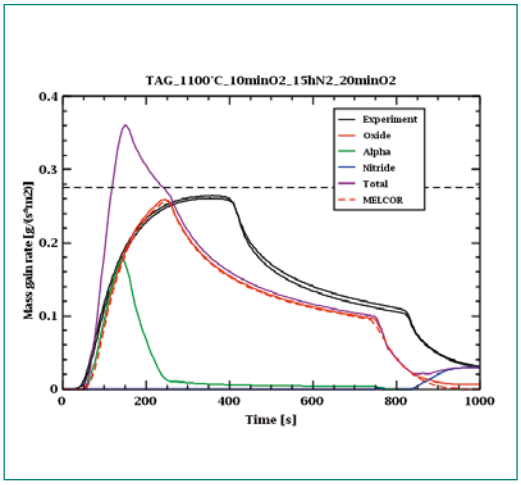


Figure 9: *Mass gain rate of pre-oxidation phase of Figure 7 (dotted black line means maximum O_2 availability)*

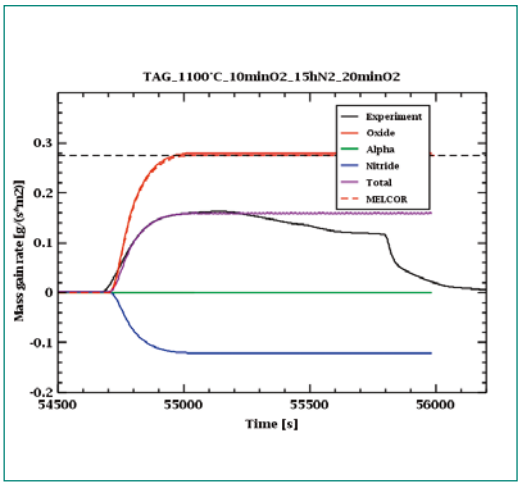


Figure 10: *Mass gain rate of re-oxidation phase of Figure 7 (dotted black line means maximum O_2 availability)*

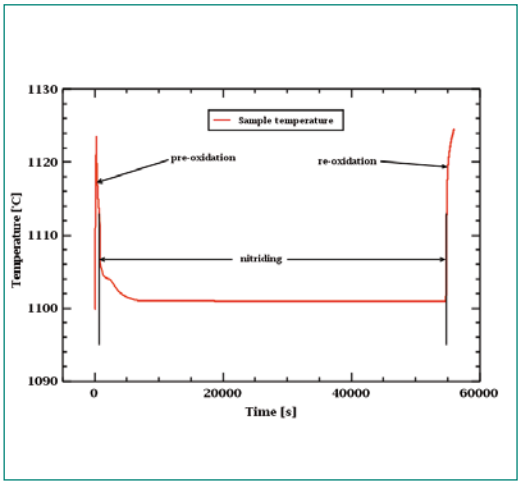


Figure 11: *Sample temperature calculated from MELCOR for the SET of figure 7*

The re-oxidation in the case of the SET shown in Figure 7 is running under starvation conditions as shown in Figure 10. The total mass gain rate is less than the oxidation mass gain rate, because nitrogen has been released from the sample during oxidation of zirconium nitride. The small decrease of the measured mass gain rate could not be calculated with the MELCOR code as was done by the standalone code [10], possibly because of the temperature overshooting during the strong exothermic oxidation of the zirconium nitride.

The temperature of the sample (Figure 11) increases during pre-oxidation and re-oxidation by about 25 °C. This higher temperature results in a higher reaction rate and exceeds therefore the rates calculated with the standalone program. The temperature overshooting in the described SET conducted with the Setaram TAG facility is not very high, but the SET conducted with the same boundary conditions, but with a 22 times higher maximum gas flow in the Netzsch STA 409 facility shows much stronger overshooting. As explained above, the temperature loss from the sample is only due to a small convectional heat loss and the radiation of the sample to the furnace tube.

The main parameter for the heat transfer by radiation beneath the temperature difference is the view factor (VF) in the radiation model of MELCOR. A view factor of 0.0 means, that there is no radiation from the oxidizing area and a view factor of 1.0 means, the full oxidation area is radiating heat to the furnace tube.

A set of calculations with MELCOR was performed with different view factors and the boundary conditions of the Setaram TAG facility with the high gas flow rate (Figure 12). A view factor of 0.85

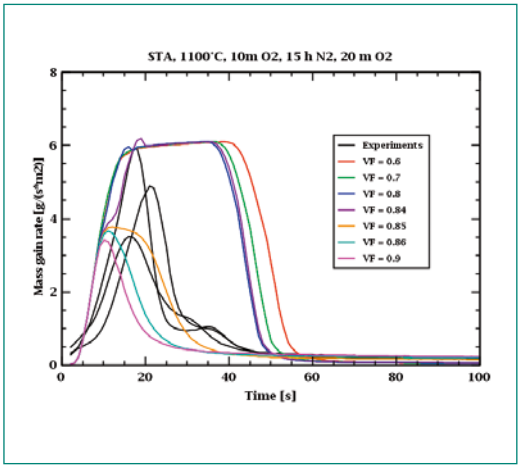


Figure 12: *MELCOR calculations for SET at 1100°C for Netzsch STA 409 facility with different view factors, compared with experimental data*

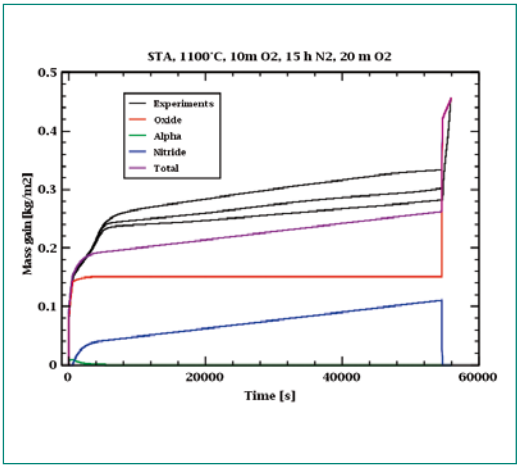


Figure 13: *Netzsch STA 409 test at 1100°C with 10 minutes pre-oxidation, 15 hours of nitriding and 20 minutes of re-oxidation*

gives the best estimation compared with the experimental data of three SETs used for comparison. The full mass gain calculation for the experiment is shown in figure 13. A good estimation can be observed for the pre-oxidation and for the slopes of the fast and slow nitriding reaction. Again, as observed in the Setaram TAG facility (Figure 7), the fast nitriding process is missing the outside nitriding reaction. The outside nitriding and the nitriding reaction with the α-Zr(O) seems to have very similar reaction rates as observed before.

The temperature overshooting in this SET is in the order of 400 °C (Figure 14). This explains the fact, that the standalone program, with the assumption of constant temperature, was not able to calculate the mass gain of the SETs during pre-oxidation conducted with the Netzsch STA 409 facility. The MELCOR code is able to calculate the temperature behavior in a reasonable way and therefore the reaction rates regarding the real temperatures.

The reaction rates for the re-oxidation are completely overestimated, because the rates developed from the SETs were implemented under the assumption of constant temperatures during the whole SET, while the real temperatures of the sample are as well overshooting in the re-oxidation and reaches more than 1500 °C. Therefore, the rate constants for the re-oxidation have to be corrected for the real temperatures reached at that time.

Sandia fuel project: SFP Phase II

In an earlier ENSI research project [12] the OECD SFP experiment phase II [1] was investigated. The experiment simulated a three month unloaded PWR fuel element with a burnup of 45 GWd/MTU surrounded by four longer stored fuel elements in a loss of coolant accident. Electrical heating in the centred fuel element simulated the decay heat. As a result of this experiment the open question of the influence of nitriding reactions on the experiment progression was identified. With the above-described nitriding model implemented in MELCOR, the experiment was re-calculated to show the influence of the nitriding process on the progression of the experiment. The ignition of the zirc fire started above the centre part of the bundle and then the fire propagates downward and sideward [12].

Three different elevations at the radial centre of the heated bundle have been selected to show the influence of the nitriding model. There is no possibility in MELCOR to plot the chemical produced energy of a single core cell, but the temperature of the core cell will also show the influence of the new model. The solid lines show the temperature history of the three elevations using only the standard MELCOR oxidation model and the dashed curves show the temperatures influenced from the nitriding model. It can be seen, that in the lower elevation, where the oxygen is consumed, only a small influence can be observed. In the oxygen starved centre and upper elevation the temperature increase due to the nitriding is several 100 K to almost 1000 K during the nitriding process.

When the nitriding stops after about 30 hours, the temperatures in the different nodes are decreasing below the temperatures of the standard MELCOR calculation, because the oxidation of the zirconium nitride is less exothermic as the metal oxidation and both reactions are starvation limited.

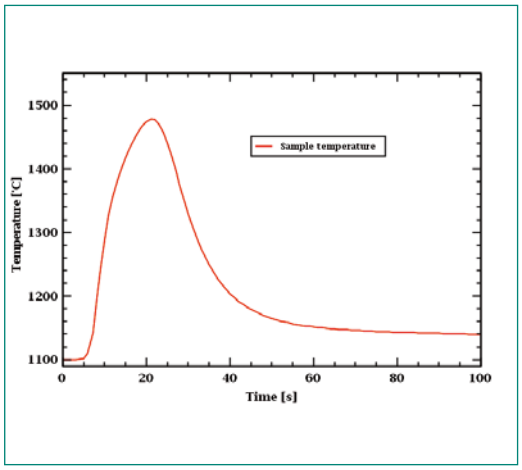


Figure 14: *Sample temperature calculated from MELCOR for the pre-oxidation of the separate effect test of figure 13*

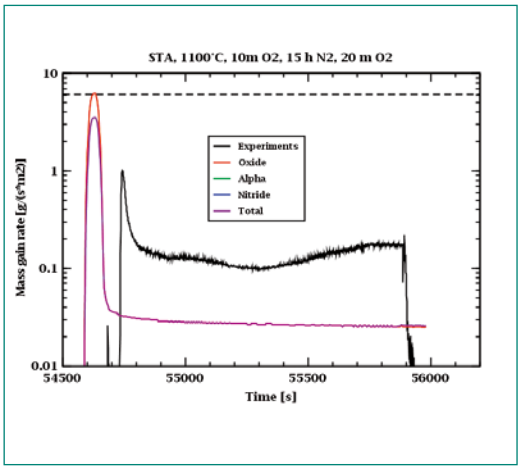


Figure 15: *Mass gain rate of re-oxidation phase of Figure 13 (dotted black line means maximum O_2 availability*

National Cooperation

On the national level the project results will be implemented into projects from Swiss-Nuclear and ENSI. Regularly information is prepared for the national partners.

International Cooperation

In close collaboration with KIT in Germany and IRSN in France additional data sets were used for the further validation of the nitriding model. For the implementation of the nitriding model into severe accident codes contacts are available with Sandia National Laboratories (MELCOR developers) and the US NRC. Information of the project was presented in different meetings with the partners.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

In 2019 the nitriding model was implemented into the existing air oxidation and breakaway code [11] 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 [4] and in the temperature range above 1600 K because of the reduction of the reaction rate between α-Zr(O) and nitrogen [13].
Additional data sets from experiments conducted at KIT in Germany and IRSN in France will be used to improve the nitriding model for calculations in the extended temperature region. The model concept will be published in a peer-reviewed journal. Validation calculations will be prepared for other large scale experiments and the code will be prepared and described for the implementation into the latest versions of the severe accident codes MELCOR and SCDAPSim.

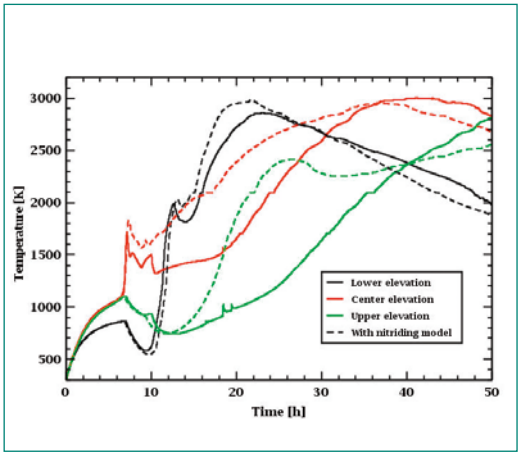


Figure 16: *Temperatures of three elevations in the central bundle of the Sandia Fuel Project phase 2*

Publications

- *B. Jäckel, T. Lind, L. Fernandez-Moguel, M. Steinbrück, S. Park,* Application of a newly developed computer code model for nitriding and re-oxidation of cladding materials on separate effect tests and integral experiments, 9th ERMSAR Conference, Prague, Czech Republic, March 18–20, 2019.
- *B. Jäckel, T. Lind, M. Steinbrück,* Cladding behavior under severe accident conditions in SFP,

Technical Meeting on the Phenomenology, Simulation and Modelling of Accidents in Spent Fuel Pools, IAEA, Vienna, Austria, September 2–5, 2019.

- *B. Jäckel, J. Birchley, T. Lind, S. Park, M. Steinbrück,* MELCOR Analysis of Separate Effect Tests with PSI-KIT Nitriding Model, 25th QUENCH workshop, Karlsruhe, Germany, October 22–24, 2019.

References

[1] *S. G. Durbin et al,* Spent Fuel Pool Project Phase II, NUREG/CR-7216, US-NRC, 2016.

[2] *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 nitrogenoxygen mixtures at 850 °C, Journal of Nuclear Materials 462, 221–229, 2015.

[4] *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.

[5] *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.

[6] *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.

[7] *M. Steinbrück, S. Schaffer,* High-Temperature Oxidation of Zircaloy-4 in Oxygen–Nitrogen Mixtures, Oxi-dation of Metals 85, 245–262, 2016.

[8] *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.

[9] *M. Steinbrück,* Prototypical experiments relating to air oxidation of Zircaloy-4 at high temperatures, Journal of Nuclear Materials 392, 531–544, 2009.

[10] *B. Jäckel, L. Fernandez-Moguel, T. Lind* MELCOR Further Development Phase 2, ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht, 251–258, 2018.

[11] *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.

[12] *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.

[13] *M. Steinbrück,* High-temperature reaction of oxygen-stabilized a-Zr(O) with nitrogen, Journal of Nuclear Materials 447, 46–55, 2014.

Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development

Author and Co-author(s)	Weimin Ma, Yangli Chen, Walter Villanueva, Andrei Komlev, 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, 2019

ABSTRACT

This project by KTH is intended to: (1) investigate MSWI (Melt-Structure-Water-Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors; and develop MELCOR code capability for simulating debris bed coolability. The studies on MSWI phenomena are carried out experimentally and numerically. Test facilities DEFOR, MRSPOD, SIMECO-2 and MISTEE are developed or upgraded to investigate the phenomena: molten metal jet fragmentation in a water pool, debris remelting, melt pool heat transfer and molten Zr/Fe-water interaction. Numerical simulations include turbulent modeling and direct numerical simulation of in-vessel melt pool convection, as well as thermo-mechanical simulation of vessel failure. For the extension of MELCOR code capability, a surrogate model which can be coupled with MELCOR is further developed to predict the dryout power densities of two-dimensional (2D) debris beds. A characteristic factor defined as the ratio of dryout power densities of 2D to 1D beds at the same height is employed to correlate the output of the model with input parameters using Kriging approach. The power densities of 2D and 1D debris beds are calculated by the COCOMO code and Lipinski model, respectively. Wider ranges of input parameters are considered in the improved model, to cover various reactor designs and accident scenarios. Finally, the surrogate model is employed to generate coolability maps of ex-vessel debris beds during postulated severe accidents of a Nordic BWR.

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 steps: (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 is concerned with two research activities at KTH: (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.

Extensive research efforts have been devoted to (i) experimental/numerical studies on in-vessel melt pool convection; (ii) experimental study on molten metal jet – coolant interactions; (iii) experimental study on debris remelting phenomenon; (iv) experimental study on oxidation of molten Zr/Fe droplet; (v) numerical simulation of vessel failure; and (vi) development of a surrogate model for predicting debris bed coolability during severe accidents of light water reactors, which can be coupled with MELCOR.

Substantial progress has been achieved in each topic during 2019. Due to space constraint, here we just summarize some results in the two research activities mentioned above. More detailed description of project achievements can be found in the list of publications.

2. Studies on MSWI phenomena

For the investigations on MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accident of light water reactors, the highlights are as follows:

- The MRSPOD and SIMECO-2 facilities are developed to investigate in-vessel debris behaviour. Following the previous REMCOD experimental study on remelting phenomena of debris beds, the commissioning test in the new test facility MRSPOD was performed successfully, under the condition of uniform temperature inside the porous debris. Improvement of the instrumentation for further tests are finalized for temperature and melt level measurement. SIMECO-2 experimental program aims to study of heat and mass transfer in stratified molten pool, which is important to the vessel failure mechanism. The construction of SIMECO-2 facility is going into the final stage. The test vessel was placed into the support frame. Two special designed furnaces for preparation of salt and metal melts were assembled. Commissioning test and experimental program are expected to start in next year.
- A new test facility was considered for experimental study on post dryout heat transfer and quenching of a debris bed. Metallic particles have been used to pack a debris bed in a quartz glass cylindrical tube, and the particulate bed was heated by induction heating power from the MISTEE facility.
- A series of experiments have been conducted on DEFOR experimental facility, using the metallic melt tin, focusing on the melt jet fragmentation, debris formation (geometrical shape and porosity), particle morphology and size distribution. Effects of melt superheat and water subcooling on above-mentioned parameters and factors were studied. A melt jet breakup length is estimated from the jet front velocity and compared with the jet breakup models. High sub-cooling and low melt superheat resulted in the formation of more porous debris bed, with different particle morphology and particles size distribution. High melt superheat and low sub-cooling caused the significant amount of agglomeration, cake formation and therefore less porous debris bed.
- The algebraic turbulent heat transfer model was implemented into Fluent to consider the turbulent heat flux term in an anisotropic melt pool.

Validation of the model was done against the BALI experiment. Besides, direct numerical simulation of single layer melt pool in a scaled down SIMECO-2 facility is performed, in order to investigate the thermal behavior of the corium in reactor vessel during core melt-down accident, which is important for the integrity study of the vessel. For the analysis of RPV failure timing and modes, the thermo-mechanical behavior of a RPV wall was simulated to investigate the influences of molten corium properties, ablation, mechanical and thermal loading.

- The recent efforts on the MISTEE facility were focused on tests of Zr and Zr-Fe alloy (Zr 72% Fe 28%) droplets falling in a water pool. The newly developed hydrogen collector has been tested to confirm that it can be employed to measure the total volume of hydrogen generation during Zr/Fe droplet falling in a water pool. A new design of furnace with double crucibles was developed. After testing of some crucibles made of high temperature resistant materials (BN, SiC, Al_2O_3 and MgO), the dimensions of the external graphite crucible were optimized and the material of the internal crucible as MgO was decided.

3. MELCOR capability development

Due to its integral and fast-running features, the MELCOR code has the limitations in capturing some phenomena that are important to severe accident risk assessment, such as fuel coolant interactions (FCI) and debris bed formation and coolability. Specifically, for assessment of debris bed coolability, the empirical correlation of Lipinski [1] for a homogeneous one-dimensional bed (Fig. 1a) is implemented in MELCOR to calculate the dryout heat flux of the in-vessel particulate debris bed, which is insufficient for a realistic multi-dimensional debris bed. For ex-vessel debris bed, the porous particulate debris bed is not even considered in MELCOR models. The present study aims to develop a surrogate model to predict the dryout of multi-dimensional particulate debris bed, which could be implemented in or coupled with MELCOR to extend its capability.

The dryout mechanisms of one-dimensional and multi-dimensional debris beds are different, due to the distinct flow patterns of liquid and vapour within the debris beds as shown in Fig. 1. For one-dimensional debris bed, the dryout is governed by count-current flow limit (CCFL) which occurs when the mass flowrate of upward steam is large enough to prevent the liquid coolant from flowing downward to cool the debris bed. Previous studies have proposed several analytical or empirical correlations to predict the dryout heat flux (DHF), for example the Lipinski model [1], which is implemented in MELCOR. However, for multi-dimensional debris bed, the lateral flow allows natural circulation which breaks the CCFL and consequently enhances debris bed coolability.

The state-of-the-art approach to evaluate the coolability of multi-dimensional debris bed is to perform numerical simulation of the two-phase flow and boiling heat transfer within the porous media, which mimics cooling of the porous particulate debris bed. The COCOMO code, developed by IKE Stuttgart University [2] for numerical simulation of the boiling-off and quenching behavior of debris beds, is chosen in the present study for producing a database of dryout power densities of multi-dimensional debris beds. In the COCOMO code, the debris bed is treated as porous media in a given geometry using either cylindrical or Cartesian coordinates, with user-defined porosity and particle diameter. The properties and geometry of the debris bed are defined initially and cannot be changed during the calculation. Decay heat of the debris bed is removed by coolant penetration and evaporation in the porous media, and non-equilibrium interactions between liquid and gas phases are considered. The dryout power density of a given debris bed is obtained by gradually increasing the power of the debris bed, until the dryout

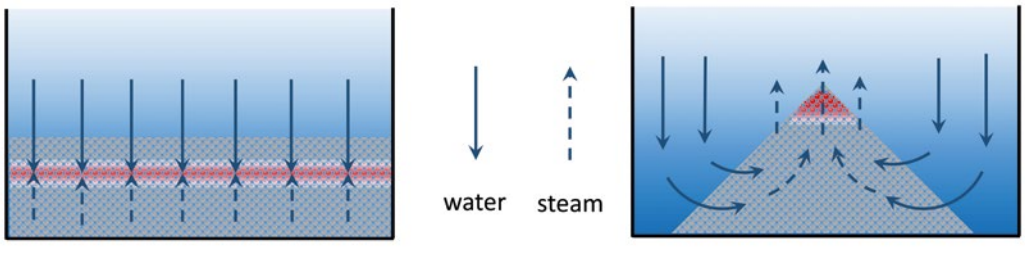


Figure 1: *Schematic of two-phase flow within different debris beds.*

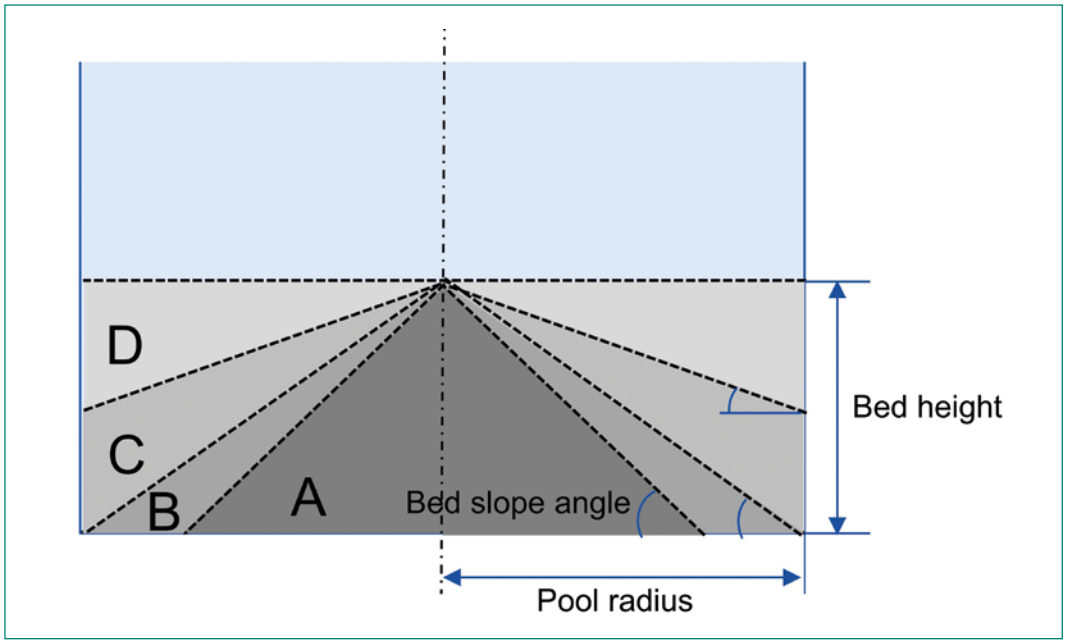


Figure 2: *Debris beds with same height.*

occurs somewhere in the debris bed (sudden rise of local temperature).

3.1 Model development for debris coolability

The multi-dimensional debris bed considered in the present study is axisymmetric with homogenous particle size and porosity. The configuration of the debris bed is either a cone (e.g. the bed A or B in Fig. 2) or a cone sitting above cylinder (e.g. the bed C in Fig. 2).

A characteristic factor is proposed here to represent the multi-dimensionality of the debris bed. Specifically, the dryout power density of the multi-dimensional debris bed A in Fig. 2, denoted by q'_A, is represented as: $q'_A = f_A \times q'_D$ where q'_D is the dryout power density of the one-dimensional debris bed D in Fig. 2, which has the same height with the debris bed A. The value of q'_D can be quickly estimated by the Lipinski model, while f_A is defined as the characteristic factor of the debris bed A. Therefore, if a model or correlation is developed for the characteristic factor, the dryout power density of a multi-dimensional debris bed can be calculated efficiently.

In the present study, a surrogate model is developed to correlate the characteristic factor to a function of input parameters. The characteristic factor can be determined as follow: $f_A = \frac{q'_{A,COCOMO}}{q'_{D,Lipinski}}$ Although it is impossible to calculate the characteristic factors of debris beds with all varied configurations and properties, it is expected that the surrogate model can be employed to predict the coolability of whole scope of debris beds after it is trained by limited samples.

3.1.1 Model parameters

In order to develop the surrogate model for the characteristic factor, the parameters that affect the model and their ranges should be considered at first. The geometry of the debris bed is the one of paramount importance, including the bed height, bed slope angle and the bed volume, which is related to the total amount of mass, density, porosity and cavity radius. Besides, the bed properties e. g. particle size and porosity also play an important role. The pool condition also affects the coolability of a debris bed. It is assumed that the initial condition of the pool is at the saturated temperature at the ambient pressure, since the water pool would be heated up during the melt jet fragmentation and particle settling phase. Thus, the coolant properties of both liquid and gas phase are determined by the pool ambient pressure. To sum up, six parameters including pool ambient pressure, particle diameter, porosity, slope angle, debris bed total mass, and cavity radius are treated as the input parameters of the model.

It is assumed that all the six parameters are independent. The ranges for the six parameters are descripted as follows, and summarized in Table I:

Parameter	Minimum value	Maximum value
Pool ambient pressure (bar)	1.0	10.0
Effective particle diameter (mm)	0.5	10.0
Porosity	0.3	0.7
Slope angle (°)	0.0	45.0
Debris bed mass (t)	50.0	350.0
Cavity radius (m)	4.5	6.5

Table I:
Parameter ranges

- Pool ambient pressure: For a reference Nordic BWR, the ambient pressure of the cavity pool can be considered as the containment pressure. Although the venting pressure of the containment of the Nordic BWR is 5 bar, the maximum value of the pressure is extended to 10 bar in the present study, in order to be feasible for more applications.
- Particle diameter: The concept of the effective particle diameter has been proposed to represent the complex particle size distribution of a debris bed with one diameter. Although a lot of efforts have been committed to obtain a formula of effective diameter, a recent study [3] reveals that it impossible to find a unified formula, since the effective diameter is relevant to the bed configuration. In order to cover possible values of effective particle diameter, a wide range is selected from 0.5 mm to 10 mm.
- Porosity: For a particulate bed packed with homogenous spherical particles, the theoretical minimum value for the porosity is around 0.36. However, for prototypical debris beds packed with irregular shapes and different sizes of debris particles, the minimum porosity would be decreasing. There, the range of porosity is chosen from 0.3 to 0.7 in the present study.
- Slope angle: The minimum slope angle is treated as 0°, corresponding to a one-dimensional bed. The maximum value of the possible slope angle, which is defined as the critical angle of repose, is difficult to measure for a prototypical particulate debris bed, and there is no experimental data to the best of our knowledge. From a conservative point of view, 45° is considered as the maximum slope angle in the present study, which also provides a large upper limit of users' choices.
- Debris bed mass: The range of the total mass of the debris bed is considered from 50 t to 350 t which is large enough to cover the worst scenario of all releases of the in-vessel corium for a reference Nordic BWR.
- Cavity radius: The range of cavity radius is considered from 4.5 m to 6.5 m.

3.1.2 Surrogate model development

The surrogate model is correlated by the Kriging approach which is programmed by the open-source Python package: surrogate modeling toolbox [4]. The Kriging approach is created on sparsely sampled data, and the response on a new point is estimated based on stochastic interpolation.

In order to develop and validate the surrogate model, two sets of data for model training and validation should be obtained from the full model which is the numerical simulation of COCOMO code. The input parameters are sampled regarding their whole range, as listed in Table I. It takes around two months to finish all COCOMO calculations with Intel Xeon Processor. It is time-consum-

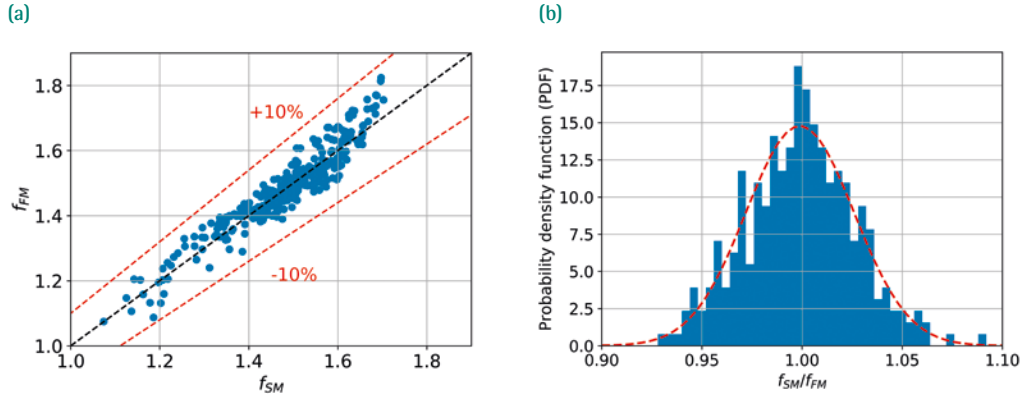


Figure 3:
Validation of the surrogate model with the full model.

ing because it needs more than ten times of attempts to find the dryout power density for each sampled debris bed in COCOMO simulation. For each case, the dryout power density of the corresponding one-dimensional debris bed with the same height is calculated with the Lipinski model, in order to calculate the characteristic factor.

Among all samples, 25% of them are randomly selected for training the surrogate model. The rest samples are used for validation of the surrogate model. For the validation samples, the comparison of characteristic factor obtained from the surrogate model and the full model are shown in Fig. 3(a). There is a good agreement between the values predicted by the full model and the surrogate model, with the maximum deviation of ±10%. The probability density function (PDF) for the ratio of characteristic factor of the surrogate model to that of the full model is shown in the histogram of Fig. 3(b), which indicates the PDF concentrates around 1.0 and could be fitted into a Normal distribution $N(0.999, 0.027)$. The coefficient of determination between the predictions of the surrogate model and the full model is 88%.

3.2 Coolability maps for prototypical beds

In this section, the coolability of ex-vessel debris beds are analyzed for a reference Nordic BWR with the developed surrogate model. The reference Nordic BWR has the thermal power of 3900 MW during normal operation. Station blackout (SBO) is assumed as an initial event of the hypothetical severe accident. The cavity of the Nordic BWR, which is the lower drywell, is a cylindrical chamber with radius of 6.1 m. It is assumed to be flooded with water before vessel failure. The water pool is considered to be deep enough to have all molten corium jet well-fragmented, and a particulate debris bed is assumed to be formed on floor of the cavity.

Quantity	Value
Corium mass	275 t
Debris density	8285.1 kg/m³
Containment pressure	2.0 bar
Cavity radius	6.1 m
Decay power density	66.5 W/kg

Table II: *Data of postulated ex-vessel debris beds.*

The MELCOR simulation of the Nordic BWR under SBO scenario is performed in our previous study [5]. The vessel failure is estimated to occur at 6 hours 7 min after the initiation of the accident. Based on the MELCOR simulation results, the data of debris bed as shown in Table II are considered for a long-term coolability analysis during the accident progression after vessel failure.

3.2.1 Effect of bed slope angle

Representative values of porosity and effective particle diameter are selected to study the effect of bed slope angle on the coolability. Based on precious experiments (e.g. CCM and DEFOR), the porosity of 0.4 is a relatively conservative consideration, and therefore it is chosen to assess the coolability of the prototypical scale debris beds. The effective particle diameter adopted here is 1.75 mm as used in the previous study [6].

With the increase of the slope angle from 0° to 45°, the debris bed height increases from 0.473 m to 3.752 m, as illustrated in Fig. 4. The variation of the dryout power density with the slope angle is also shown in this figure. The dryout power density decreases when the slope getting sharper, which indicates that the previous studies considering only one-dimensional debris bed in the cavity may overestimate the coolability.

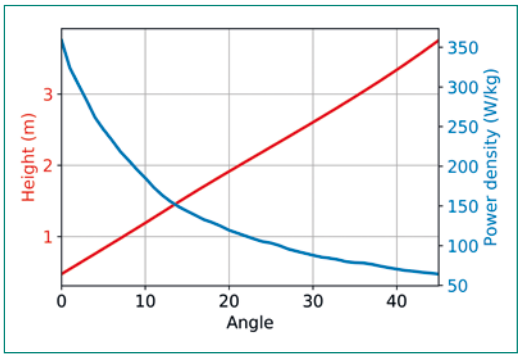


Figure 4: *Dryout power density with slope angle.*

The dryout power density ranges from 64.1 W/kg to 358.7 W/kg. Comparing with the maximum decay power density predicted from MELCOR, which is around 66.5 W/kg, there is possibility that the decay power density is higher than the dryout power density when the debris bed is considered as heap-like with large slope angle, under the conditions of the assumed porosity (0.4) and particle size (1.75 mm).

3.2.2 Effect of bed porosity and particle size

The effects of porosity and particle size of a debris bed on coolability are also analyzed, since the bed porosity and the particle size may vary due to different scenarios of debris bed formation. The variation of porosity is the whole range of the porosity applied in the surrogate model, which is between 0.3 and 0.7. The variation of the effective particle diameter is between 0.5 mm and 5 mm, for a conservative consideration.

Figs. 5(a)-(i) show the variation of dryout power density over the changes of porosity and particle size, for different configurations (slope angle) of debris beds. These figures can be seen as coolability maps of the debris beds, determined by particle size, porosity and slope angle of debris beds. For each map, 100 × 100 samples are used. The dryout power densities are colored in red if less than the decay heat 66.5 W/kg (uncoolable) and otherwise colored in blue (coolable). The more reddish color in the maps represents the smaller dryout power density; and the more bluish color represents the larger dryout power density. As a result, the red color roughly illustrates the uncoolable domain in regard with the variations of porosity and effective particle diameter. Small values of porosity and ef-

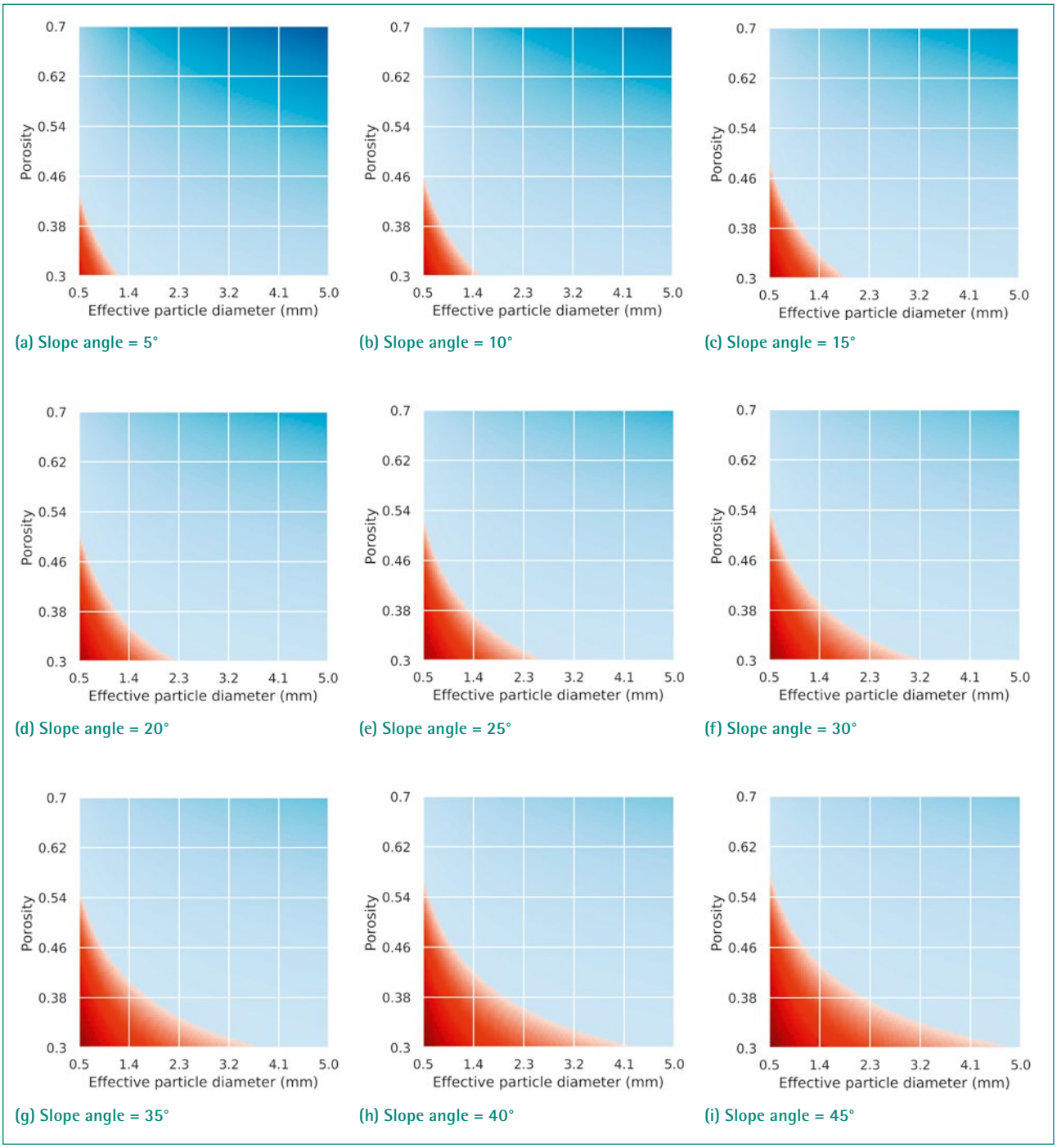


Figure 5: *Coolability maps with the variations of porosity and particle size at different slope angle.*

fective particle size would lead to uncoolable condition. The area with red color increases with the increase of slope angle, meaning that there is more chance to have a uncoolable debris bed.

4. 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 test facilities MRSPOD, SIMECO-2, DEFOR and MISTEE are developed and/or upgraded to investigate debris remelting, melt pool convection, and molten Zr/Fe interactions with coolant, separately. Advanced turbulent models and direct numerical simulation are employed to study corium pool convection and heat transfer. Thermo-mechanical simulations are performed to address the behavior of the RPV lower head under the load of corium pool. In addition to the MSWI studies, a surrogate model, which can be coupled with MELCOR, is developed predict the dryout power densities of multi-dimensional particulate debris beds in the flooded cavity of a light water reactor. After validating the surrogate model against the full model, the surrogate model has been applied for coolability analysis of debris beds which may form during hypothetical severe accidents of a reference Nordic BWR. Based on the calculation results of the surrogate model, coolability maps are obtained for a quick lookup of debris bed cooling condition, given the bed's porosity and slope angle as well as particle size.

International Cooperation

The research activities in this project at Royal Institute of Technology (KTH) are jointly supported by APRI (consortium of SSM and Swedish nuclear power companies), SSM (Swedish Radiation Safety Authority), ENSI (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate), European Union (IVMR Project), NKS (Nordic Nuclear Safety Research) and NRA (Nuclear Regulation Authority in Japan).

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

Substantial progress has been achieved in the project on the development of both experimental and analytical capabilities to investigate MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors. The surrogate model to predict the dryout of multi-dimensional debris bed is further developed in two aspects: (i) extending the ranges of input parameters to cover more accident scenarios and reactor designs; (ii) using a more advanced correlation technique for the data from the full model. The surrogate model is applied to coolability analysis of ex-vessel debris beds which may form during hypothetical severe accidents of a reference Nordic BWR, and coolability maps are obtained. In 2020 research efforts will be concentrated on experiments and simulations for MSWI studies, as well as extension of the surrogate model to more realistic debris beds and coupling of the model with MELCOR.

Publications

- *Z. Huang, W. M. Ma,* On the quench of a debris bed in the lower head of a Nordic BWR by coolant injection through control rod guide tubes, Nuclear Engineering and Design 351: 189–202, 2019.
- *P. Yu, W. M. Ma, W. Villanueva, A. Karbojian, S. Bechta,* Validation of a thermo-fluid-structure coupling approach for RPV creep failure analysis against FOREVER-EC2 experiment, Annals of Nuclear Energy 133: 637–648, 2019.
- *L. Manickam, Q. Guo, A. Komlev, W. M. Ma, S. Bechta,* Oxidation of molten zirconium droplets in water, Nuclear Engineering and Design 354, 110225, 2019.
- *Y. Chen, H. Zhang, W. Villanueva, W. M. Ma, S. Bechta,* A sensitivity study of MELCOR nodalization for simulation of in-vessel severe accident progression in a boiling water reactor, Nuclear Engineering and Design 343: 22–37, 2019.
- *Q. Guo, L. Manickam, P. Yu, W. Villanueva, W. M. Ma,* An aerodynamic Levitating apparatus for droplet-sample preparation in FCI experiments, Proceedings of 27th International Conference on Nuclear Engineering (ICONE-27), Ibaraki, Japan, May 19–24, 2019.
- *Q. Guo, L. Manickam, W. M. Ma, S. Bechta,* Effects of salinity in coolant on steam explosion, Proceedings of the 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-18), Portlant, OR, USA, August 18–23, 2019.

- *Y. Chen, W. M. Ma,* Development of surrogate model for debris bed coolability analysis, Proceedings of the 18th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-18), Portlant, OR, USA, August 18–23, 2019.
- *W.M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta,* et al., Proceeding of the 48th Review Meeting of the Project «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents», Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, June 4, 2019.
- *W.M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta,* et al., Proceeding of the 49th Review Meeting of the Project «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents», Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, December 11, 2019.

References

[1] *R. J. Lipinski,* A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds, 1982.

[2] *M. Buck, G. Pohlner, and A. Berkhan,* COCOMO 3D code graphical user interface and input data description, IKE – Universität Stuttgart, 2014.

[3] *N. Chikhi* et al., Evaluation of an effective diameter to study quenching and dry-out of complex debris bed, Annals of Nuclear Energy, 74: 24–41, 2014.

[4] *M. A. Bouhlel, J. T. Hwang, N. Bartoli, R. Lafage, J. Morlier, and J. R. R. A. Martins,* A Python surrogate modeling framework with derivatives, Adv. Eng. Softw., p. 102662, Jul. 2019.

[5] *Y. Chen, H. Zhang, W. Villanueva, W. Ma, and S. Bechta,* A sensitivity study of MELCOR nodalization for simulation of in-vessel severe accident progression in a boiling water reactor, Nuclear Engineering and Design, 343: 22–37, 2019.

[6] *Z. Huang and W. Ma,* Validation and application of the MEWA code to analysis of debris bed coolability, Nuclear Engineering and Design, 327: 22–37, 2018.

Radiation Protection Research at PSI

Author und Co-author(s)	E. G. Yukihara, F. Assenmacher, G. Butterweck, B. Hofstetter-Boillat, M. Jäggi, M. Heule, S. Mayer
Institution	Paul Scherrer Institut (PSI), Department of Radiation Safety and Security
Address	Forschungsstrasse 111, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	+41 56 310 2338, Sabine.Mayer@psi.ch, www.psi.ch
Duration of the Project	1 January 2019 until 31 December 2019

ABSTRACT

The objective of this project, equally financed by ENSI and PSI, is to investigate open questions, support international exchange, preserve and expand competence, promote independent expertise and train qualified personnel in the area of radiation protection, with the ultimate goal of supporting ENSI's supervisory activity. In this framework, the following specific objectives were agreed upon: (a) participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry; (b) development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for the determination of the activity and the detection of anthropogenic radionuclides; (c) scientific analysis of aeroradiometric exercises; (d) characterization of radiation protection measuring instruments and dosimeters and further development of measuring methods and techniques; (e) student supervision; and (f) ad hoc problems from ENSI after consultation with the project manager. As part of the project, PSI experts participated in various national and international working groups (e.g. International Electrotechnical Commission and European Radiation Dosimetry Group EURADOS, among others). Various methodological advances in radioanalytical chemistry were achieved (e.g. development of fusion technique of concrete for the determination of actinides and other relevant nuclides, method to eliminate interfering nuclides in ^{241}Pu determination, and method to handle asbestos-containing samples). In addition, scientific support for the aeroradiometric (ARM) exercises in Switzerland was provided and a broad study aiming at the detailed evaluation of measurement uncertainties and detection limits in clearance measurements was completed. Research was carried out on new detectors and methods in neutron dosimetry (e.g. using fluorescence nuclear track detectors and Timepix3 detectors), on environmental and area dosimetry (with the goal of replacing thermoluminescence detectors with modern radiophotoluminescence technique), and on quality assurance improvements of DIS detectors, widely used in nuclear power plants. The project supported the advisement of three students in this period, one of whom assumed the position of head of the radioactivity analysis group at the Cantonal Laboratory of Basel, demonstrating the importance of this project to contribute to the education of Switzerland's future experts. Progress in various projects are documented in publications, conference presentations and internal reports. The results were also presented to ENSI during quarterly meetings.

Project goals

In the reporting period, the objectives on radiation protection research according to the cooperation agreements were:

A. Participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry;
B. Development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for the determination of the activity and the detection of anthropogenic radionuclides;
C. Scientific support of aeroradiometric exercises;
D. Characterization of radiation protection measuring instruments and dosimeters and further development of measuring methods and techniques;
E. Student supervision;
F. Ad hoc problems from ENSI after consultation with the project manager.

Work carried out and results obtained

A. Participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry

International Electrotechnical Commission (IEC). PSI experts reviewed in 2019 several drafts of IEC standards and delivered voting recommendations for the TC45 B: *Radiation protection instrumentation* part of the TC45 committee, especially in the field of portal monitors (IEC 62484, IEC 62244). One PSI expert participated in the annual meeting of TC45 at Electrosuisse in Fehraltorf and in the TC45 annual general meeting in Paris (7–8 April 2019).

L'Association Romande de Radioprotection (ARRAD). The working group «GT1, Techniques de mesures des radiations» of the ARRAD started in 2019 a new document for the general population giving an overview of multiple radiation protection measuring instruments, their properties, their uses and their performance. PSI experts of the Calibration Laboratory assisted this effort by providing specifications of assessed measuring instruments.

European Radiation Dosimetry Group (EURADOS). One PSI expert participated in the EURADOS Working Group WG7 Internal Dosimetry, whose focus point was the creation of a GUIDANCE document in the Dosimetry of Radionuclide incorporation. Another focal point was the ICIDOSE dosimetry comparison, a collection of case studies on the incorporation of radio-nuclides provided by the EURADOS WG7. Another PSI expert conducted the EURADOS intercomparison on personal neutron dosimeters IC2017n. In the course of IC2017n a participants meeting was organized and an oral contribution was given at the International Conference on Solid State Dosimetry SSD19 in Japan.

German-Swiss Association for Radiation Protection (Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e. V., FS). The FS is a non-profit association promoting the sharing of knowledge and practical experience among radiation protection experts from Germany and Switzerland with the goal of optimizing and improving radiation protection. PSI experts participate actively in the working groups Dosimetry, Incorporation, Environmental Monitoring, and Practical Radiation Protection.

Experts of the Radioanalytical Group were present in following three working groups and attended the respective meetings: Decommissioning (A. Brand, Sep. 2019 in Peine); (ii) Environmental radioactivity (M. Jäggi, March 2019, Braunschweig); and (iii) Natural Radioactivity (M. Heule, March 2019, Dresden, at the joint meeting with the decommissioning group at VKTA).

International Solid State Dosimetry Conference. Several PSI experts, including the PhD student Alberto Stabilini, attended the 19th International Solid State Dosimetry Conference in Hiroshima, Japan, in September 2019 with invited talks, as well as oral and poster presentations.

B. Development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for the determination of the activity and the detection of anthropogenic radionuclides

(a) Further development on the fusion technique of concrete and other decommissioning samples using the Claisse LeNeo apparatus and establisment of standard procedures for the determination of actinides and other relevant nuclides.

The Claisse LeNeo Fusion apparatus allows non-hazardous automated processing of materials hard to be dissolved. First measurements were done on inactive barite concrete. A predefined program «Fusion for high refractory» was successfully tested by melting 0.3 g barite concrete mixed with 2.1 g fluxing agent LiM/LiT (80%/20%) and

pouring it into a Teflon beaker containing 100 ml 1 M HNO_3 and 1 ml 0.2 M PEG-2000. Testing the fusion process with tracers, 107% of added ^{85}Sr tracer was found in the solution after filtration. When the same experimental conditions were kept, but the PEG-2000 was omitted, only 0.3% of the added Sr-85 tracer was found. This implies that the flocculation process of SiO_2-gel by PEG-2000 is essential [1].

For the chemical separation of ^{85}Sr, ^{243}Am and ^{242}Pu, an adapted 4-column separation scheme was tested [2] using the resins TEVA-UTEVA and DGA-Sr-resin. After further developments ^{85}Sr recoveries of more than 70% and maximum recoveries for ^{243}Am and ^{242}Pu of 88% and 73% were achieved, respectively. The chemical separation scheme adapted in 2019 allows for a further reduction in total processing time by two days compared to previous methods [1].

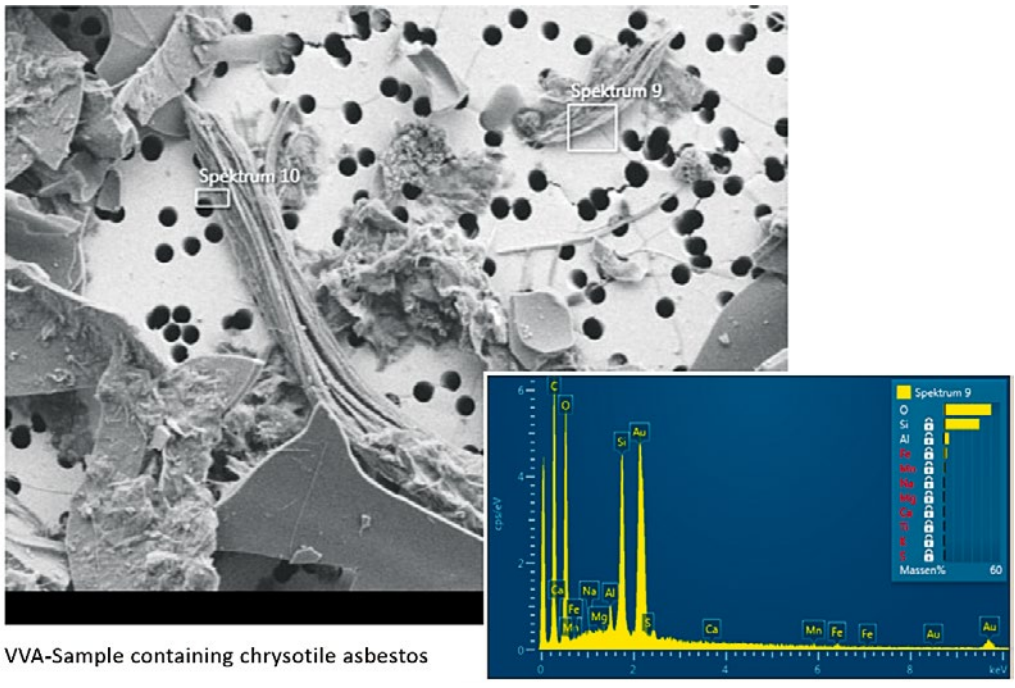
Future experiments will include different flux-materials, optimizations for the temperature profile chosen and possibly more adaptations to target different nuclides, such as ^{55}Fe and ^{63}Ni, on the chemical separations.

(b) Simplification of work procedures and methodological improvements in efficiency

Elimination of interfering nuclides in ^{241}Pu determinations. An alternate separation sequence developed last year was firmly established by testing it on more samples. Because it is almost impossible to artificially create samples in the laboratory with all interfering nuclides, ^{95}Zr, ^{95}Nb, ^{55}Fe and ^{63}Ni, as well as the other nuclide background, we used samples available from measurement campaigns at nuclear power plants. The procedure was repeated on five samples. The results show an average chemical yield of 90% for Pu with no significant outliers. The chemical yield for Am was in the range of 50% to 60%, which is sufficient but can be improved. In 2020, the method will be compared to the classical TRU-Resin (Trisken International) route and then established for routine use.

Samples containing asbestos such as chrysotile. At PSI, the deconstruction of the experimental incineration oven, called «VVA», delivers materials containing asbestos, which were part of the insulation layer system (Figure 1). To establish a safe way of handling asbestos-containing samples for analysis of alpha and beta emitters, the Radio-analytical Laboratory needs to develop several competencies, such as: (a) to establish handling rules using the existing safety equipment of our laboratories; (b) to analyze how and with what chemical yield asbestos could ideally be removed from the nuclides of interest in a sample; (c) to develop separation schemes that allow for the treatment of asbestos; and (d) to develop a robust way of handling asbestos-containing waste in our laboratories.

To achieve that, the first approach tested was the leaching of an asbestos sample. In collaboration with the deconstruction project, a simple procedure was agreed upon where the Radio-analytical



VVA-Sample containing chrysotile asbestos

Figure 1:
Scanning electron microscope (SEM) image of the «VVA» layer suspension with bundles of elongated chrysotile fibers obtained.

Laboratory receives the samples already in suspension for further leaching. Leaching is expected to dissolve the nuclides of interest in the liquid phase. Trials to remove the asbestos particles using sedimentation and centrifugation showed that these simple removal steps could only eliminate up to 60% of the asbestos particles. We are now in the process of evaluation filtration as an additional step before the samples could be considered a normal acidic solution of nuclides without asbestos fibres. In 2020, a waste cycle will be organized in collaboration with PSI experts running the asbestos removal project.

(c) Establishment and documentation of the combination of gamma measurement results (both at laboratory measuring stations and «in situ») with supplementary alpha/beta measurements for use in decommissioning.

To combine gamma spectrometry results with gross alpha- beta measurements of the same sample, basic knowledge has to be developed. To separate the effect that a given, but unknown powder morphology has on the efficiency of beta detection, the amount of powder distributed on a given surface area was varied. When extrapolated to «zero» powder loading per cm², the efficiency without the influence of the powdered structure can be obtained.

We began by first repeating the experiment for several nuclides with current instrumentation. Seven single beta emitters (^{90}Y, ^{90}Sr, ^{137}Cs, ^{60}Co, ^{99}Tc, ^{133}Ba and ^{63}Ni) and two double beta emitters (^{90}Sr/^{90}Y in equilibrium and ^{152}Eu/^{154}Eu ratio 1:11–1:13) were measured with the proportional counter.

The efficiency of the beta-emitting radionuclides versus the sample weight per cm² is shown in Figure 2, with the maximum beta energy shown in the legend. Exponential decay functions could be fitted to the data, except for ^{90}Y, which shows quite stable efficiencies because of the high beta energy. The efficiency is only reduced when the sample weight per area of the barite concrete exceeds 50 mg/cm². In addition, the low energy beta-emitting radionuclides ^{133}Ba (80 keV) and ^{63}Ni (67 keV) achieve a stable efficiency at high sample weight per area, indicating that the activity concentration of the lower layers of the barite concrete could not be measured anymore. Future experiments will be done for the alpha-emitters ^{241}Am, ^{239}Pu, ^{238}U and ^{244}Cm, before more complex alpha-, beta- and gamma emitting samples can be measured on the proportional counter.

(d) Collaboration with the radiation protection section to adapt to lower detection limits and uncertainty factors given by the new radiation law related to free-release of decommissioning samples.

In 2019, the basics for preparing samples ready for measurement were established by documenting the various sample formats and sizes in use. Discussion of practical issues such as «how to know what to specify for analysis before a sample is even analyzed» will be further investigated in 2020. Experience from 2019 showed that several cycles of specifying a type of analysis, taking appropriate samples, performing the analysis and evaluating the results were necessary until a decommissioning problem is solved to satisfaction of the project.

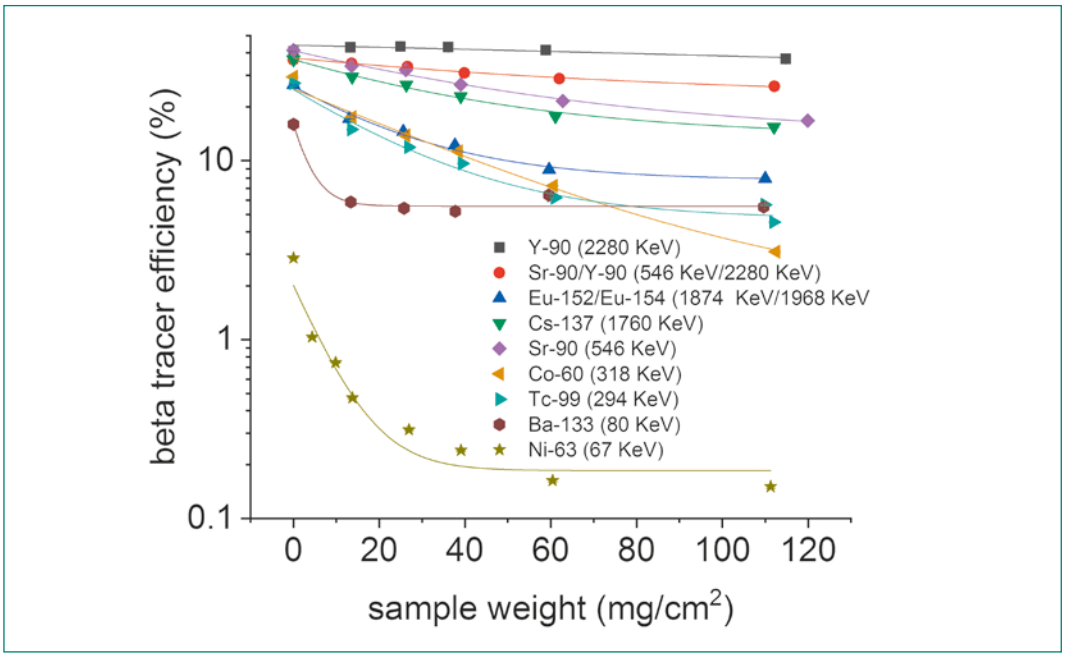


Figure 2: *Efficiency of various beta-emitting radionuclides versus the sample weight per area. The error bars are the uncertainties with coverage factor k = 2.*

The goal will be to capture commonly occurring principles and to include the considerations of analysis problems at an earlier stage.

(e) Introduction of mass spectrometry in radioanalysis

The Radioanalytical Laboratory is exploring the possibility of introducing mass spectrometry to the Laboratory's currently available techniques. After discussions with the Beznau nuclear power plant (KKB), a review of operation costs and infrastructure needs was assembled. In the next phase, we will take a needs-based approach and identify applications for the Radioanalytical portfolio based on existing literature, followed by real test measurements at partner laboratories at PSI (Hotlab facility).

(f) Intercomparisons

The Radioanalytical Laboratory participated in several interlaboratory comparisons not only to test and improve the performance of the analytical techniques, but also to test new methods. The intercomparisons were used to disseminate the experience within the group and to test more refined techniques for additional validation and comparison.

C. Scientific support of aeroradiometric (ARM) exercises

The civil part of the ARM19 exercise (ARM19z) took place on 2–6 June, 2019, covering the recurrent measuring areas around the Gösgen and Mühleberg nuclear power plants, a transversal from Torre (TI) to Chur, and an altitude profile over lake Neuchâtel. The military part of the exercise (ARM19m) was performed on 2–5 Sep., 2019. ARM19m contained source search exercises over the Spiez military training ground, measurements over a prospective reference area at the Thun military training ground and measurements in the vicinity of the towns Bulle, Köniz and Vevey. The Swiss team was not able to participate with a helicopter in the international exercise performed near Orange, France from October 14th to 18th. A PSI expert attended the exercise as an observer.

The transition from the old ARM measuring system to the RLL *(Radiometrie-Land-Luft)* system supplied by the Swiss air force in 2018 is still not completed, as some issues remain. Whereas three NaI(Tl) crystals of detector RLL002 display energy resolutions near 8.5%, the energy resolution of one of the crystals was 11%. The rapid deterioration of energy resolution was observed for several of the RLL detectors and also reported by the colleagues of the Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), who purchased their airborne gammaspectrometry system from the same manufacturer.

An additional issue identified concerns the software supplied by the manufacturer of the RLL system. The Mirion software is used by the National Emergency Operations Centre (NEOC) team for online data evaluation and preparation of information necessary for emergency response decisions. A scattergram of the total dose rates calculated by the Mirion software over the Mühleberg nuclear

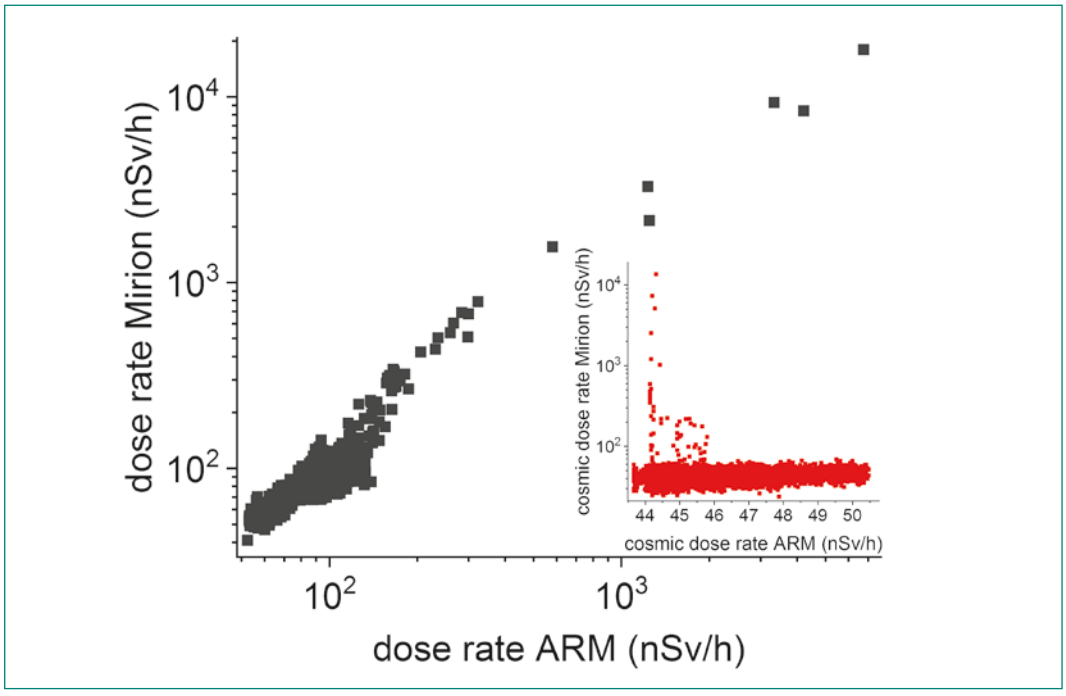


Figure 3:
Total and cosmic (inset) dose rates calculated with the Mirion and ARM software from raw data measured in the vicinity of the nuclear power plant Mühleberg.

power plant (KKM) compared to results of the data evaluation software of the ARM system using the same raw data depicts a discrepancy for higher dose rates measured directly over the power plant (Figure 3). The reason is the misinterpretation of high energy photon radiation of the radionuclide ^{16}N as cosmic radiation by the Mirion software, clearly visible in a scattergram of the cosmic dose rate. As the dose rate calibration factor for high energy counts originating from cosmic radiation is much higher compared to the calibration factor for counts produced by terrestrial radiation, the cosmic contribution of the dose rate is overestimated. Whereas the cosmic dose rate derived with the ARM software ranges between 43 nSv/h-51 nSv/h, the Mirion software derives values up to 14 000 nSv/h due to the misinterpretation of the ^{16}N-signal.

D. Characterization of radiation protection measuring instruments and dosimeters and further development of measuring methods and techniques

(a) Measuring equipment.

In the field of clearance measuring methods and related to the application of the ENSI-B04 Guideline, a broad study aiming at the detailed evaluation of measurement uncertainties and detection limits according to ISO 11929 [3] for routine free release measurements was completed. The assessed methods were: (a) dose rate measurement with a Scintillator type *AD-b/H (Automess);* (b) direct surface contamination measurement using *CoMo 170 (NUVIA);* and (c) surface contamination measurement via a wipe test. The uncertainty budget considered contributions associated to the device as well as the contributions due to the measurement itself including the human effect, determined by measurements of the same item by different persons.

Additional work was carried out to determine uncertainty associated with neutron dose measurements. An intercomparison of measuring devices in the neutron field provided by a CASTOR container rendered a detailed uncertainty budget for the neutron and gamma active dosimeter *DMC 3000 (Mirion)* and dose rate meters *WENDI-II, FH40 (Thermo Scientific)* and *LB6411 (Berthold Technology).*

On behalf of ENSI, PSI's Calibration Laboratory carried out the 2019 national comparison exercise for external personal dosimetry. Eleven dosimetry services approved by ENSI and BAG participated with a total of thirteen whole body dosimeters and six finger dosimeter systems.

(b) Dosimetry.

Research on neutron dosimetry focused on the investigation of new detectors and track analysis algorithms for neutron dosimetry, mainly through the work of the PhD student Alberto Stabilini. We also started to build a reader for polyallyl-diglicol-carbonate (PADC) detectors, so that we can have better control of the readout conditions and investigate how to improve the neutron dosimetry in various conditions.

In the field of environmental and area dosimetry, research continue with the goal of replacing the thermoluminescence dosimeters (TLDs) currently used for environmental and area dosimetry in and around PSI, as well as around ZWILAG and the nuclear power plants Beznau and Mühleberg, with radiophotoluminescence (RPL) dosimeters. Parallel measurements in the environment using both Al_2O_3:C TLDs and RPL dosimeters have been carried out already for more than 2 years. In 2019 we started parallel measurements using Al_2O_3:C and LiF:Mg,Ti TLDs and RPL in area dosimetry inside PSI. The results are currently being prepared for publication.

In internal dosimetry, a new 2"×2" NaI:Tl thyroid monitor (Osprey, Camberra) was installed and calibrated. Next the performance of the new detectors will be compared with the old 1"×1" and 1"×0.3" NaI:Tl detectors to better understand the advantages and limitations of the new detector.

In the field of extremity dosimetry, frequently used during maintenance and disassembly work in nuclear installations, research is currently carry out to determine if the dosimetry can be improved using new automated readers. The advantage would be the individual calibration of each TLD, therefore providing higher precision and avoiding the need to determine and monitor the sensitivity of TLDs periodically. We also investigated the use of such automated readers to determine the individual correction coefficients of the TLDs.

In the area of personal dosimetry, PSI carried out fundamental investigations on the properties of BeO optically stimulated luminescence detectors (OSLDs). The group also collaborates with international institutions on research on new luminescence detectors of interest for dosimetry.

Investigations have also been carried out on the behaviour or DIS-Detectors used at PSI for dosimetry of guests and at many nuclear power plants in

Switzerland. Based on these investigations, a more effective quality assurance program is being designed, intended to detect detector problems in between the periodic point tests performed at regular intervals.

PSI's dosimetry group also participated in international intercomparison (photons and neutrons) to test and characterize new procedures and materials for personal and environmental dosimetry.

E. Student supervision

Anja Pregler (PhD student). Anja Pregler published a paper on the characterization of the uranium accumulation in the Molasse basin west of Berne [4]. Leaching experiments were performed on peat soil samples to establish the chemical conditions under which uranium is released, or retained in this soil type, respectively. It was found that carbonate has a dramatic effect on the mobilization of uranium (Figure 4). These results will also form the second publication.

The student also worked with the agricultural research institute Agroscope to investigate the natural uranium content in pilot field trials for growing rice in several locations around Switzerland. There is now a joint project to further analyze any possible uptake of ^{238}U in the rice plants. This project clearly demonstrates the importance of her work, since the Swiss «Mittelland» is intensely populated and in intense use for agriculture.

Starting in October 2019, she began at her new job at the Cantonal Laboratory of Basel, heading the radioactivity analysis group. This clearly demonstrates the success of the ENSI-PSI R&D collaboration, as one of the major goals is to contribute educating Switzerland's experts for the future.

Next PhD project planned in the Radioanalytical group. A follow-up project in the field of electrochemistry was proposed to establish the use of electrochemical methods for improved separation and determination of radionuclides. The project is expected to start in the Spring 2020.

Alberto Stabilini (PhD thesis). The student is investigating new techniques in neutron dosimetry and evaluating their feasibility for practical applications, advantages and disadvantages. In 2019 the student developed algorithms to improve the neutron dosimetry using polyallyl-diglicol-carbonate (PADC) neutron detectors, investigated the detection capabilities of new fluorescence nuclear track detectors (FNTDs) (Landauer Inc.) for neutron dosimetry, and explored the suitability of new pixelated detectors Timepix3 (ADVACAM s.r.o.) for applications in neutron dosimetry.

Peter Wagner (Dual student, Bachelor Degree in Safety Technology and Radiation Protection at the *Hochschule Baden-Württemberg, Karlsruhe*). The student worked on several projects in the area of aeroradiometric measurements and plastic scintillator characterization.

Tsogmandakh Battur (IAESTE Student). The exchanged student spent three months at PSI and

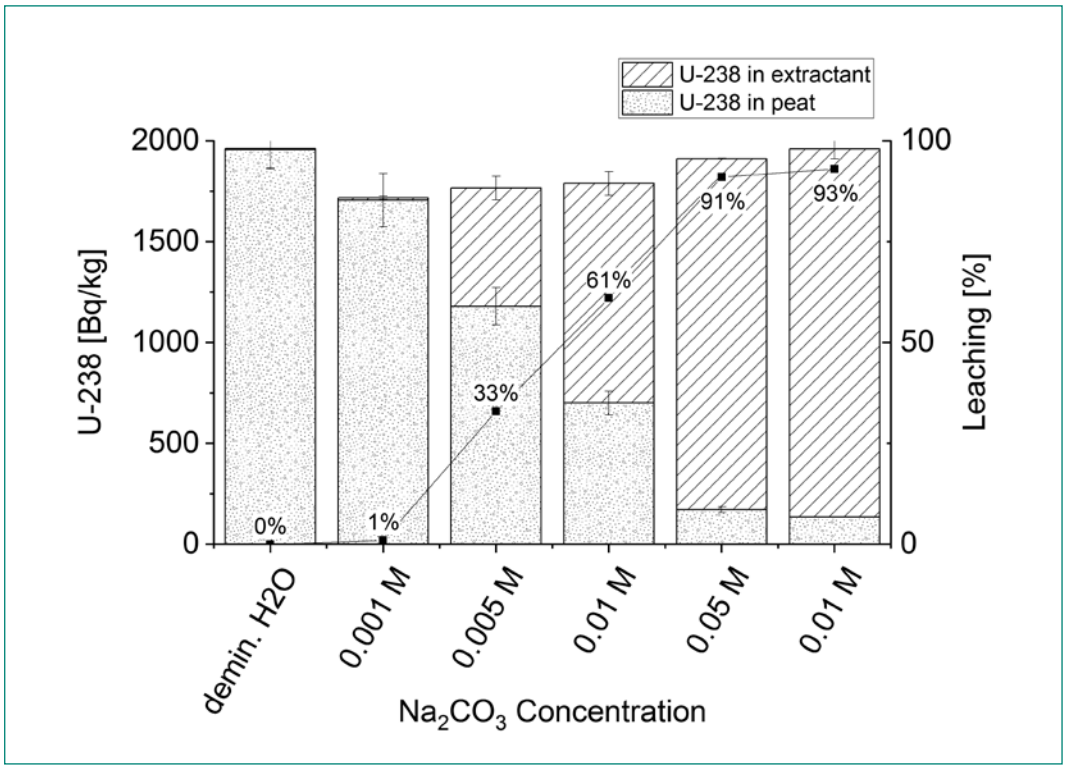


Figure 4: *Leaching efficiency from peat layers depends very sensitively on the vailability of carbonate as a complexing agent.*

was involved in the further development of the x-ray facilities of PSI's Calibration Laboratory.

F. Ad hoc problems from ENSI after consultation with the project manager

A market survey and assessment of combined dose rate and contaminations measuring devices was performed. Two instruments, *RadEye B20 ER (Thermo Scientific)* and *Minitrace CSDF (Saphymo),* were selected for further testing. The radiological performance was tested with multiple reference beams and surface contamination sources of PSI's Calibration Laboratory (Figure 5). The test results and experiences on the general instrument handling were reported to ENSI.

National Cooperation

In this reporting period PSI experts collaborated with national institutes in the following areas:

Institut de radiophysique (IRA). Assessment and calibration of clearance devices. Identified PSI needs for activity traceable radionuclide sources were discussed with colleagues of IRA.

Federal Institute of Metrology (METAS). Actual subjects and issues in the radiation measurement metrology. The topic of determination of uncertainty budgets associated with ENSI-B04 and the related need of expert support from the industry was also part of the discussion.

CERN. Incorporation monitoring for new radionuclides, performance of DIS passive detectors, and development of new active and costeffective distribute radiation sensors similar to the D-Shuttle detectors (Chiyoda Technol Co.).

International Cooperation

COST. A new initiative to enhance scientific cooperation in the field of airborne gamma spectrometry, «Airborne Gamma-Ray Spectroscopy NETwork for a EUropean scale environmental monitoring», was submitted to the European Commission under the European Cooperation in Science&Technology (COST) framework. The network consists of 61 proposers from 24 countries and international institutions, including experts from PSI, ENSI and NEOC. Main proposer of the project is Prof. F. Mantovani from the National Institute of Nuclear Physics, Ferrara, Italy.

EURADOS. PSI collaborates with various EURADOS groups (Politecnico di Milano, CERN, ELI Beamlines) on new techniques for radiation dosimetry. In 2019 exposures on pulsed radiation fields were carried out at the SwissFEL facility at PSI using various detectors for a comparison of their performance.

Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), Institut Pluridisciplinaire Hubert CURIEN (IPHC) and International Atomic Energy Agency (IAEA). PSI collaborates with

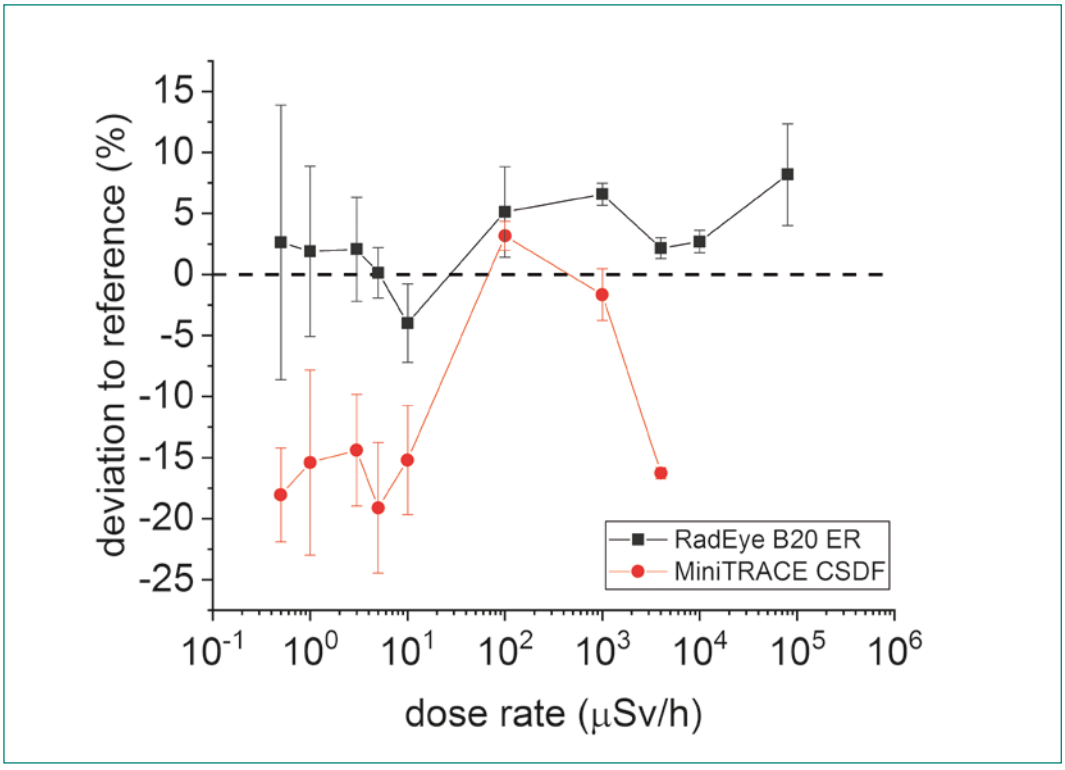


Figure 5: *Dose rate dependence of three RadEye B20 (ER) and three MiniTRACE CSDF for ^{137}Cs reference irradiation. The uncertainties are the standard deviation for three devices.*

these three institutions in the field of radiophotoluminescence (RPL) dosimetry. PSI experts participated in the 3rd RPL Users Meetings, organized by IRSL in Paris in October 2019.

IAEA Almera network. The IAEA established the ALMERA network of radioanalytical laboratories around the world 25 years ago with the goal of promoting competency and means for tackling large releases of radioactivity into the environment. The annual meeting 2019 took place in Schwarzenburg (CH) and was hosted by the Laboratory Spiez.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

The Department of Radiation Safety and Security made progress in all major research areas defined in agreement with ENSI, leading to publication of internal technical reports, peer-reviewed publications, and a PhD Thesis to be defended in Dezember 2019 (Anja Pregler). In 2020 research will continue along the lines defined in the agreement, possibly with a new PhD student in the field of electrochemistry.

Publications

- *E. Musto, F. Assenmacher, B. Hofstetter-Boillat, S. Mayer, and E. G. Yukihara.* «Use of the D-Shuttle for radiation protection of members of the public: Characterization and feasibility study». Radiat. Meas. 129, 106208 (2019).
- *E. G. Yukihara.* «Observation of Strong Thermally Stimulated Recuperation of the Optically Stimulated Luminescence Signal of BeO». Radiat. Meas. 121, 103–108 (2019).
- *E. G. Yukihara.* «Characterization of the thermally transferred optically stimulated luminescence (TT-OSL) of BeO». Radiat. Meas. 126, 106132 (2019).
- *E. G. Yukihara.* «Twenty-five years of optically stimulated luminescence research of artificial materials: a personal perspective». Colloquium at the Universitá Degli Studi Di Milano Bicocca, Milano, Italy, 9 April (2019).
- *E. G. Yukihara.* «Meet the PhD Jury: Twenty-five years of optically stimulated luminescence research of artificial materials: a personal perspective». Colloquium at the Ghent University, Ghent, Belgium, 5 February (2019).
- *E. G. Yukihara.* «A review on the OSL of BeO in light of recent discoveries: the missing piece of the puzzle?». Invited talk at the 19th International Solid State Dosimetry Conference, Hiroshima, Japan, 15–20 September (2019).
- *E. G. Yukihara.* «An Overview of the Research on Optically Stimulated Luminescence: Main Advances and Current Challenges». Invited talk at the Autumn Meeting 2019 – Brazilian Physics Society, 26–31 May, Aracaju, Brazil (2019).
- *Stabilini, V. Fomenko, J. Harrison, S. Greilich, M. S. Akselrod, and E. G. Yukihara.* «3D track reconstruction from neutron irradiated FNTDs». Poster presentation at the 19th International Solid State Dosimetry Conference, Hiroshima, Japan, 15–20 September (2019).
- *Butterweck, G., Bucher, B., Rybach, L., Poretti, C., Maillard, S., Schindler, M., Hofstetter-Boillat, B., Mayer, S., Scharding, G.* «Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM18 and the International Exercise CONTEX 2018». PSI report No 19-01, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland (2019).
- *A. Pregler, H. Surbeck, J. Eikenberg, S. Werthmüller, S. Szidat, A. Türler,* «Increased uranium concentrations in ground and surface waters of the Swiss Plateau: A result of uranium accumulation and leaching in teh Molasse basin and (ancient) wetlands?», J. Environ. Radioactivity, 208–209, (2019), 106026.
- *M. E. Jäggi, M. Rüthi, J. Eikenberg,* Fusion and chemical separation of Am, Pu and Sr from barite-concrete, J. of Radioanal. and Nucl. Chem., 322, 1279–1285 (2019).

References

[1] *M. E. Jäggi, M. Rüthi, J. Eikenberg,* Fusion and chemical separation of Am, Pu and Sr from barite-concrete, J. of Radioanal. and Nucl. Chem., 322, 1279–1285 (2019).

[2] *X. Dai, S. Kramer-Tremblay,* Five-column chromatography separation for simultaneous determination of hard-to-detect radionuclides in water and swipe samples, Anal. Chem., 86, 5441–5447 (2014).

[3] ISO, International Standard ISO 11929:2019: Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation – Fundamentals and appli-

cation – Part 1: Elementary applications, International Organisation for Standardisation, 2019.

[4] *A. Pregler, H. Surbeck, J. Eikenberg, S. Werthmüller, S. Szidat, A. Türler,* Increased uranium concentrations in ground and surface waters of the Swiss Plateau: a result of uranium accumulation and leaching in the Molasse basin and (ancient) wetlands?, J. Environ. Radioact., 208–209 (2019).

Further developments of the simulation tool Z88ENSI for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of transport and storage casks

Author und Co-author(s)	M. Roppel, B. Alber-Laukant, 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 7536, matthias.roppel@uni-bayreuth.de http://www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de
Duration of the Project	1 January 2019 to 31 December 2020

ABSTRACT

The goal of the third project on this topic is to continue the development of an independent and innovative simulation tool, called Z88ENSI, for the assessment of the thermal dimensioning of transport and storage casks (T/S-casks) for fuel assemblies. The primary task of this program is to determine the temperature field within T/S-casks fast and rough but with sufficient accuracy. Any possible loading in accordance to ENSI should be considerable. Furthermore, thermo-mechanical considerations are possible. It is based on the Finite-Element-Analysis (FEA) and is completely independent of commercial solutions.

One of the big challenges at thermal consideration of such T/S-casks are the internally small helium-filled gaps, between the solid components. This is due to their small dimensions compared to the other components and furthermore, unlike solids, all heat transfer mechanisms – conduction, convection and radiation – have to be taken into account. These gaps are located both in the axial and in the radial direction. Consideration of such gaps in the determination of temperature distributions is important because of their insulating effect.

The special innovation of this tool is, that this gas filled gaps do not have to be meshed. Their influence on heat transfer is mapped by analytical equations, which are added to the equation system as thermal gap conditions (TGC). The strength of this method has been proven in several publications. [1, 2, 5, 6]

Project goals

This research project aims to develop an independent simulation program, which simplifies the thermal evaluation of T/S-casks, based on the Finite-Element-Analysis. Therefore, simulative and analytical calculation methods are combined. In general so called thermal gap conditions (TGC) should be developed, which map the thermal effects in gas-filled gaps and transfers them to the FEA. Previously it was concentrated on the radial helium-filled gap, which is placed between inner and outer part of the cask. In this project the focus is on consideration of two axial gaps, one between the basket and the inner cover and the other one between the basket and the bottom plate. As before the goal is to include its effects onto heat transfer analytically without meshing the gap. Therefore, the TGC are 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.

The software tool will be extended with additional functions and features. First different cooling ribs should be considered. Usually, cooling ribs are on the outer surface of the T/S-casks, but the simulative consideration of these cooling ribs and their influence on the heat transfer is very elaborate. Therefore, a possibility should be worked out to substitute these cooling rips. Second, another boundary condition type will be developed and integrated. So far, it is only possible to map a convective heat transfer from the cask to the environment. At this point, the possibility should be created to concern heat radiation, too.

Another important point in this project is the verification of the simulation results, which are achieved by the software. These also occur in two different ways: First a test bench will be set up and experiments will be done. The experiments will be also simulated with *Z88ENSI V3*. In that way the Simulation results will be verified. Second the results will be verified with commercial software, too. With commercial software, the influence of axial heat flows to the temperature field inside T/S-casks will be clarified.

Work carried out and results obtained

Problem definition, motivation and approach

The safe dissipation of the decay heat, which is generated by the fuel assemblies, is one of the four protection objectives, which have to be fulfilled by T/S-casks. High temperatures lead to decrease of the material parameters and to thermal induced stresses in the components. In order not to damage the stability of a cask, the maximum temperature has to be limited. Tanks are largely made of solid components, between which small gaps are located due to production and loading. Hence, the gas inside these gaps, mostly helium is used, has an insulating effect, so the gaps must be taken into account in thermal analysis. There are different gaps of different size inside the casks, both in axial and radial direction. In order to limit the complexity of the tool to be developed, only the gap between the inner and the outer part of the casks is considered. In general, concerning this gap, two different positions between the inner and the outer part have to be considered:

- transport configuration
- storage configuration

During the transport, when the cask is on lorry or railway wagon, the inner part of the cask is lying on the outer one. Ideally, a line contact can be assumed here and so the transport leads to an uneven, crescent gap geometry in radial direction. With regard to the axial gap, heat dissipation is worse when there is a gap on both sides of the inner part, one in the bottom area and one in the cover area. Figure 1 shows this for a simplified cask. At the intermediate store the casks stands upright. In this case the inner part of the cask stands up the bottom plate of the outer one. Concerning the axial gaps, there is only one at the area of the cover. In the radial direction, the most favorable case for heat dissipation is when the inner part is concentric with the outer one. In that case, there is an annual gap between the parts. Figure 1 shows this too.

Nevertheless, gas filled gaps in thermal simulations of T/S-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. Furthermore, the geometrical dimension of these gaps is much smaller than the other dimensions of the cask. This would require a finer mesh-

ing in the FEA and thus the computational effort would continue to increase.

The idea for a fast and rough estimation of the heat dissipation, with sufficient accuracy, is to develop special kinds of boundary conditions, which avoid the difficult numerical treatment of the gaps. The thermal effects of the gaps are considered by analytic equations. By doing this, the gaps do not need to be meshed in the FEA. This saves a lot of effort, both in meshing and in calculation. In order to concern the thermal influence, so-called thermal gap conditions (TGC) are added as boundary conditions into the equation system. Whereby the corresponding gap nodes of the inner and outer part are connected to each another. Figure 1 also shows the corresponding nodes of the inner part in red and those of the outer part in blue.

The result of the second research project, which was completed in 2018, is the calculation *tool Z88ENSI V2*. With this tool the temperature fields within lying or upright standing T/S-casks can be calculated, but only based on purely radial heat fluxes.

Hence, it is the main goal to develop a special kind of boundary condition to extend the software that also axial heat flows are considered.

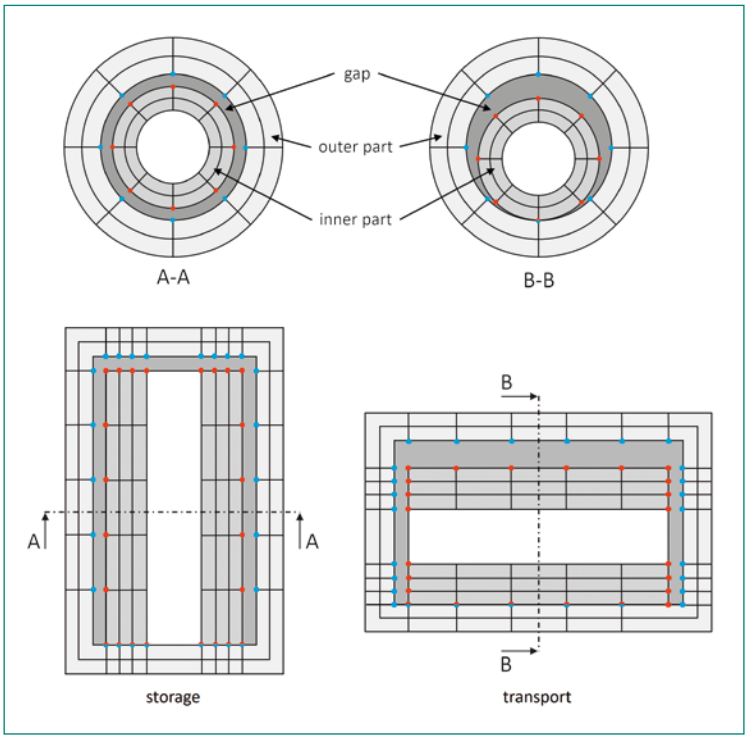


Figure 1: *Schematic illustration of the gap between inner and outer part during transport and storage.*

Goals of the current reporting year

The project duration of this project is two years. An overview of all project goals can be found in the first section of this report. In the current reporting year the main goals were:

- develop the axial TGC for the different heat transfer mechanism
- construct and manufacture a test bench and execute tests
- make comparative calculations with commercial software to clarify the influence of the axial heat flow

Short presentation of the simulation tool Z88ENSI V2

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.

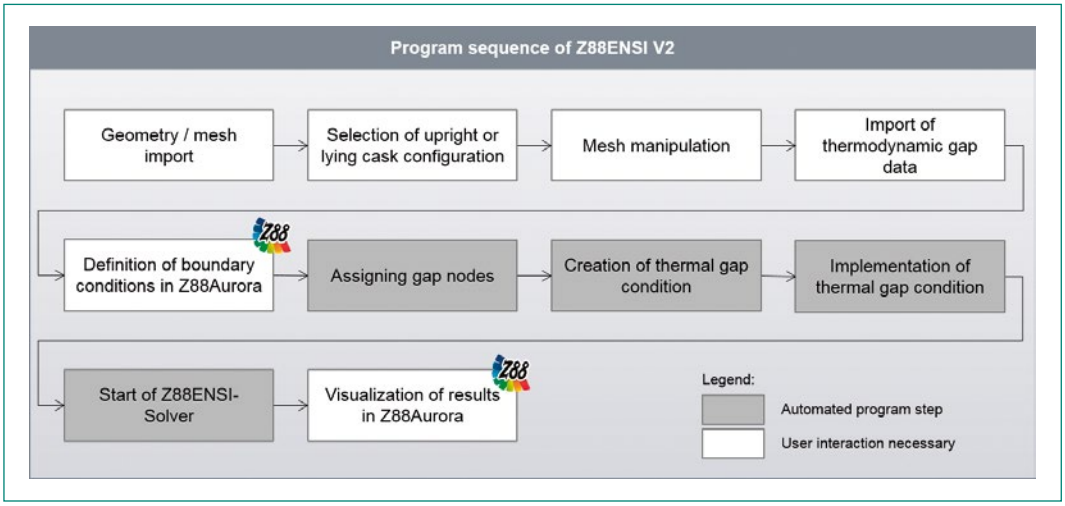
With the first version *Z88ENSI V1* temperature fields, resulting from radial heat flows in upright standing casks can be calculated. With the version *Z88ENSI V2* this is also possible for lying casks during transportation.

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 necessary to import different geometries for upright positioned or reclining casks.

Basically, *Z88ENSI V2* is able to perform mesh manipulation operations. This is necessary to use the same initial mesh for both cask configurations (upright and reclining). Starting point is the concentric cask model with an annular gap geometry, see Figure 1. This mesh is manipulated, if the user would like to perform simulations with reclining casks. For the implementation of the TGC 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. After the mesh manipulation is done, thermodynamic data, which have to be specified by the user in a GUI, are imported. In the following, all boundary conditions can be defined by the user within Z88Aurora.

Within the next step, the gap nodes are assigned to each other, so that the TGC can be integrated in the mathematical equation system of the FEA after the TGC is created. After that, the solver *Z88ENSI*

Figure 2: *Program sequence of Z88ENSI V2*



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*. If, in addition to the thermal conditions, mechanical boundary conditions are also set, a mechanical analysis is initiated automatically after the thermal one. In this way, the thermo-mechanical effects can be considered.

Influence of the axial heat flux

Investigations with the commercial Finite-Element-Analysis program Abaqus were intended to answer the question of the ratio between the axial and radial heat flows, that occur to dissipate the decay heat to the environment. For this purpose, a simulation model was developed, which is based on a real T/S-cask with a corresponding load configuration. Fuel elements were not modeled, but the load was applied directly to the side surfaces of the baskets. Further information on the cask construction and loading can be found in [3]. In order to provide the most transparent results, only freely accessible information was used in the model design. However, since this is not the case for every material and every parameter, assumptions had to be made. All contacts between the individual components were considered as ideally conducting contacts. The voids and gaps existing in the cask, as far as can be seen in the publicly available documents, were filled with helium. These areas were defined as solid components, to which the thermal conductivity of helium was assigned. Figure 3 shows a cut view of the simulation model, the components and the normalized thermal conductivities. Values of individual thermal conductivities that could not be determined and are therefore based on assumptions are marked with an asterisk. As a further boundary condition a convective heat transfer at all outer surfaces was added, which is based on a heat transfer coefficient α = 7.5 W/m²K at an ambient temperature of 23 °C.

By using a cylindrical coordinate system, the radial and axial heat flows can be balanced separately. This balancing was performed on the inside of the outer steel parts for the radial direction and on the inside of the bottom plate and on the inside of the inner cover for the axial direction.

It has been shown that in this example about 85 % of the heat input is dissipated in the radial direction and about 15 % in the axial direction. The radial heat fluxes dominate, but the axial ratio should not be neglected with regard to the most accurate determination of the temperature field within T/S-casks.

The thermal gap conditions (TGC) for axial gaps

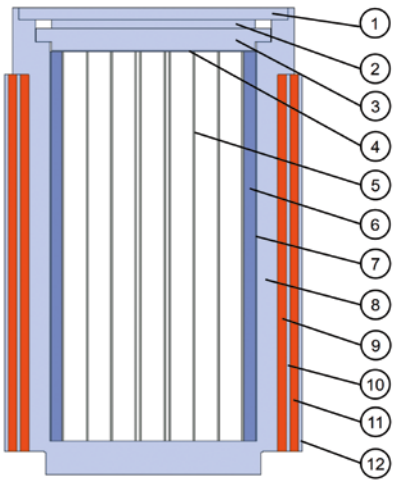
As already mentioned, the gaps are not meshed in order to be able to perform the thermal FEA as quickly as possible. Nevertheless, in order to be able to take into account the thermic influences of the gaps, the TGC are added into the system of equations. These TGC connect the corresponding nodes of inner and outer containers via analytic equations. Depending on the user input, heat conduction, convection and radiation should considerable on its own or in any combination. In the following, the equations are shown, which describe all heat transfer mechanisms in the axial gap.

To be able to add a TGC to the equation system, the analytical equation must have the mathematical form (1), which is shown by Figure 4. On the left side of the equation is the difference between the temperature of inner part surface note and the one of the outer part surface note. K on the right side is a placeholder. Depending of which kind of heat transfer mechanism is considered another term is used. If conduction is the only mechanism equation (2) for K is used. If heat dissipation by conduction and convection is to be investigated, then equation (3) is used. Equation (4) combine all heat transfer mechanism, including thermal radiation.
Simplified, the axial gap can be assumed to be a flat cylinder. For the approximation of the heat conduction in the axial gap, heat conduction through a flat wall is assumed both in the upright standing and in the lying cask configuration. Simulation has shown that the heat flow leaving the gap through the lateral surface is negligible. The reason for this is first, the very small dimension of the gap width s compared to the gap diameter Ø and second, the low temperature gradient between the fluid and the wall in the radial direction. Therefore, the lateral surface can be assumed to be adiabatic. This has further led to a closed system with internal flow for convection (Rayleigh-Bernard convection). Also for heat radiation, it can be assumed that the influence of the lateral surface compared to the front surface is negligible. The same applies to the difference in size between the end face of the inner part and the end face of the cover. Thus, a radiation problem between two equal sized slices is assumed. The degree of emission of the surfaces is taken into account. There will be temperature fields on both sides of the gap and thus not every gap note will have the same temperature. Therefore, the view factors must also be taken into account. Since it is all about a flat gap, the effort in determining these few factors is limited. For later calculations, the few factors are made available to *Z88ENSI V3* in tabular form, analogous to the previous procedure. [7]

The symbols of the equations above stand for: $\dot{Q}$ heat flux; s_i layer thickness; A flow area; λ_{HE} is the thermal conductivity of the fluid inside the gap (Helium); λ_{KK} is the combined thermal conductivity, which takes into account the influence of conduction and convection on the Nusselt number Nu; λ_{KKR} combine conduction, convection and radiation, additionally with the gap width s, the view factor F_{12}, the radiation exchange number C_{12} and the mean temperature T_m in the gap are included.

Test bench

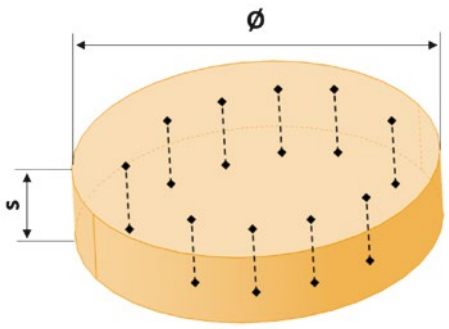
The verification of the axial thermal gap condition will be made by tests on the test bench. The test bench is not a completely new development. Most components, which were already manufactured for the previous project, are used again, only a few are added. Figure 5 shows the structure of the test bench. It represents a miniaturized and simplified T/S-cask in the transport configuration. Compared to real casks, the dimensions of the experimental setup have been significantly reduced. The test container is 409 mm long and has a maximum diameter of 250 mm. The dimensions of the circular annular gap were not reduced.
In order to be able to readjust the heat transfer processes in real T/S-cask, the heat is generated in the interior of the setup by use of a heating band (7).



Nr.	component	thermal conductivity (normalized)
1	outer cover	0,2470
2	inter cover	0,2470
3	inner cover	*0,2470
4	axial gap (helium)	0,0008
5	basket	*1,0000
6	basket attachment parts	0,8893
7	radial gap (helium)	0,0008
8	outer steel parts a + bottom	0,2470
9	neutrons absorber a	*0,0300
10	outer steel part b	0,2470
11	neutrons absorber b	*0,0300
12	outer steel part c	0,2470

Figure 3: *Simulation model, components and thermal conductivities*

Figure 4:
Axial gap and analytical equations



$$(1) \quad T_i - T_a = K$$

$$(2) \quad K = \frac{\dot{Q} s_i}{A \lambda_{He}}$$

$$(3) \quad K = \frac{\dot{Q} s_i}{A \lambda_{KK}} \quad with \quad \lambda_{KK} = Nu \lambda_{He}$$

$$(4) \quad K = \frac{\dot{Q} s_i}{A \lambda_{KKR}} \quad with \quad \lambda_{KKR} = \lambda_R + \lambda_{KK}$$

$$and \quad \lambda_R = 4 s F_{12} C_{12} T_m^3$$

This allows the inner container to be heated to approx. 200 °C. The temperature is adjustable, allowing measurements at different temperature levels.

In the section view, Figure 5 right, the gap between the inner and outer container is outlined in yellow. The axial gap in the lid area is highlighted in purple. The focus of the investigations is to measure the transported heat over this violet-marked gap, so that a successful verification of the simulative investigations can be carried out. In order to be able to consider different axial gaps, a spacer ring (10) is provided. This makes it possible to investigate a narrow axial gap (without spacer ring) and a wide gap (with spacer ring). If required, other rings of different thickness can be manufactured.

The experimental setup is equipped with comprehensive measurement for pressure and temperature. The temperature distribution over the Helium gap is detected at different points (1) in each case via five thermocouples, which are pushed into the gap at different distances. To monitor the tightness the pressure is controlled during the experiments. Before the experiments starts, the container is evacuated and then filled with helium at a slight overpressure. This ensures that helium and air do not mix in the test bench.

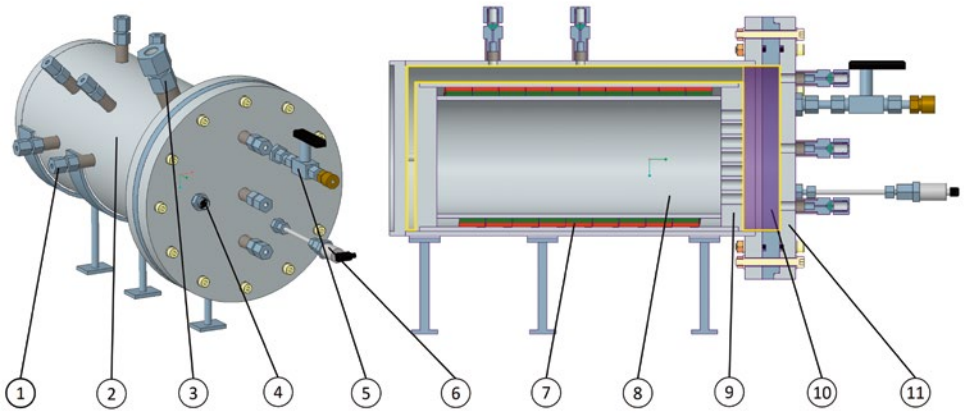
The construction is finished and the components are ordered or in manufacture.

The experimental set-up consists of the following components: grommet thermocouple (1), outer cask (2), grommet surface element (3), cable port (4), gas connection (5), pressure sensor (6), heating tape (7), inner cask (8), perforated cover (9), spacer ring (10) and cover (11).

The assessment 2019 and perspectives for 2020

The project goals could not be fully achieved. As shown above, the thermal influence of the axial heat flow were detected and quantified. Also the theoretical preparatory work for the development of TGC was finished. Currently, these are imple-

Figure 5:
Test bench



mented in terms of programming, so here the schedule is adhered too. The experiments on the test bench are in delay. The construction is already finished as shown above, but the production has just begun. Consequently, the experiments will not be completed by the end of the year.
However, the experiments will only be postponed to the first quarter of 2020. They will not have a negative impact on project progress.
The next steps are the software implementation of the axial TGC, the substitution of the cooling rib geometries, the extension of the boundary conditions and the verification of *Z88 ENSI V3*.

Publications

- *C. Dinkel, M. Roppel, D. Billenstein, B. Roith, F. Rieg:* Combination of analytical and numerical methods for the fast thermal evaluation of transport and storage casks, PATRAM 2019, New Orleans, USA, 2019.
- *C. Dinkel:* Integration analytischer Wärmeübertragungsverfahren in das Finite-Elemente-System Z88 zur beschleunigten thermischen Bewertung von Transport- und Lagerbehältern für Brennelemente, Bayreuth 2019

References

[1] *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.

[2] *C. Dinkel, M. Roppel, D. Billenstein, B. Roith, F. Rieg:* Combination of analytical and numerical methods for the fast thermal evaluation of transport and storage casks, PATRAM 2019, New Orleans, USA, 2019.

[3] *C. Dinkel:* Integration analytischer Wärmeübertragungsverfahren in das Finite-Elemente-System Z88 zur beschleunigten thermischen Bewertung von Transport- und Lagerbehältern für Brennelemente, Bayreuth 2019

[4] *C. Dinkel, R. Hackenschmidt, F. Rieg:* ENSI Erfahrungs- und Forschungsjahresbericht 2018, Brugg, 2018.

[5] *F. Rieg, R. Hackenschmidt, B. Alber-Laukant:* Finite Elemente Analyse für Ingenieure, Grundlagen und praktische Anwendung mit Z88Aurora, 6. Auflage, Carl Hanser Verlag, München, 2019.

[6] *C. Dinkel, M. Frisch, R. Hackenschmidt, F. Rieg:* ENSI Erfahrungs- und Forschungsjahresbericht 2017, Brugg, 2017.

[7] *Verein Deutscher Ingenieure:* VDI-Wärmeatlas, 11. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg, 2013.

HELP – Hydrogen Enhanced Local Plasticity in Zirconium Alloys

Francesco Fagnoni	Phone: +41 56 310 53 24; francesco.fagnoni@psi.ch
Liliana I. Duarte	Phone: +41 56 310 21 16; liliana.duarte@psi.ch
Johannes Bertsch	Phone: +41 56 310 41 73; johannes.bertsch@psi.ch
Institution	Paul Scherrer Institut
Adresse	Forschungsstrasse 111, 5232 Villingen PSI
Duration of the Project	September 2019 until September 2022

Abstract

Hydrogen-Enhanced Local Plasticity (HELP) happens when hydrogen is in solid solution and interacts with the dislocations present in the metal promoting a faster dislocation mobility. This effect has been extensively studied in face-centered cubic (FCC) and base-centered cubic (BCC) metals, particularly in steels. However, a complete analysis in zirconium alloys and Hexagonal Close Packed (HCP) metals in general is lacking. This effect has high relevance for the nuclear waste management field because it might have a detrimental effect on low-cycle fatigue behaviour at high temperature of zirconium cladding alloys.

The HELP PhD project started in September 2019 with the main goal of studying and understanding the boundary conditions and mechanism governing the HELP effect in Zr alloys.

In the first three months of the project, preparation for the next experiments and training of the student to different techniques were the main goal. Material characterization of the as-received Zry-4 sheet material, from Framatome, has been performed by different investigations techniques as part of the training on the equipment.

International collaborations with The University of Manchester and Idaho National Laboratory (INL) were established in the frame of the HELP project.

Project goals

In nuclear power generation, the high standards of safety required by the application and environmental concerns calls for in depth analysis of the safety and integrity of the materials used to confine the active material. In particular, the integrity of spent fuel rods must be guaranteed also during the handling and transportation operations necessary from the reactor to the deep geological repository.

In Swiss reactors, zirconium alloys are used as cladding material to enclose permanently the uranium-based fuel during operation and subsequent storage. Zirconium based alloys are chosen as cladding material for their corrosion resistance (protective oxide layer) and small neutron absorption. During operation, hydrogen, created by the oxidation reaction, tends to dissolve into the metal, modifying its mechanical properties.

Hydrogen contents in zirconium alloy claddings after operation vary between 100 and 600 wppm, and can vary locally within the material between few wppm to 1500 wppm in presence of specific features (e. g. [W. Gong, 2019]). Hydrogen in zirconium cladding can be found as dissolved into the metal lattice (solid solution – SS) or in form of precipitates (hydrides). The percentage of hydrogen in its different states depends mostly on the temperature. Upon cooling, the solubility of the hydrogen in zirconium varies rapidly from 4 atomic percent at 500 °C to 1 atomic percent at 250 °C and 10^{-4} at room temperature, as can be seen in the binary phase diagram Zr-H in Figure 1.

When hydrogen is in solid solution, it interacts with the dislocations present in the metal promoting dislocation mobility. This effect, commonly referred as Hydrogen-Enhanced Local Plasticity (HELP), has been extensively studied in FCC and BCC metals (particularly in steels – e. g. [Milos B. Djukic, 2019]). However, a complete understanding of the phenomena in zirconium alloys and in HCP metals in general is lacking.

Of particular relevance for the nuclear waste management field, the HELP effect might have a detrimental effect on low-cycle fatigue behaviour at high temperature. Conditions that might appear during cask transportation between wet and intermediate dry storage (as reported by, e. g. [Hyun-Jin Cha, 2017]).

First goal of the project is to identify the boundary conditions under which the HELP effect takes place in Zr alloys. Second, the extent of the softening and its effect on fatigue performances has to be evaluated, to improve and guarantee the safety of storage and transport of spent nuclear fuel. Third, a deepening of the understanding and atomistic model of the HELP mechanism in Zr and HCP metals would constitute an output of high-impact in the scientific community.

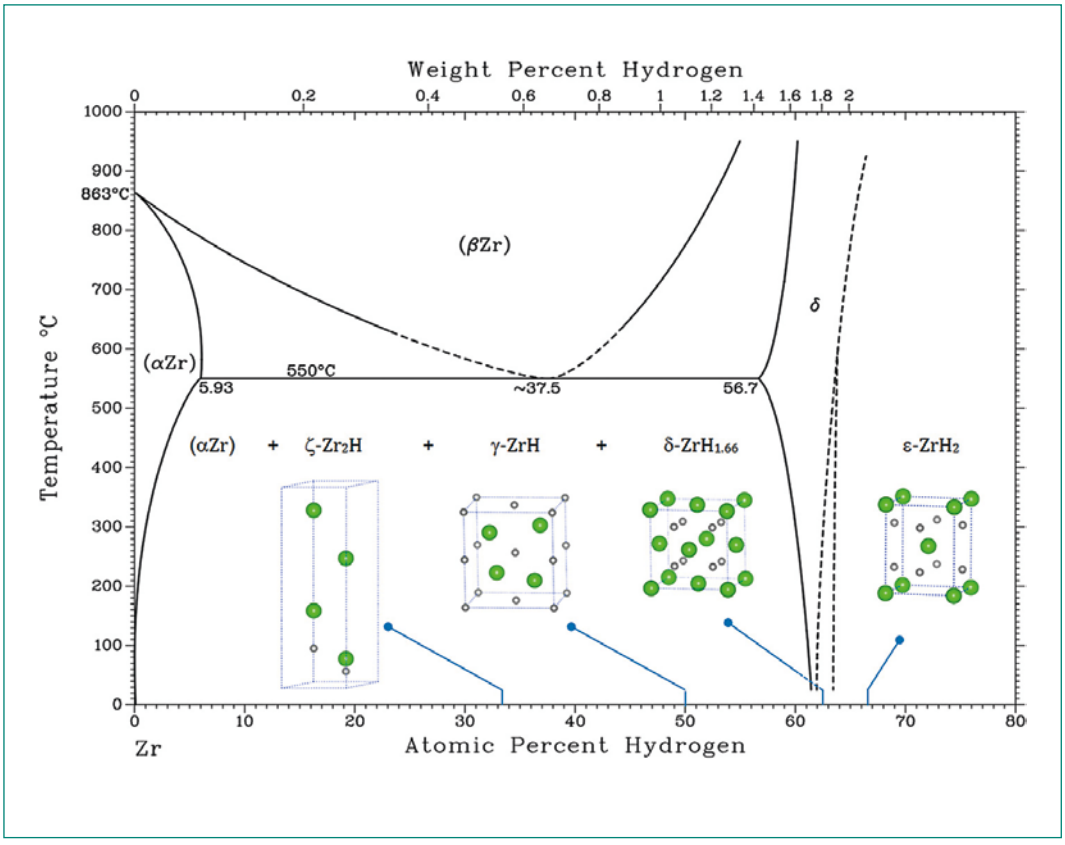


Figure 1: *Phase diagram of the Zr–H system with the crystal structure of the most relevant hydrides [Zhiyang Wang, 2016].*

Work carried out and results obtained

The HELP project was initiated in September 2019 with the hiring of Francesco Fagnoni. Meeting with Prof. R. Spolenak, collecting administration documents for his enrolment as PhD student at ETH Zürich were the first steps performed during the first month. Francesco Fagnoni was successfully enrolled at ETH Zurich as PhD student starting in the autumn semester 2019.

Scientifically, a more detailed experimental plan was elaborated based on the HELP, PhD proposal. In order to fully understand and study the HELP effect in Zr alloys and meet the project goals, a multi-scale approach is necessary. Observation of the dislocations movement and dislocation interaction with hydrogen at the nano-scale is possible by in-situ TEM observations. On the other hand, accelerated lifetime testing of macroscopic dog-bones samples is necessary to assess the impact of the HELP effect in the final application. Both TEM and fatigue experiments are resource-intensive with regards of sample preparation, machine time and costs. Before proceeding to those in-depth analysis, a preliminary study aimed at defining the boundary conditions under which the HELP effect takes place in the allocated Zry alloy is necessary and has been identified in micro-hardness test.

In the first quarter of the project, the following activities have been performed:

- Specimen preparation for mechanical and metallographic analysis;
- Characterization of Zry-4 in the as received form;
- Nano-indentation experiment planning and preliminary operations;
- In-situ TEM experiment planning and preliminary operations.

A short description of each point follows.

Specimen preparation

For the project, a Zry-4 sheet of metal of 2.5 × 265 × 800 mm supplied by Framatome has been allocated.

Samples to be used for mechanical tests (dog-bones) and for metallographic and hardness tests (rectangular and oval specimens) have been produced waterjet cutting. Technical drawings adopted and the received cut specimens are visible in Figure 2.

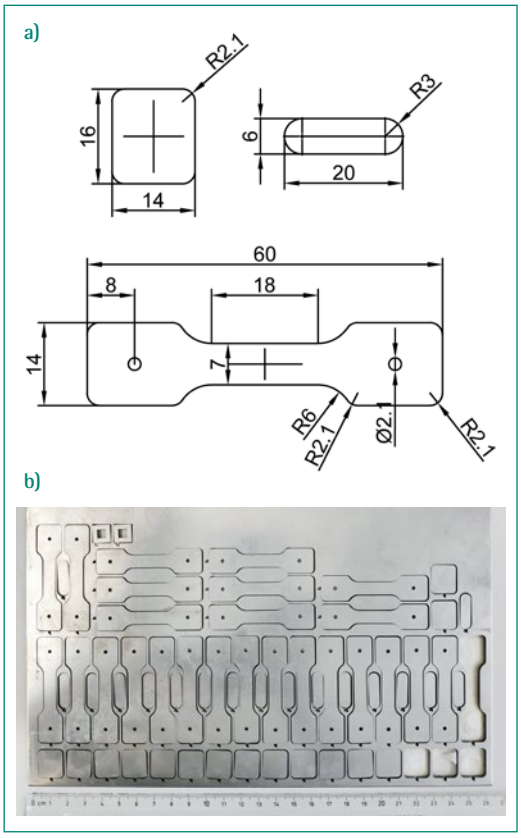


Figure 2:
Technical drawings of the mechanical specimens (a) and samples produced by waterjet cutting (b).

In total, the following samples have been produced:

- 18x «Rectangular» specimens 14 mm × 16 mm according to drawing;
- 17x «Oval» specimens 6 mm × 20 mm according to drawing;
- 18x «Dog-bone» specimens 14 mm × 60 mm cut in rolling direction;
- 8x «Dog-bone» specimens 14 mm × 60 mm cut perpendicular to rolling direction.

To manifest the HELP effect, the samples need to be charged with hydrogen. Diffusion of high purity hydrogen following high vacuum condition has been employed, following the user manual developed by W. Gong et al. in 2017. An overview of the employed apparatus is visible in Figure 3.

High hydrogen pickup tests have been carried on as part of a mutual interest between PSI and the University of Manchester, reaching the record concentration for the equipment of 540 wppm. Unblistered samples of 50, 200 and 500 wppm for the nano indentation experiment have been successfully produced. Hydrogenation of samples at 100 and 300 wppm will complete the nano indentation experiment matrix. Subsequent hydrogenations will be decided based on the nano indentation results.

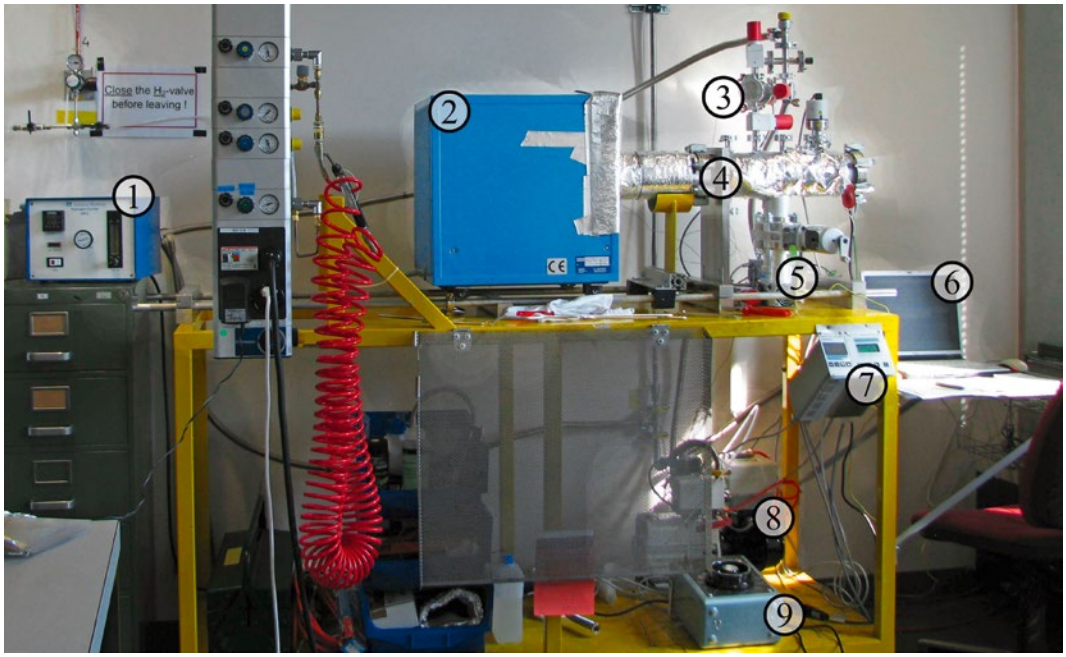


Figure 3: *Hydrogenation equipment overview with highlighted main components: (1) hydrogen purifier, (2) furnace, (3) dosing cell, (4) high vacuum cell, (5) high vacuum pump, (6) computer monitoring, (7) pressure sensor controller, (8) low vacuum pump and (9) auto-transformer for vacuum cell resistive heating.*

The sample hydrogen concentrations need to be checked by hot gas vacuum extraction technique. Training and first preliminary tests have been conducted at ETH Zürich.

Characterization of Zry-4 in the As-Received (AR) form

The composition and microstructure of the Zry-4 material as received from Framatome has been assessed by optical and electron microscopy. To reveal the microstructure samples need to be carefully prepared by metallographic polishing and grinding. The metallographic preparation adopted at PSI has been substantially improved by collaboration with the University of Manchester. Optical imaging in Differential Interference Contrast (DIC) microscopy performed in normal direction, transversal direction and rolling direction revealed uniform microstructure, compatible with a material in the recrystallized state. No preferential orientation of the grain structure, typical of the rolling process, is visible. Optical micrographs images are presented in Figure 4.

The as-received material has also been analyzed in an SEM with EBSD detector. The analysis showed

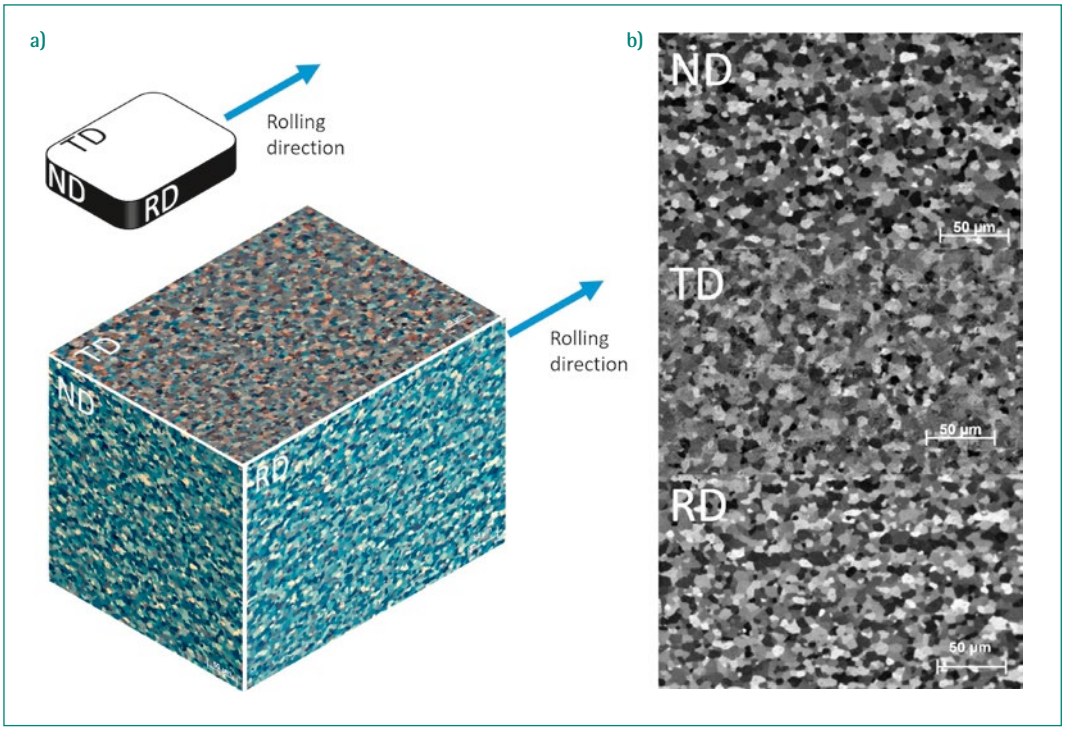


Figure 4: *Optical imaging in Differential Interference Contrast (DIC) microscopy performed in normal direction (ND), transversal direction (TD) and rolling direction (RD) of the as-received Zry-4.*

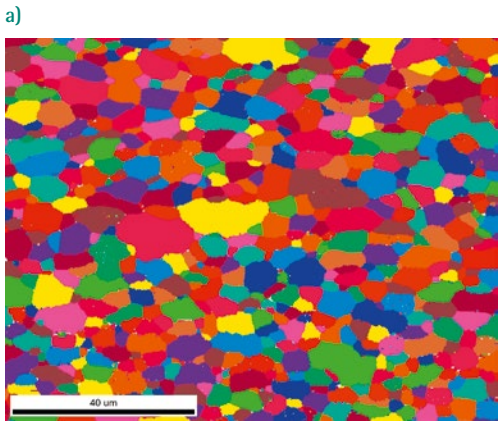


Figure 5: *Grain mapping (a) and grain size analysis (b) of as-received Zry-4 material derived by EBSD analysis.*

no evidence of preferential grain orientation and an average grain size of 5 μm. Inverse-pole figure and grain size analysis are visible in Figure 5.
Mechanical analysis of as-received material by tensile and hardness testing at room and increased temperature will be performed in 2020.

Nanoindentation

Depending on the amount of hydrogen present and the kinetics locally governing hydrogen diffusion and dislocation movement, the hydrogen present in solid solution can either enhance the dislocation mobility or hinder it by dislocation pinning. The first causes increased ductility of the material (HELP effect), whereas the second causes hardening and embrittlement of the material (HEDE effect).
The first question that needs to be answered is under which conditions the competing HELP and HEDE effects take place in zirconium alloys.
The main influencing factors that determine the transition between HEDE and HELP effect are temperature, hydrogen in solid solution and total hydrogen in the system (solid solution + hydrides). No literature references have been found that define this boundaries for Zry-4. Therefore, an experimental campaign had to be designed.
After careful considerations, nano indentation has been selected for this preliminary test. Nano inden-

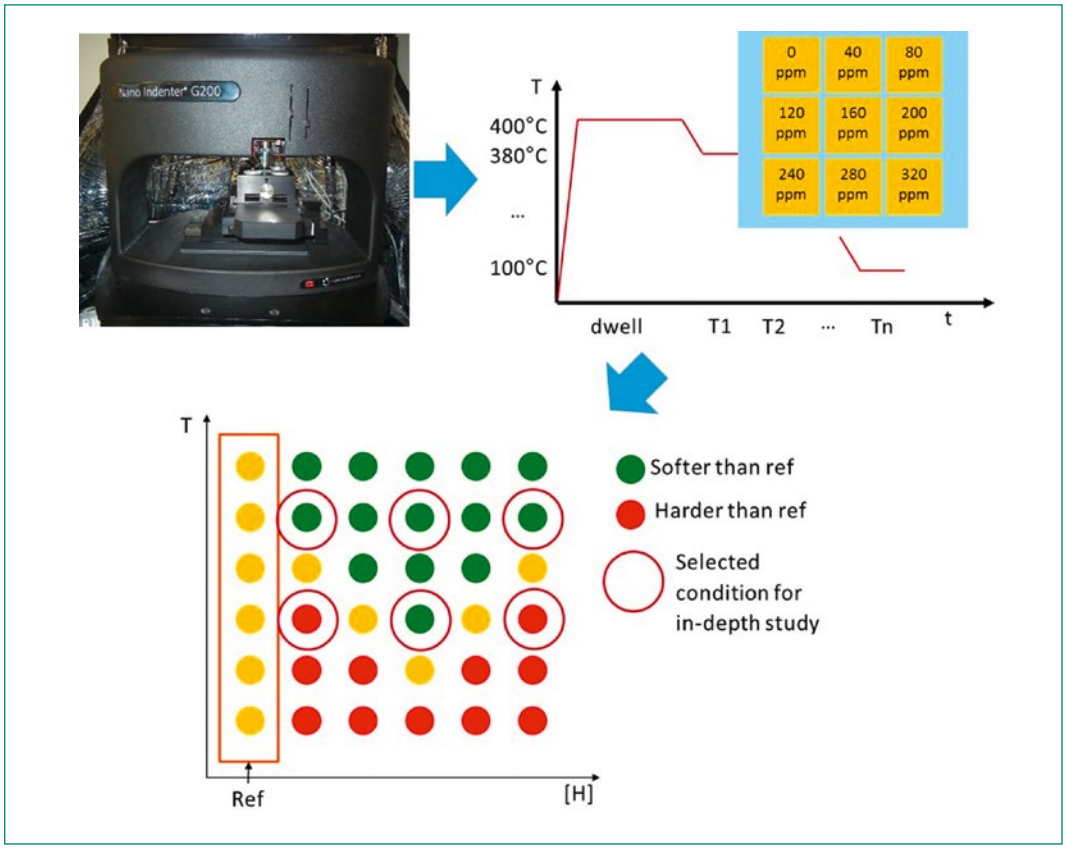


Figure 6: *Schematic overview of the experimental setup planned to detect the softening-hardening transition caused by the HELP effect at different temperatures and hydrogen contents.*

tation is a semi-destructive technique that allows to measure the hardness of a material by measuring the indentation mark left on the material by diamond tip of known geometry after applying a determined load. 9 indentations can be considered enough to obtain statistically valid hardness data. The force and spacing between indentations can be adjusted in order to damage only a small area of the sample (in compliance with the European Standard EN ISO 6507-2:2005). Therefore, multiple sets of indentations at different temperatures can be acquired on the same sample, allowing to test a large set of conditions within a reasonable time and with a limited consumption of resources. A schematic overview of the experimental plan is provided in Figure 6.

A suitable nano indentation machine with heating bed and controlled atmosphere to avoid oxidation has been identified in the Nano Indenter G200, installed in the PSI hotlab. The project plan has been discussed and approved. Samples with different hydrogen contents are under preparation, and the tests are scheduled to take place in the first quarter of 2020.

In-situ transmission electron microscopy

Direct observation of dislocations can be obtained through transmission electron microscopy. Dislocation movement can be recorded by in-situ heating of the stage or micro-scale sample deformation.

Preliminary high-resolution imaging of an electropolished sample of Zry-4 has been performed at ETH Zürich in collaboration with the ScopeM team on TFS Talos F200X and JEOL GrandARM equipment. An example of the picture acquired is presented in figure Figure 7.

The obtained images of as-received material at room temperature are promising, and validate the sample preparation and imaging technique. A complete set of experiments based on the nano indentation results is expected to take place in the second quarter of 2020.

National Cooperation

Collaborations in this project will be mainly at Paul Scherrer Institut and ETH Zürich within different labs in the different institutions. The collaborations are listed according to the institution:

ETH Zürich:

- *Prof. Ralph Spolenak,* Laboratory for Nanometallurgy, Department of Materials (D-MATL); PhD supervision, fatigue and in-situ experiments.
- *Prof. Jörg F. Löffler and Christian Wegmann,* Laboratory of Metal Physics and Technology, D-MATL; Hydrogen measurements of non-active samples.
- *Prof. Marc Willinger and Prof. Alla Sologubenko,* Scientific Center for Optical and Electron Microscopy (ScopeM), D-MATL; high-resolution SEM/TEM and in-situ TEM experiments.

Swiss Federal Laboratories for Materials Science and Technology (EMPA):

- *Prof. Rolf Erni,* Electron Microscopy Center; high-resolution TEM and in-situ TEM experiments.

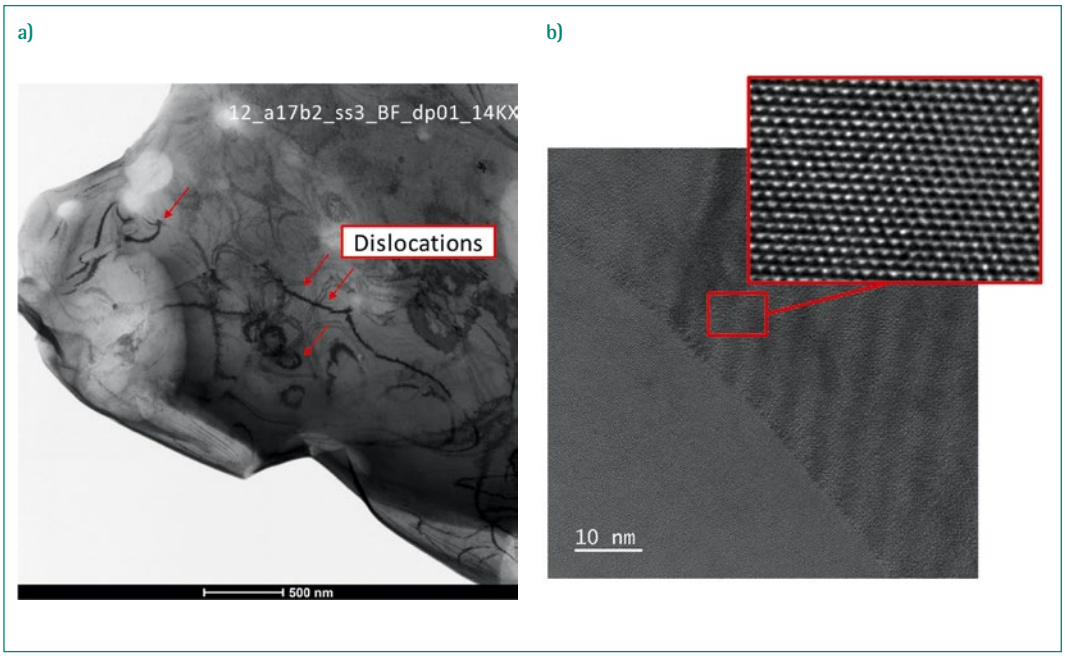


Figure 7: *Bright field image of Zry-4 material as received. The dislocations are clearly visible in the picture (a). In figure (b) an image at atomic resolution of the material in presence of a grain boundary is shown.*

Paul Scherrer Institut (PSI):

- *Prof. Philippe Spätig,* Laboratory of Nuclear Material (LNM/NES); Nano-indentation of zirconium alloys.
- *Dr. Elisabeth Müller,* Electron Microscopy Facility (EMF); FIB and TEM analyses.
- *Dr. Pavel Trtik,* Laboratory for Neutron Scattering and Imaging (LNS/NUM); neutron radiography imaging.

International Cooperation

International collaborations are also foreseen in this project and in this short time some fruitful collaboration were already started between PSI and the following:

University of Manchester (UK):

- *Prof. Michael Preuss, Dr. Philipp Frankel, Dr. Rhys Thomas, Mia Maric, Callum Hunt and Oliver Buxton;* Metallographic sample preparation and SEM/EBSD analyses of zirconium alloys.

Idaho National Laboratory, INL (USA):

- A first contact has been established with *Dr. Mahmut Cinbiz* and *David W. Kamerman* about possible NSUF (National Science User Facilities) in-situ TEM.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

After the first quarter of the PhD Project, two major experimental campaigns are in an advanced state of development.

The student familiarized with the following techniques:

- Hydrogenation;
- Hydrogen measurement by hot vacuum extraction (HVE);
- Hardness measurements by nanoindentation;
- TEM;
- SEM + EBSD.

The material «as-received» has been evaluated by means of Light Optical Microscopy (LOM), SEM/EBSD and TEM. In the next calendar year, the first experimental results and reporting are expected, as from the PhD plan presented in Figure 8.



Figure 8: *Workplan submitted in the PhD proposal. The project is so far on schedule.*

Publications

As the project is still in its preliminary phase, no publications have been released during the current calendar year. In the next year 2020, attendance to the following conferences is foreseen:

- The Nuclear Materials conference (NuMat 2020), 26–30 October 2020, Ghent, Belgium
- The 23rd European Conference on Fracture (ECF23), in the thematic symposium «Hydrogen Embrittlement, the current state of the art in the Hydrogen Embrittlement Understanding», June 27–July 3 2020, Funchal, Madeira, Portugal

The conferences have been selected due to their relevance and impact in the nuclear materials and hydrogen embrittlement fields and community.

References

[1] *Hyun-Jin Cha,* K.-N. J.-T. (2017). An allowable cladding peak temperature for spent nuclear fuels in interim dry storage. *Journal of Nuclear Materials,* 409–420.

[2] *Milos B. Djukic,* G. M. (2019). The synergistic action and interplay of hydrogen embrittlement mechanisms in steels and iron: Localized plasticity and decohesion. *Engineering Fracture Mechanics.*

[3] *W. Gong,* P. T. (2019). Hydrogen diffusion and precipitation in duplex zirconium nuclear fuel cladding quantified by high-resolution neutron imaging. *Journal of Nuclear Materials.*

[4] *Zhiyang Wang,* A. S. (2016). Observations of temperature stability of gamma-zirconium hydride by high-resolution neutron powder diffraction. *Journal of Alloys and Compounds,* 55–61.

DRYstars
Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland

SB-MNG-REP-011-17

Author und Co-author(s)	H. Ferroukhi, C. Cozzo, P. Konarski, G. Khvostov
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Forschungsstrasse 111, CH-5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch http://www.psi.ch/stars
Duration of the Project	1.11.2019 – 31.10.2022

ABSTRACT

During 2019, a collaboration between ENSI and PSI was initiated in the area of dry storage fuel analyses. More specifically, a post-doctoral research project referred as DRYstars was launched with the objective to enlarge the fuel modelling capabilities developed within the ENSI/STARS collaboration to post-discharge spent fuel thermo-mechanical behaviour during dry storage conditions.

The project was effectively started in November 2019 and in that context, a familiarisation to the topic along with a preliminary assessment of the Falcon code capabilities were conducted. This will be continued during 2020 with an enlargement of the activities along two directions.

First, a comprehensive review on the status of research in the area of dry storage fuel thermo-mechanical phenomenology, fuel safety criteria and computational methods will be conducted with specific aim at identifying modelling related issues and open questions specifically relevant for applications to the Swiss reactors.

Secondly, an in-depth assessment of the current Falcon physical models and capabilities for dry storage analyses will be undertaken. On one hand, the predicted key quantities of interest for the safety assessment of spent fuel under heat, radiation and cooling will be compared for selected fuel rods operated in the Swiss reactors and representative of different fuel designs, operating histories and discharge burnups. On the other hand, participation to a newly organised international benchmark on dry storage fuel thermo-mechanical simulations will be undertaken. This will allow to gauge the Falcon maturity against other state-of-the-art fuel performance codes for such type of analyses. Another main objective will be to identify key areas for new model developments which are planned to be launched in the second phase of the DRYstars research project.

Project goals

During 2019, a new research collaboration between ENSI and PSI was initiated in the area of dry storage fuel thermo-mechanical analyses. The underlying concept is to enlarge through this, the fuel modelling research conducted within the ENSI/STARS project for reactor operation and accidents to post-discharge spent nuclear fuel behaviour. The long-term objective is to develop a state-of-the-art computational framework for integral multi-physics safety analyses of each single fuel rod ever operated in a Swiss reactor, starting from its loading into the reactor core until its discharge for storage and down to its final disposal (fig. 1). And in this context, the specific role of DRYstars will be to develop and verify computational methods for the simulation of the post-irradiation fuel evolution during the dry storage phase.

The DRYstars project will be conducted as a 3-year postdoctoral research study structured along three main objectives: 1) topical review on dry storage fuel behaviour, 2) assessment of existing Falcon modelling capabilities; 3) development of new models towards advanced dry storage fuel analysis capabilities. In this context, specific emphasis of the topical review will be given to issues relevant for the Swiss reactors, in particular high burnup operation, MOX utilization and wet-to-dry-to-wet processes. For new developments, needs for enhanced modelling of the pellet evolution due to decay and He-production will be assessed. But mainly, focus will be given to physical model improvements related to cladding creep (including accelerated creep), hydrogen behaviour (including delayed hydride cracking) and brittle fracture mechanics (e.g. decay and He-generation). These objectives are summarized in Fig. 2.

The project started effectively in November 2019 and the yearly objectives were therefore as follows:

- Familiarization with the topic;
- Preliminary assessment of the Falcon code models and methods for spent fuel calculations.

Topical Review

As starting point for the DRYstars project, familiarization with the topic was initiated during 2019 through literature reviews. A first outcome indicates that cladding oxidation and hydrogen pickup are likely to be limiting phenomena for long-term dry storage. This is because the hydrogen present in the cladding after in-reactor irradiation might change its behaviour during dry storage with a precipitation in radially oriented hydrides. This radial reorientation will then constitute an additional embrittlement mechanism as the cladding temperature decreases below the ductile-to-brittle transition temperature. In relation to this, the review conducted so far has pointed out work aimed at developing models to account for such re-orientation as function of temperature and stresses. A recent example of such model developments is presented in [1]. More specifically, the authors developed an extended version of FRAPCON, referred to as FRAPCON-xt, to simulate the temporal

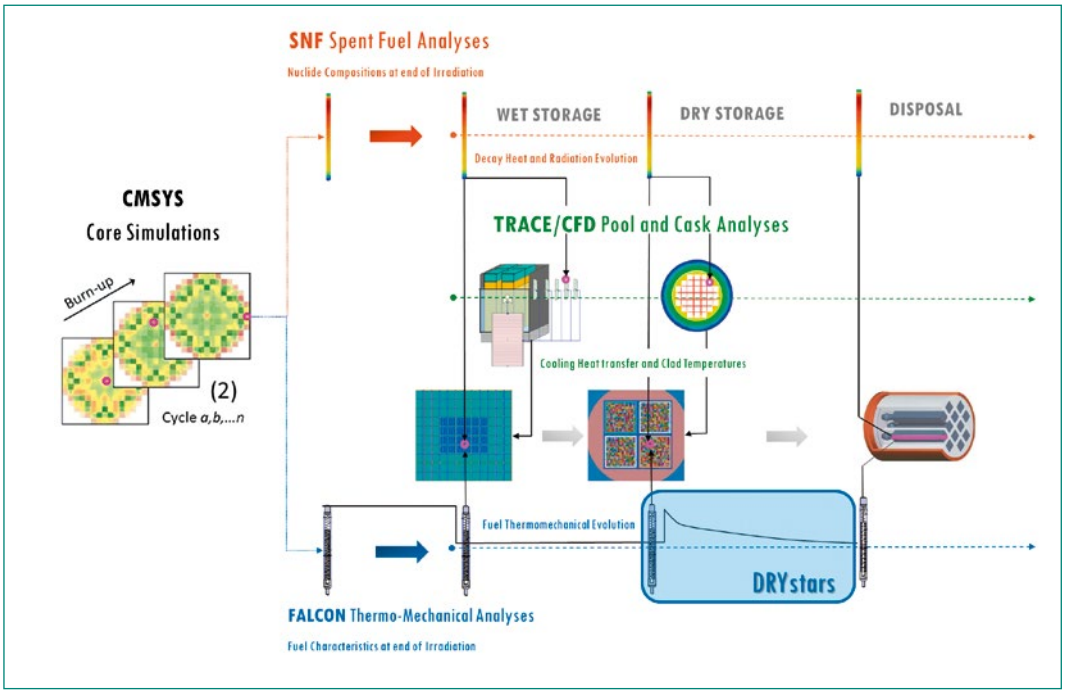


Figure 1: *Multi-Physics Framework for Integral Reactor and Spent Fuel Safety Analyses of the Swiss Reactors and DRYstars Project for the Development of Thermo-mechanical Simulation Methods for Dry Storage*

evolution of the hydrogen within the cladding material, including diffusion, precipitation, formation of hydrides and their reorientation. Although the review of other codes and associated model developments remains on-going, the work in [1] will thus certainly be used as basis to assess the current capabilities in Falcon and guide the development and verification of corresponding advanced models.

Another aspect pointed out by the review is that the wet storage phase as well as temperature cycling during the drying process will need to be given due attention. During these periods, the cladding temperature can be set to that of the coolant assuming that this is supplied as boundary condition obtained from thermal-hydraulic analyses. But fuel performance codes such as Falcon have also a so-called close channel model allowing to compute the clad/coolant heat transfer. And this heat transfer option might be preferable for the dry storage phase when the cask temperature is expected to vary with time. However, a current limitation in Falcon is that during a given calculation, the code does not allow for a switch of the boundary condition type (e.g. temperature and then heat transfer). This suggests that in order to perform the post-discharge calculations including the wet storage/drying stages will either require a sequence of properly defined restart calculations. Alternatively, the development and integration in Falcon of a new model allowing to switch the clad boundary conditions will need to be considered, noting that such capability could potentially be useful also for reactor transient and accident analyses such as LOCAs.

Assessment of Falcon Current Capabilities

Parallel to the topical review, acquaintance with the Falcon code was started as preparation for the DRYstars participation to the newly proposed benchmark on thermo-mechanical fuel rod behavior during dry storage [2]. The objective of this benchmark is to evaluate and compare the capabilities of current state-of-the-art fuel performance codes to predict the evolution of a) basic thermo-mechanical properties during dry storage such as radial fuel temperature distributions, hoop strain and stresses, rod internal pressure and pellet-clad gap behaviour; b) potential degradation effects in the cladding including primarily Hydrogen distribution and orientation. The selected fuel will be a PWR 5-cycle operated UO2 Zircaloy-4 fuel rod with average discharge burnup of 65 GWd/MT and pre-defined clad oxide layers as well as H content.

The thermo-mechanical analyses will then be performed along two scenarios, one integrating all the phases from discharge to dry storage and one considering only the drying process and the dry storage phases. To ensure consistency between participants, a generic simplified clad temperature history will be applied as illustrated in Fig. 3. Hence during 2019, preliminary Falcon models for the benchmark were set-up and before receiving the final boundary conditions, preliminary test calculations were performed.

Parallel to the benchmark activity, Falcon was also tested to simulate the rod behaviour for a Swiss

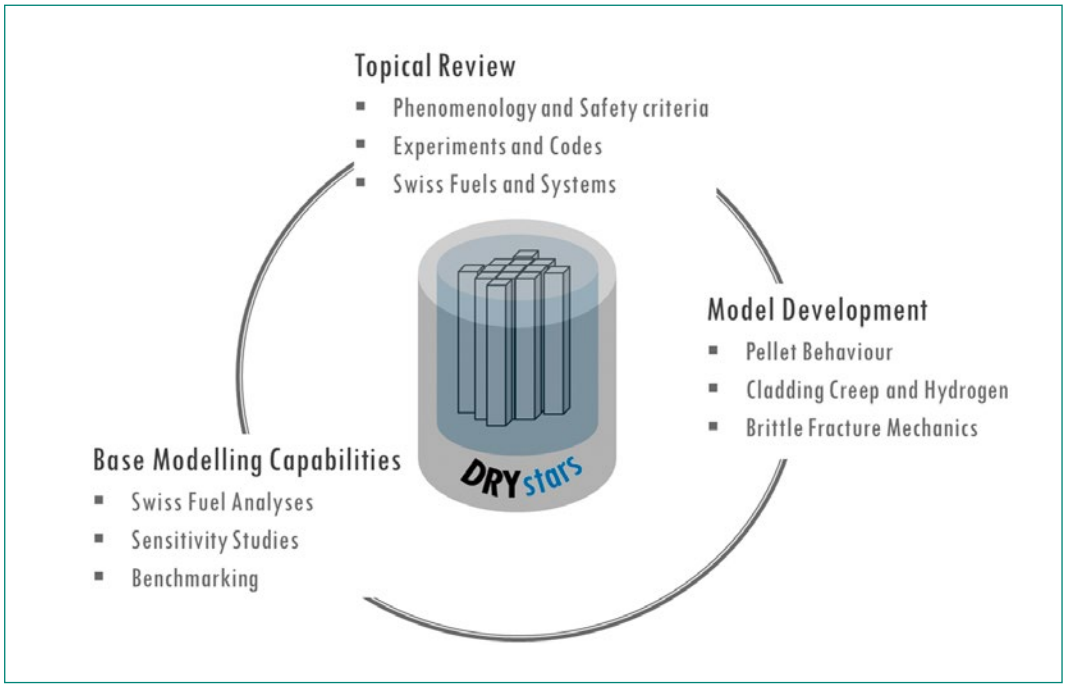


Figure 2:
DRYstars Scope

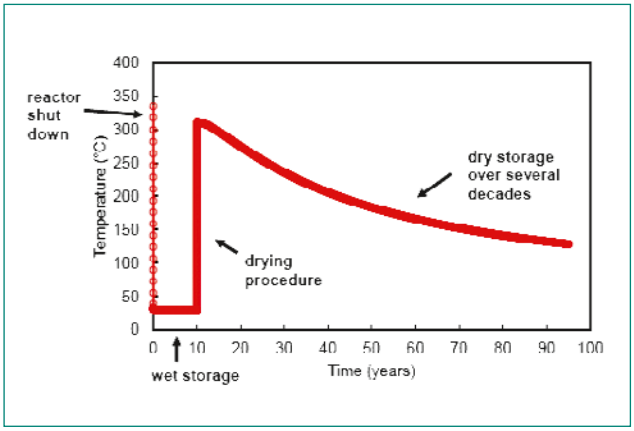


Figure 3:
Benchmark Specification of Clad Temperature History during shutdown, wet storage, drying and dry storage (from [2])

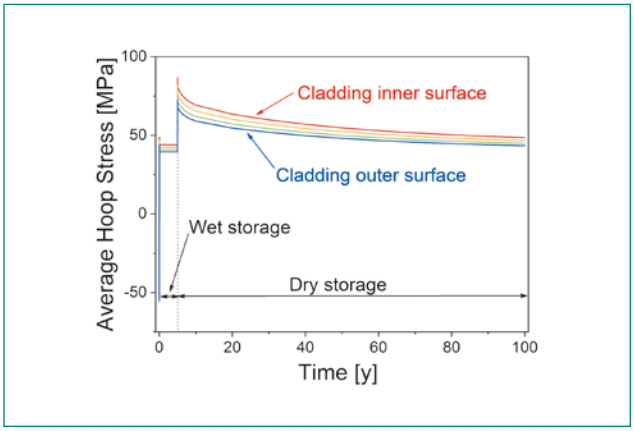


Figure 4:
Calculated Hoop stress for the bottom cladding of a Swiss PWR rod.

PWR rod with a burnup of 50 GWd/MT, for both wet and subsequent dry storage. For that work, the actual power history and decay heat of a specific assembly were obtained from the CMSYS and SNF core analysis platform. On the other hand, a representative cladding outer surface temperature was at this stage assumed. Nevertheless, these preliminary Falcon results were found to be in good agreement with reported values by the US NRC [3] with the FRAPCON code for a PWR rod with a burnup of 65 GWd/MT. Part of these first results are presented in Fig. 4 showing the calculated hoop stress which is one of the primary quantities of interest. The shown values are for the bottom of the rod, where the maximal hoop stress is reached.

National Cooperation

At the national level, the DRYstars project will be conducted in direct association with the ENSI/STARS project in general and its fuel modelling activities in particular. In addition, in relation to code validation using post-irradiation examinations of Swiss operated fuels as well as experimental programs on hydrogen uptake and/or dry storage fuel mechanics, a close collaboration with the PSI/NES laboratory for nuclear materials (LNM) will be aimed at. Finally, the DRYstars project will participate to the national ESB activities related to dry storage fuel safety criteria.

International Cooperation

At the international level, participation of DRYstars to international expert groups and associated research programs, in particular benchmarks coordinated by OECD/NEA WGFS and WPRS, will be aimed at. Also, DRYstars will collaborate with EPRI through the LRT/STARS participation to Falcon code development and to the NFIR program involving several experimental studies related to dry storage. The intention will also be to strengthen the collaboration with other international Falcon code users specifically involved in dry storage activities. At the European level, a collaboration with PSI/LNM will be undertaken in the framework of the H2020/EURATOM EURAD project where both neutronics characterisation as well as experimental investigations of hydrogen radial and circumferential distributions are planned. Also, DRYstars will participate to the newly launched dry storage benchmark and will also be involved in the ETSON expert group on fuel modelling.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

The project effectively started in Nov. 2019. During this short period, familiarization with the topic was launched and a first assessment of the Falcon capabilities was initiated. For 2020, the perspectives are as follows:

- Complete the literature review;
- Perform the assessment of the Falcon base capabilities for representative fuel rods operated in the Swiss reactors;
- Participate to the benchmark of dry storage fuel analyses.

Publications

No work has been published yet.

References

[1] *F. Feria, C. Aguado, L. E. Herranz,* Progress on the Modelling of In-Clad Hydrogen Behaviour within FRAPCON-xt, Workshop on Safety of Extended Dry Storage of SNF, Garching, Germany, June 5–7, 2019

[2] *F. Boldt, M. Stuke,* Proposal of a Benchmark describing the Thermo-Mechanical Behaviour, Workshop on Safety of Extended Dry Storage of SNF, Garching, Germany, June 5–7, 2019

[3] *P.A. Raynaud and R. E. Einziger,* Cladding stress during extended storage of high burnup spent nuclear fuel, Journal of Nuclear Materials, Vol. 464 (2015) pp. 304–312

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

The SE-P project aims to investigate self-sealing processes in the previously well-characterized excavation damaged zones (EDZs) of galleries 08 and 98 (about 10 and 20 years old, respectively) at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (MT URL). Over the previous 3 years, in-situ experiments were carried out, including tunnel wall seismic refraction and electrical resistivity measurements and geophysical investigations of 16 boreholes. The work of the last year has primarily focused on the imaging and laboratory analyses of fracture samples extracted from these boreholes, including EDZ fractures, drilling induced fractures (DIFs), and tectonic faults. Scanning electron microscopy results reveal micro-structural features related to fracture formation and potential fracture closure over 10 and 20 years. Preliminary laboratory results of fracture geochemical, petrophysical, and mineralogical properties show little difference between fracture types and ages. This could be a result of material dilution (i.e., changes in fracture properties take place very close or directly at fracture surfaces), or an indication that certain sealing processes such as mineral precipitation or compaction have not had large effects on surface properties. In 2020, laboratory data analyses will be completed. In addition, in-situ pneumatic testing of radial boreholes in galleries 98 and 08 is planned for early 2020 to detect whether EDZs have changed in permeability. Rock core material of six boreholes drilled in June 2019 and about ten boreholes to be drilled in 2020 will be used for systematic analyses of water content, porosity, and seismic velocities, and compared with in-situ borehole tests.

Introduction

The SE-P project aims to understand sealing processes and excavation damaged zone (EDZ) evolution over time scales of about 10–20 years through a variety of in-situ and laboratory methods (Figure 1). In-situ project works are being carried out at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (MT URL) in Saint-Ursanne, Switzerland. The Opalinus Clay shale (OPA) is considered as a host rock for Switzerland's nuclear waste repositories and, as such, investigation of the properties of the OPA is critical in assessing long-term repository safety. Self-sealing processes are of particular interest as they decrease the transmissivity of fractures formed within EDZs over time (Williams et al. 2018, 2019a). Self-sealing can be caused by manifold and often interrelated processes (e.g., Williams et al. 2018; Tsang et al. 2012; Bock et al. 2010; Bernier et al. 2007; Figure 1), of which many are targeted by our experimental methods to identify if, where, and how systematically they occur in-situ.

We selected two galleries at the MT URL for our experiments (Figure 2). Both galleries are located within the OPA shaly facies and have EDZs which were well-characterized after excavation through in-situ testing (e.g., interval velocity, pneumatic and hydraulic measurements in boreholes, electrical resistivity profiles along tunnel walls, gallery convergence monitoring, etc.). One part of the SE-P project's investigations focuses on in-situ experiments, which include: (1) experiments at gallery sidewalls, including seismic refraction and electrical resistivity tomography (ERT) surveys, and (2) experiments in and between boreholes, such as interval velocity measurements (IVM), cross-hole seismics, borehole ERT, optical televiewer logging (OPTV) for structural analyses, and gas permeability testing. These in-situ experiments are aimed at understanding changes in the rock mass. Tunnel-scale seismic refraction in gallery 08 has been repeated after 10 years and tunnel-scale ERT in gallery 98 after 20 years, allowing for direct compar-

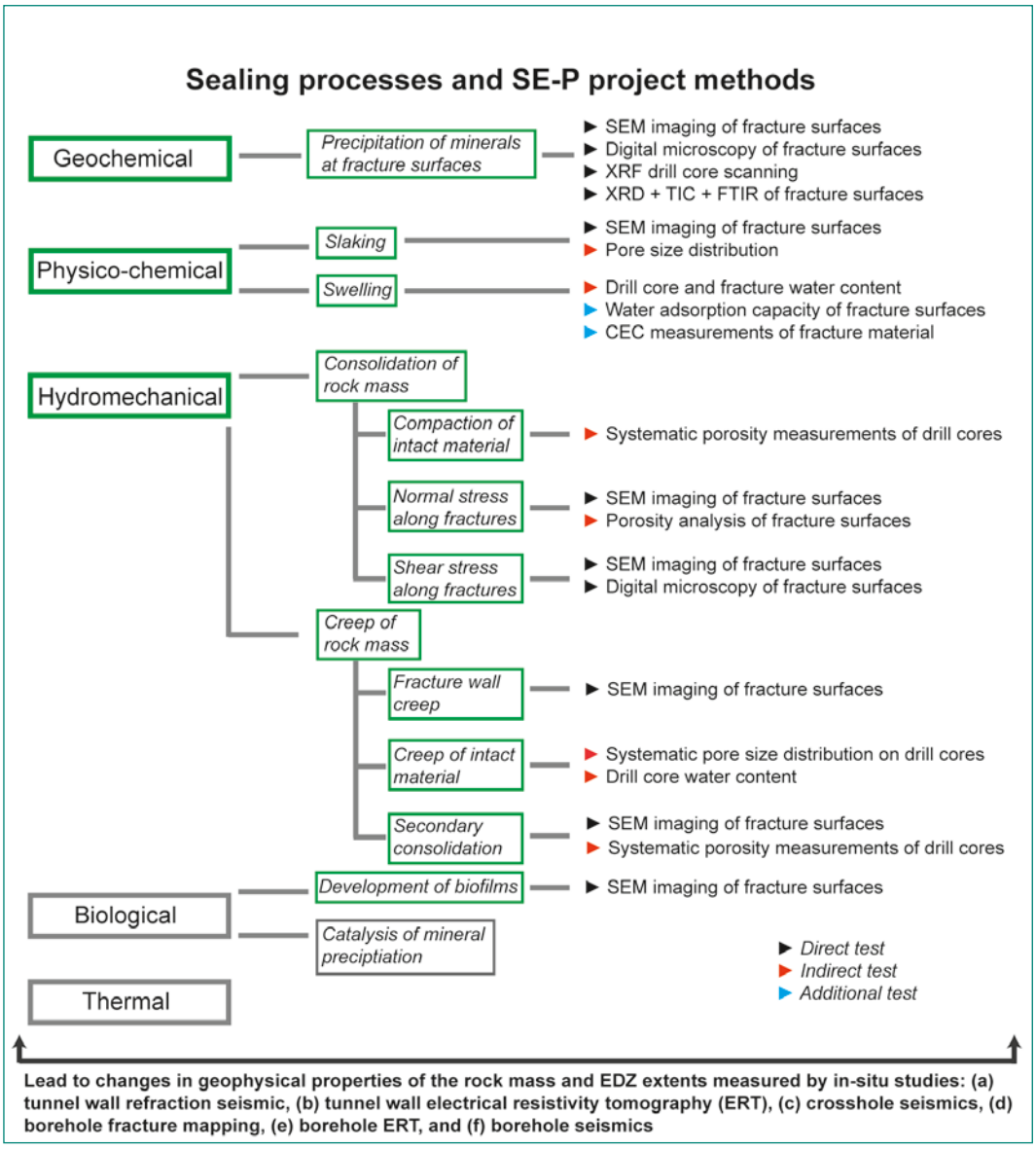


Figure 1: *Overview of self-sealing processes and methods used in the SE-P project to identify processes active at our experimental sites. Those highlighted in green are the focus of the SE-P project.*

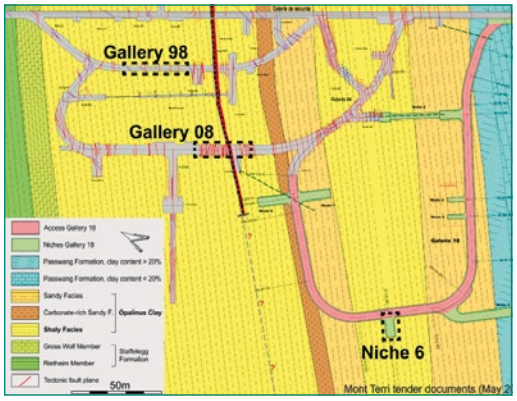


Figure 2: *Location of experimental sites, galleries 98 and 08, within the Mont Terri Underground Rock Laboratory. Study areas are indicated by dashed black lines. Note that in Niche 6 of gallery 18 new EDZ fracture samples were taken*

isons of changes in rock mass and EDZ properties through time. Laboratory-based measurements of petrophysical properties and p-wave velocity (vp, compressional wave) of selected drill cores and petrophysical, geochemical, microstructural, and mineralogical analysis of fracture specimens focus on identifying processes occurring in the rock mass, which might relate to sealing or otherwise explain measured in-situ changes and/or the geophysical properties of boreholes.

Work carried out and results obtained

Investigations in boreholes and core logging

In order to investigate changes sensed in geophysical properties on the tunnel-scale during in-situ experiments (Williams et al. 2019a), we drilled six new boreholes into our experimental site in gallery 08 in June 2019 (Figure 3). Core drilling was carried out using a triple tube setup with an inner PVC liner and compressed air circulation. B11 (dip/azimuth: 00/241) was drilled close (within 1.0 m) to the main fault, within an open, unsupported gallery section in an area where we expected significant excavation damage and desaturation (cf., Thöny 2014). B12 (00/241) was drilled between two boreholes (B2 and B3), which showed EDZ extensile fractures and locate in an area of primarily increased vp values identified through seismic refraction. B13 and B14 (both -90/000) were drilled into the tunnel invert in order to investigate any differences in processes in the invert in comparison to those in the tunnel sidewalls, where all other boreholes were located. B15 (00/061) and B16 (00/063) were drilled into the lower eastern sidewall of the gallery where substantial decreases in vp values were sensed 10 years after gallery construction (Williams et al. 2019a). These boreholes were logged geophysically with interval velocity measurements (IVM), electrical resistivity tomography (ERT), and cross-hole seismic tests. Additionally, optical televiewer (OPTV) logs were taken for structural analysis (Figure 4). However, structural instabilities and water inflow out of fractures into some of the boreholes (see below) led to rapid borehole closure and collapse so that geophysical logging could not be completed for the entire drilled lengths of all boreholes.

Structural analysis of OPTV and core logging data indicates a more extensive EDZ fracture network in the lower eastern sidewall of gallery 08 between tunnel meters 105 and 110 compared to the lower western sidewall (Figure 4; compare B16 with B3). This location is also characterized by largely decreased vp values measured by seismic refraction at the tunnel scale. The EDZ fracture radial extent in borehole B15 is 2.0 m and the EDZ fracture frequency is high with on average 7.5 fractures/m (Figure 4). In contrast, B16 has a lower EDZ fracture frequency of 2 fractures/m, but a larger maximum EDZ radial extent of 4.2 m. In general, mapped EDZ extent decreases with increasing distance from the main fault – a result which is also confirmed by cross-hole seismic tests (not shown).

Boreholes B13 and B16 showed water inflows along eight tectonic faults and three EDZ fractures located within the EDZ a few hours after drilling. One day after drilling the wall of the vertical borehole B13 was fully wet for nearly all of its extent, and a repeated OPTV log of borehole B16 (note the first logs of B13 and B16 were run within 2–4 hours after drilling) could not be completed due to borehole closure/destabilisation by wetting. The petrophysical properties and vp values of drill cores from some of these boreholes are currently being investigated. Borehole geophysical data processing is ongoing.

Laboratory and imaging investigations

In order to investigate changes in the rock mass over time, a number of laboratory analyses have been carried out (Figure 1). Changes in rock mass properties measured by in-situ investigations (e. g., tunnel-wall seismic refraction, borehole and tunnel-wall ERT) might be related to both large-scale self-sealing processes (i.e., rock mass consolidation and creep, re-distribution of pore pressure and stress concentrations after excavation, and rock

mass re-/desaturation or smaller, fracture-scale processes (e. g., mineral precipitation along fracture surfaces, fracture wall creep, swelling and slaking, etc.). We have designed our laboratory program to identify as many of these processes as possible. Investigations of fracture material include analysis of EDZ fractures, drilling induced fractures (DIFs; used as analogue for fresh EDZ fractures), and tectonic faults (Table 1). Laboratory investigations are divided into three major parts:

1. *Imaging of fractures:* Direct analysis of fracture surfaces was carried out first through fracture surface photogrammetry and 3D photogrammetric scanning of core samples (diameter = 6.7 cm) to obtain high-resolution data of the fracture geometries, including textural data. This was followed by digital microscopy and scanning electron microscopy (SEM) on a selected, about large, representative area of the sample for structural and mineralogical analyses. EDZ fractures, DIFs, and faults were imaged (Table 1; Figure 5). During SEM, energy dispersive spectroscopy (EDS) was also used to determine chemical composition.
2. *Laboratory tests on fractured material:* On imaged surfaces, mineralogical, geochemical, and petrophysical characterization were carried out. Material for these tests included the fracture surface and material from up to 1–2 cm away from the surface.
3. *Laboratory tests on intact rock:* Systematic petrophysical tests and vp measurements on selected drill cores are currently being conducted to investigate possible radial trends of properties, i. e., from the EDZ surrounding the galleries and into the excavation disturbed zone. Shallow drill cores will be sampled more frequently (i.e., in the first about 1.0 m) to better capture any trends with depth due to re-/desaturation or other large-scale rock mass changes.

Table 1: *Fracture samples selected for imaging and laboratory analysis.*

Sample	Type	Gallery	Bore-hole	Depth [m]
1	EDZ	08	B2	0.52
2	EDZ	08	B2	0.56
3	EDZ	08	B2	1.22
4	EDZ	08	B2	1.32
5	EDZ	08	B2	1.40
6	EDZ	98	B8	0.32
7	EDZ	98	B5	0.75
8	EDZ	98	B8	1.40
9	EDZ	18	Niche 6	n/a
10	EDZ	18	Niche 6	n/a
11	DIF	08	B4	2.68
12	DIF	98	B5	0.90
13	DIF	98	B6	1.27
14	Fault	08	B1	0.18
15	Fault	98	B9	1.30
16	Fault	98	B9	3.65

Imaging of fractures

Imaging of fractures took place in three stages (Figure 5). Firstly, fracture specimens were selected based upon borehole properties, i. e., fractures were taken from high/low electrical resistivity zones identified from borehole ERT or from boreholes in zones of increased and decreased vp (Table 1). Additionally, two EDZ fractures were taken from the new MT URL Niche 6 of the access gallery 18 (Figure 2). DIFs were taken along with tectonic

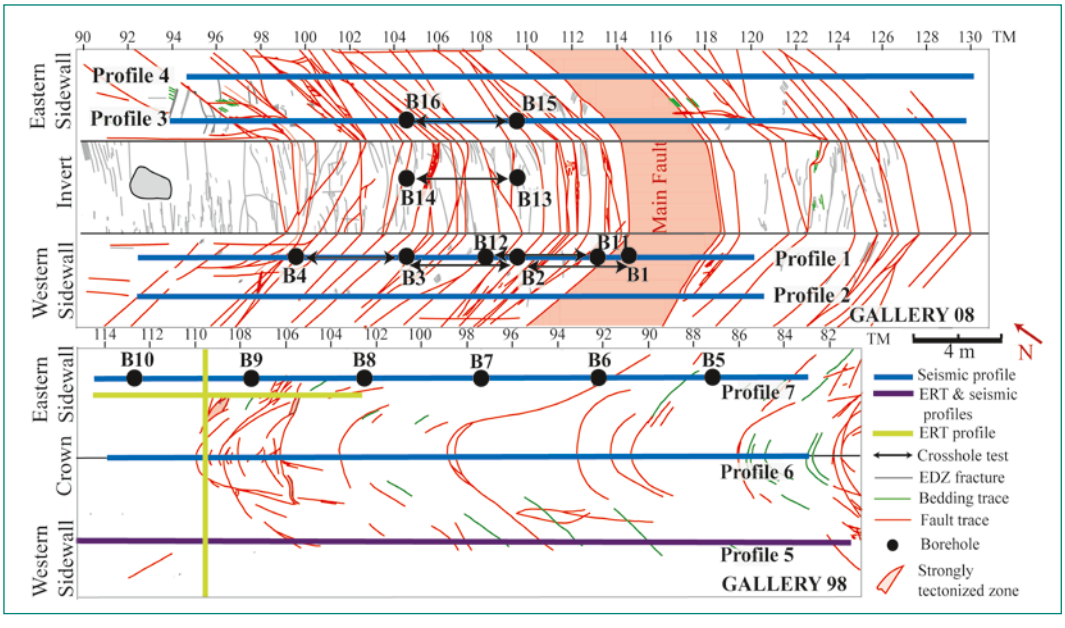


Figure 3: *Layout of in-situ investigations of the SE-P project. In June 2019, six new boreholes (B11–B16) were drilled in gallery 08 to investigate EDZ volumes with significant changes in vp identified by refraction seismic results (Williams et al. 2019a) and to make comparisons with the EDZ in the gallery invert.*

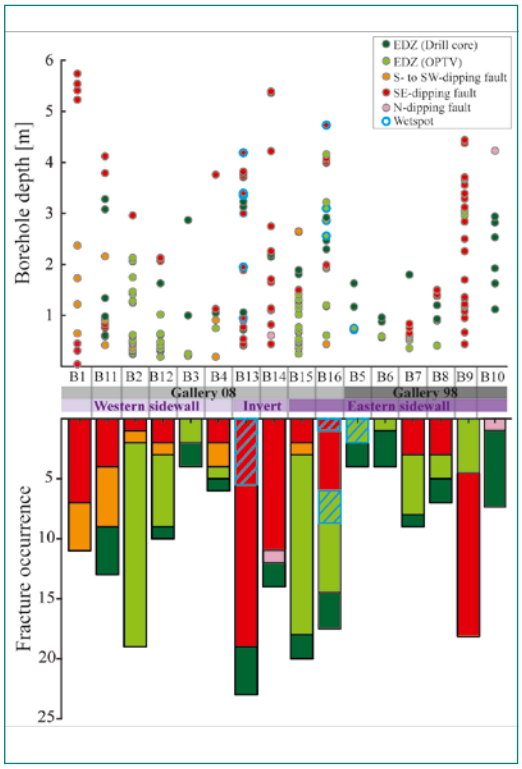


Figure 4: *Results of core and borehole logging from drilling campaigns in gallery 08 (B1–B4: April 2018; B11–B16: June 2019) and in gallery 98 (B5–B10: June 2018). The lower half of the graph shows that the number of extensile EDZ fractures (bars colored in green) decreases with increasing distance from the so-called main fault (see borehole location in Figure 3). The upper half of the graph indicates that the frequency and radial extent of extensile EDZ fractures seems partly greater in the lower eastern sidewall of gallery 08 (compare B16 with B3 and B12) and that the EDZ in gallery 98 is not as deep as compared to gallery 08, likely because gallery 98 has a smaller diameter than gallery 08. Boreholes B1, B9, B11, B13 and B14 cut through faulted rock zones (marked in red and orange). Fractures occurring in borehole wet spots are marked with blue circles and dashed areas.*

faults in order to compare their properties and features to EDZ extensile fractures. Fracture specimens were cut with a band saw from drill cores, extracted from the PVC liner, and the two sides of the fracture were carefully covered with a protective wrap and vacuum-sealed. For each surface 1–2 cm of material away from the surface was left to ensure there was enough material for all laboratory tests. Photogrammetric scanning of about 60 fractures was performed using an Atos Core 300 scanner and used to calculate fracture roughness indices. In addition, the fracture surfaces (together with the adjacent material) used for laboratory tests were photographed with a Sony Alpha 6000 and 19 mm prime lens to calculate textured 3D models using structure-from-motion photogrammetry (Figure 5a). The achieved resolution of the photogrammetric techniques ranged between about 20 and 30 µm. Zangerl (2019) calculate for each surface the Z2 and Z2s roughness values. Z2 and Z2s are the root-mean-square (RMS) of the average local slope and average local curvature (see, e. g., Magsipoc et al. 2019). DIFs and extensile EDZ fractures show similar Z2 and Z2s roughness values (Figure 6). As expected, tectonic faults have a lower roughness. Thus, from a roughness point of view, DIFs can be used as analogues for fresh EDZ fractures (Zangerl 2019).

Secondly, samples were selected from fracture low morphological points (in order to avoid locations with possible damage from drilling) for characterization using a Keyence VHX-6100 digital microscope (Figure 5b; resolution: ~1 µm). These samples were cut with a Well 3032-4 diamond wire saw into approximately ~1.0 cm³ cubes. With digital microscopy, a number of features can be

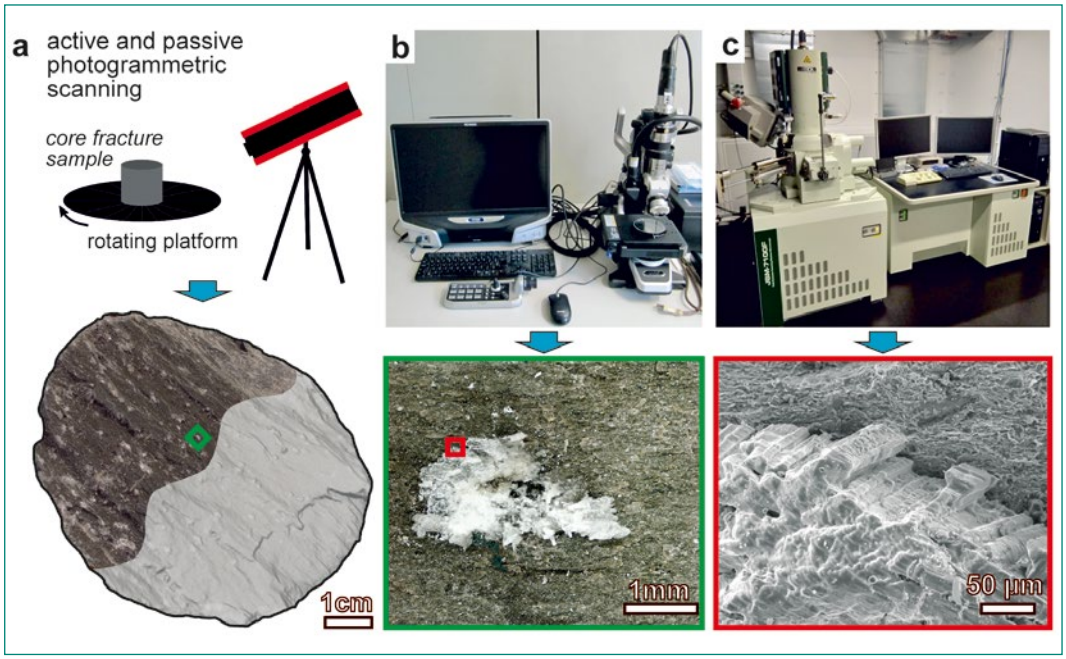


Figure 5: *Analyses of fracture surfaces. (a) Geometric measurement using active (shaded) and passive (textured) photogrammetry (resolution 20–30 µm). (b) Digital microscopy with an example of new gypsum growth (resolution ~1 µm). (c) Scanning electron microscopy (µm–nm resolution).*

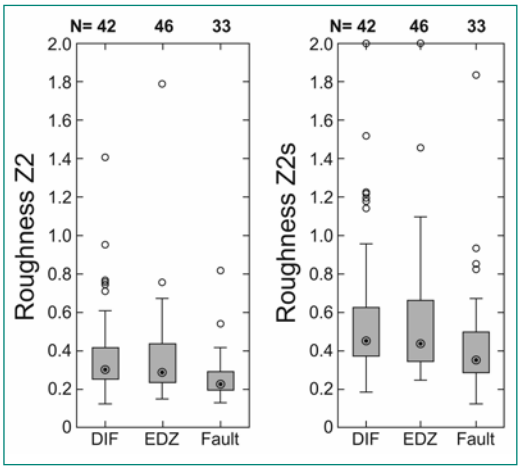


Figure 6: *Results of roughness analysis (Z2 and Z2s) for all fracture and fault samples taken from both galleries.*

seen, including slip-related mechanical striations, plumose structures, and mineral precipitants.

Thirdly, SEM analyses were carried out using a Jeol JSM 7100F on the same samples (see Figure 5c; resolution: µm–nm), i. e., the samples were freeze-dried, placed onto SEM sample holders, and coated with a thin (maximum 7.0 nm) platinum-palladium coating for imaging. EDZ fractures 1, 6, and 9 exhibit mechanical striations related to fracture slip. In all cases, striations showed multiple different directions on the surfaces. At places, different slip directions occur on different levels (i.e., steps) of fractures (e. g., on EDZ fracture 1), indicating different generations of shearing (Figure 7c,d). Since EDZ fracture 9 of the new excavation at MT URL also shows multi-directional mechanical striations it is likely that they formed during the fracturing process. Striations are mechanical, as indicated by the grooved surface structure, which is similar to slickensides seen on faults, though more poorly developed (Figure 8a,b). Areas appearing as light grey on the digital microscope correspond to zones where clay platelets have been flattened and realigned either through shear or compression, while dark grey areas indicate intact, or less disturbed, rock bedding.

EDZ fractures 1, 2, 6, and 7 and one tectonic fault (fracture 14) displayed precipitated gypsum. Precipitation of gypsum occurs within the striations related to slip on EDZ fracture 1, indicating that the striations are likely older than the gypsum growth (Figure 8c). EDS results demonstrating areas rich in clay show primarily silicon and aluminium composition (Figure 8d–e), while areas with precipitated gypsum are primarily composed of sulphur and calcium (Figure 8 g–h). All areas contain oxygen (Figure 8f). In all cases, clusters of single gypsum crystals occur randomly along the sample surface and multiple generations of gypsum growth are imaged on the same samples. For example on EDZ fracture 1, gypsum occurs as small bladed crystals within bedding (Figure 7e) and as clusters of gypsum crystals (Figure 7f). On many samples unaltered, pristine pyrite in abundant deposits occurs very close to such gypsum clusters (not shown), in contrast to literature references that describe gypsum growth together with pyrite oxidation (e. g.,

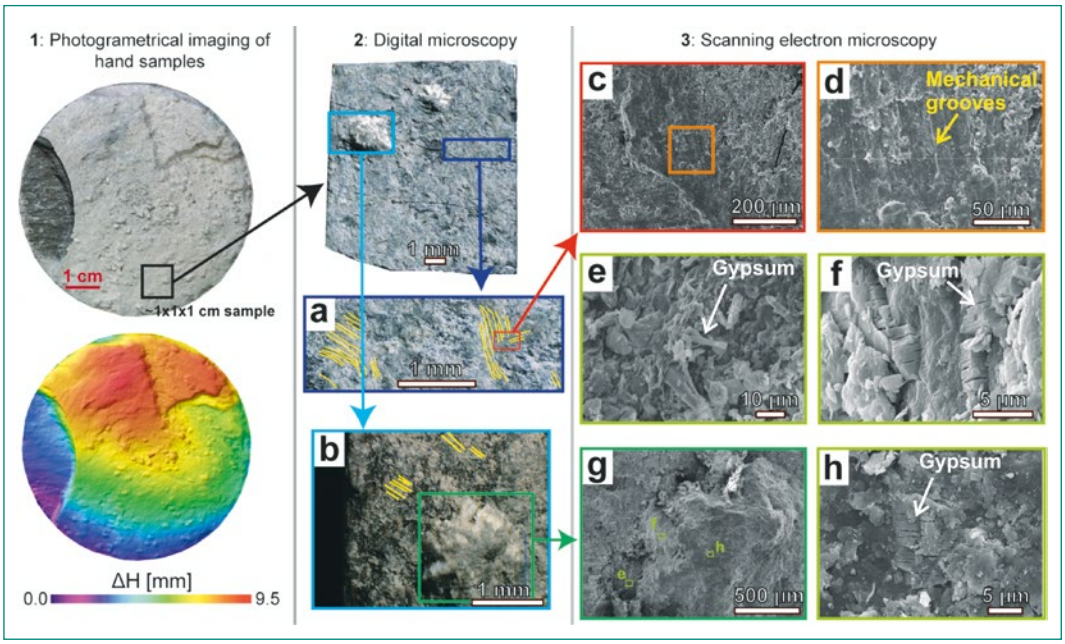


Figure 7: *(1) Example of photogrammetric imaging and scanning to receive a digital fracture surface model (FSM) of core-size samples. Some FSMs show that local highs (orange to red) can correspond to concentric rings related to drilling damage. (2) About 1.0 cm³ cubes were cut from an undamaged part of the fracture surface for digital microscopy analysis. In this example an EDZ surface shows mechanical slip-related striations (a–d) and isolated spots of gypsum precipitation (b, e, f, h). Striations are mapped in yellow (a–b). (3) Surface features are investigated in detail with scanning electron microscopy in the final step of image analysis.*

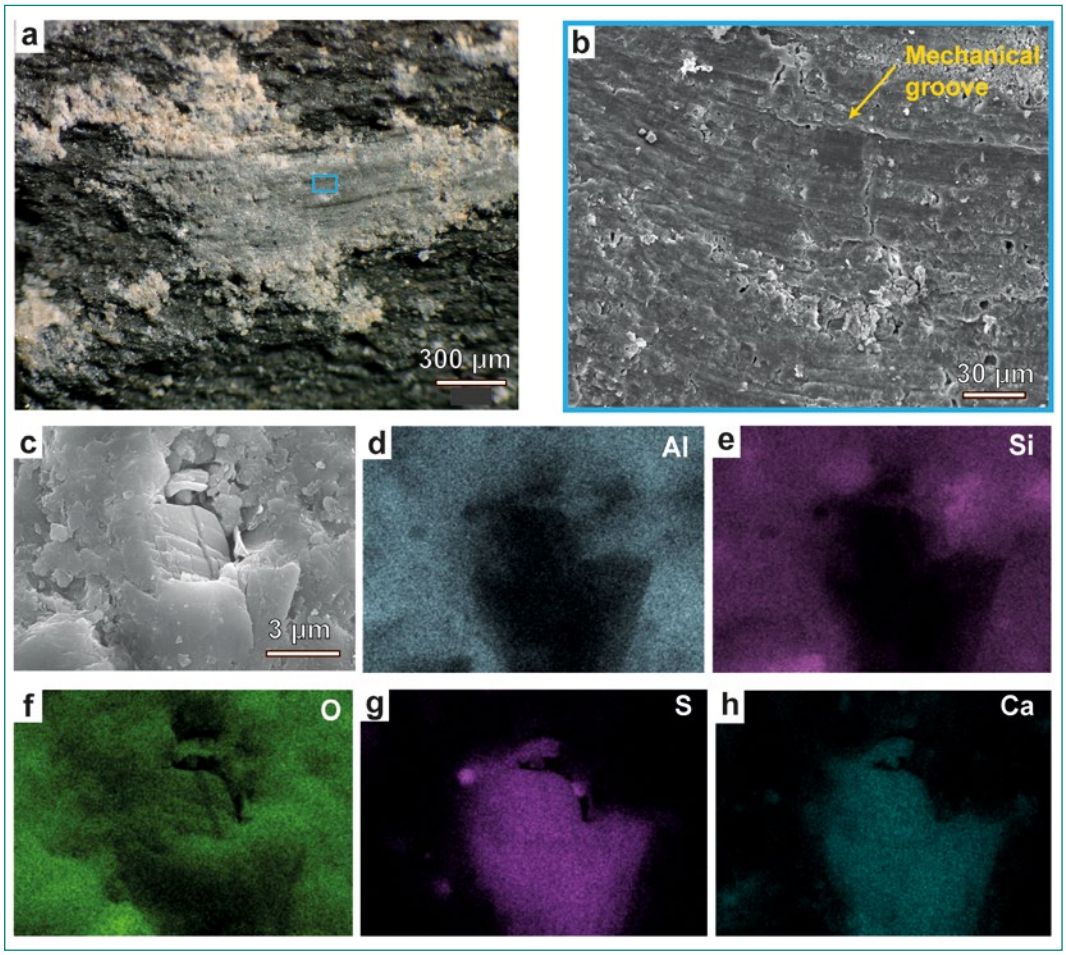


Figure 8:
Mechanical striations on EDZ fracture 9 imaged by digital microscopy (a) and SEM (b) where mechanical grooves are apparent. Gypsum growth out of mechanical slip-related striations on EDZ fracture 1 (c) suggests that gypsum growth occurred synchronously or after striae were formed. EDS spectroscopy showing clay rich regions (d–e) and areas where sulfur (S) and calcium (Ca) suggest gypsum (g–h). Note that the intensity of color (vs. black) in d–h relate to the amount of the displayed element.

Mäder and Mazurek 1997). Gypsum clusters are typically present where bedding has deformed from its original state either during the fracturing process or after. Such deformation may have opened pore space preferentially in certain areas, allowing for faster precipitation of gypsum, than in other areas of the sample where bedding was found to be largely undeformed. Alternatively, bedding deformations could be the result of gypsum crystal growth in such areas.

A number of microstructural features can be seen in the SEM (Figure 9) and our current research work aims to separate microstructural features formed after fracturing (of which some may relate to sealing) from initial features formed during fracture formation and from drilling, handling, and sample preparation. Realigned, flattened and deformed clay platelets occur on all fracture surfaces and are sometimes associated with plumose and/or shear structures (Figure 9a) and other times occur in other areas seemingly not associated with structures related to extensile fracture opening (Figure 9b). Certain deformation features, such as step structures with broken rock bridges are examples of the complexity of fracture opening (Figure 9e). When flattened, realigned clay platelets are not associated with other structures (i.e., those related to fracture formation or drilling/handling damage) and when they occur away from local fracture morphological highs this may be an indication that the two sides of the fracture were in contact after fracture formation (Figure 9b). Other indicators of fracture closure are evident as flattened, realigned clay on the top parts and sides of gypsum clusters on several samples (Figures 7f and 9c).

20 year old EDZ fractures typically display far more deformation structures within bedding layers (i.e., structures not related directly to fracture formation or drilling/handling damage) than 10 year old EDZ fractures and newly-formed EDZs (Figure 9e–f). Such deformations include micro-shear bands, pressure shadows (opened pore space), flattened, realigned clay platelets, and sloughed off clay platelets. On 20 year old EDZ fractures, in particular, sloughed off clay platelets are very apparent within bedding layers (Figure 9f) and attached to gypsum clusters (Figure 9d). Such sloughed off material can be indicative of swelling and shrinkage cycles (slaking) which can notably lead to the clogging of fracture pore space (Bock et al. 2010).

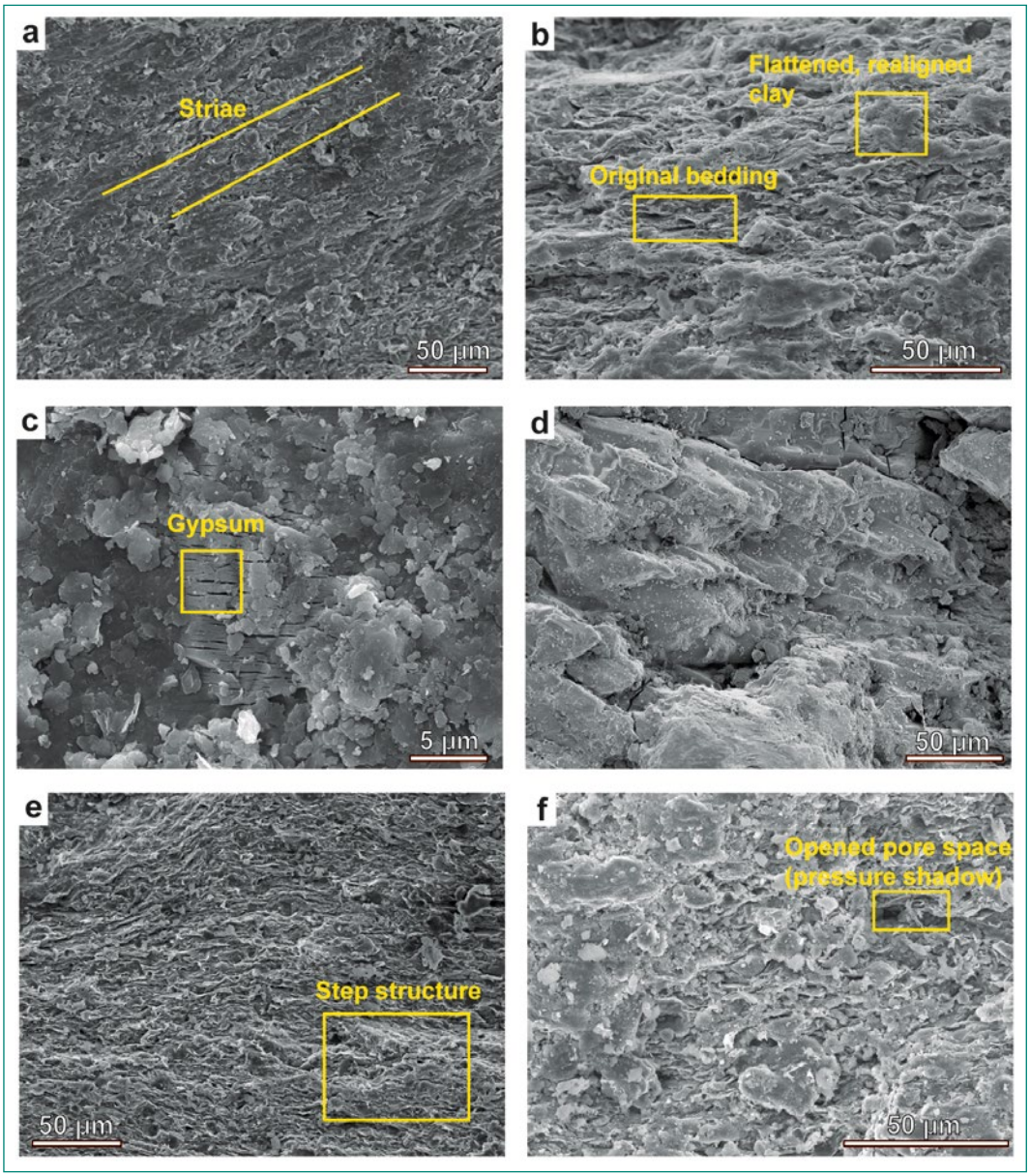


Figure 9: *SEM images showing (a) striations and flattened, realigned clay platelets associated with plumose structure, (b) flattened, realigned clay platelets at various topographical points and unassociated with structures clearly related to fracture-opening (e.g., tensile, plumose structures, or shears), (c) top of a gypsum cluster surrounded by flattened, realigned clay platelets, (d) cluster of gypsum, (e) primarily original bedding structures and step feature and rock bridge associated with tensile fracturing, and (f) primarily deformed bedding with opened pore space, sloughed off clay platelets and regions of flattened, realigned clay platelets. Images a, c, and e are taken from 10 year old EDZ fractures while images b, d, and f are from 20 year old EDZ fractures. All view directions are parallel to undisturbed bedding planes.*

Micro-shear bands and pressure shadows might be related to fracture wall creep, while flattened, realigned platelets suggest closure of the fracture through normal stress exerted on the fractures, which causes compression of the two surfaces (i.e., due to swelling, changes in stress concentrations, or consolidation and creep of the rock mass).

Laboratory tests on fractures and adjacent material

Fracture samples were divided into sections for the following measurements: (1) cation exchange capacity (CEC), (2) Fourier transform infrared spectroscopy (FTIR), (3) fracture surface x-ray diffraction (XRD), (4) bulk powder XRD and Rietveld analysis, (5) water adsorption via Enslin-Neff tests, (6) total porosity based on helium pycnometry, (7) grain and skeleton densities, (8) effective porosity and pore size distribution based on mercury porosimetry, (9) gravimetric and volumetric water content, and (10) total inorganic carbon (TIC). Since these tests require at least 50 g of powder material for analysis, we took material from the fracture surface and up to 1–2 cm adjacent to it for the measurements.

At the time of writing, the analysis and discussion of the results is ongoing. The data sets will be compared with results from petrophysical tests carried out on intact core samples (see below), borehole geophysical properties (ERT, IVM), and geochemical composition (determined through XRF core scanning measurements). Preliminary results, however, are available. Most of the measurements indicate very little difference between fracture types and ages and minor differences may rather be attributed to material heterogeneities between the

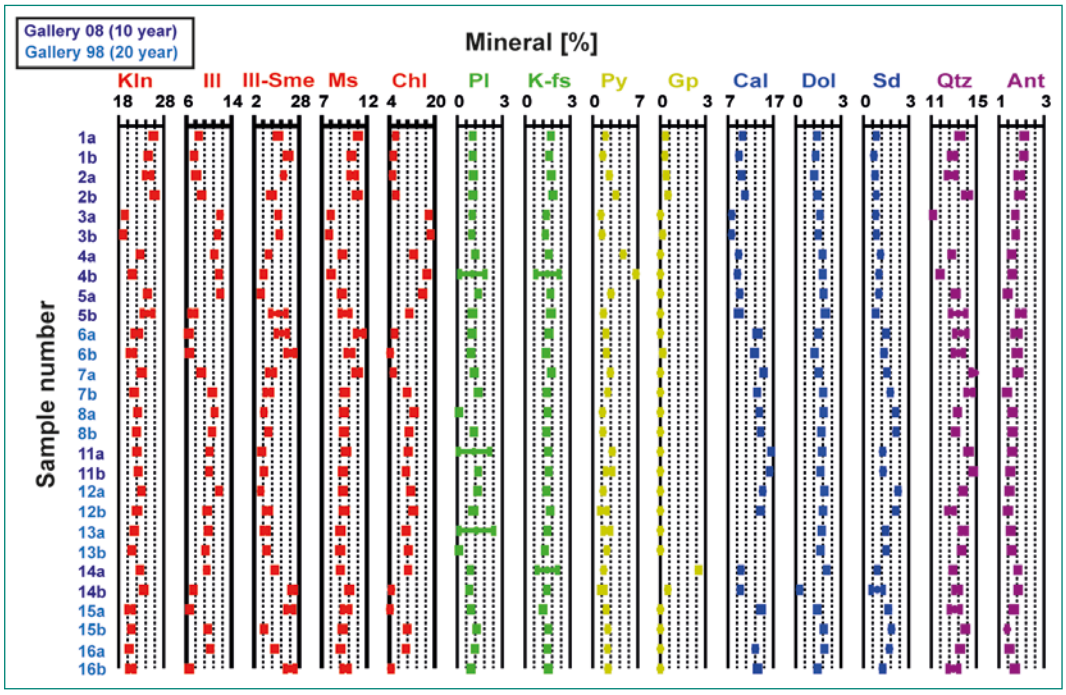


Figure 10:
Results of Rietveld analysis on 10- and 20-year old EDZ samples, drilling induced fractures, and tectonic faults (for fracture types and depths along the borehole see Table 1). Note that «a» and «b» refer to different sides of the analysed fracture.

two galleries. Little differences across fractures of different type and age (e. g., FTIR, CEC, and other results do not suggest much difference) may be a result of «dilution»; by including up to 2 cm of material away from the fracture surface we may miss the surface properties we aim to capture. This also suggests that the effect of sealing processes, if occurring, is limited to very near the fracture surfaces – a hypothesis which we attempt to confirm through the imaging of the surfaces discussed above. However, fracture surface XRD and Rietveld analyses carried out on bulk powder specimens are sensitive to differences in the fracture surface mineral precipitants (Figure 10). That is, for every sample where gypsum was imaged on fracture surfaces, Rietveld analysis and fracture surface XRD also measured small concentrations of gypsum. Generally, however, mineralogical composition was found to be largely similar between fracture ages and types.

Laboratory tests on intact cores

As a final step, systematic laboratory analyses will be completed on selected intact cores from boreholes B1–B16 (and from new core material to be drilled in 2020; see below). Analyses will include: (1) grain and skeleton densities, (2) effective and total porosity, (3) gravimetric and volumetric water content, and (4) vp measurements. These values can then be compared to borehole-based measurements (ERT, IVM), XRF core scanning, and measured fracture properties. Drill cores have been selected already based on their geophysical properties, drilling location and orientation, and rock mass quality (i.e., more or less fractured or faulted drill cores for comparison). To this end, we have selected boreholes B2, B3, B5, B11, B13, and B16 for analyses (Figure 3 and Figure 4). Drill cores will be samples approximately every 0.1 m in the first half meter, every 0.3 m for the subsequent half meter, and thereafter every 1.0 m.

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 by ENSI and the Federal Office of Topography (Swisstopo) to perform the analyses mentioned in this report. The Swisstopo provided on-site support during field investigations (Dr. David Jaeggi, Dr. Senecio Schefer, and Thierry Theurillat). Schützeichel GmbH carried out the drilling works in June 2019. Marija Lukovic (ETHZ, Engineering Geology) supported borehole OPTV logging and rock core documentation during the drilling and coring works. Dr. Michael Plötze (ETHZ, Institute for Geotechnical Engineering) provided important support and discussed with us petrophysical, mineralogical, and geochemical analyses. We are grateful to Dr. Luiz Grafulha Morales, Dr. Peng Zeng, and Dr. Joakim Reuteler (ETHZ, Scientific Center for Optical and Electron Microscope,

Scope-M) for discussions on SEM sample preparation and imaging. Dr. Johann Michler, Dr. Jakob Schwiedrzik, and Cinzia Peruzzi (EMPA, Thun) provided very fruitful discussions and great support for the upcoming microindentation tests. Remy Lüchinger (ETHZ, Institute of Geochemistry and Petrology) and Moritz Hofmann (ETHZ, Engineering Geology) supported sample preparation works for the microindentation tests.

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 Dr. Thies Beilecke and their team at BGR performed the IVM and cross-hole seismic tests in our boreholes. Dr. Markus Furche and his team (BGR) performed the ERT survey in our boreholes. Pneumatic borehole tests planned for 2020 were discussed with Dr. Hua Shao (BGR), who will lead these tests.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

During 2019, a number of in-situ and laboratory-based experiments have been performed, including the drilling and logging of six new boreholes at our experimental sites and the preparation and analysis of fracture geochemical, petrophysical, mineralogical, and microstructural characteristics from 16 fracture samples. This places us on target with our planned laboratory analyses, with the exception of the laboratory tests on intact material which are behind schedule. An MSc thesis by Dominik Zangerl focused on the analysis of photogrammetric scanning of core fractures and photogrammetrical measurements of 14 fractures and faults. Additionally, Zangerl imaged five fracture samples with SEM to characterize microstructural features of the fracture surfaces. Sample preparation for SEM is challenging with OPA samples and care must be taken to best preserve the in-situ fracture surface features. Additionally, distinguishing features created during fracture formation from those caused by drilling/handling and processes occuring after fracture formation is difficult without having images of the initial fracture state. We compare fractures of different types and ages in order to tackle this problem.

Numerous literature references exist on fractographic markings (e. g., Hodgson 1961; Helgeson and Aydin 1991; Doblas 1998; Bahat et al. 2007) and we are working on a full fractographic characterization of our sample surfaces. We plan to add additional EDZ samples from borehole wet spots of our most recent drilling campaign to complete our SEM imaging of fracture surfaces. Additionally, broad-ion-beam (BIB) milled cross sections may be prepared of fracture surfaces, extending towards the intact material, in order to allow us to assess petrophysical and geochemical changes near fracture surfaces more clearly. Petrophysical tests on intact drill core sections are also underway to complement fracture surface testing and imaging in the framework of a new MSc thesis by Selina Lüchinger. During 2020, the final analyses of the fracture properties will be completed and published as part of a PhD thesis (M. Williams). It is the goal that important data obtained at the different scales (i.e., tunnel to fracture scale) will be integrated and linked in a final paper summarizing the findings of our project.

Borehole pneumatic tests are planned by BGR (Dr. Hua Shao) for January and February 2020 in two new radial borehole fans in galleries 98 and 08 and in accessible boreholes of the first two drilling campaigns (B1–B16). Measurements in gallery 98 will allow us to compare fracture gas transmissivity to similar measurements carried out 20 years ago (Bossart et al. 2004). In addition, petrophysical analyses and vp measurements will be conducted on the new drill cores by Selina Lüchinger. The borehole fans will allow us to investigate material properties and processes at different locations around a gallery, i. e., from the invert to the gallery crown.

In order to test if the mechanical properties such as hardness and stiffness of EDZ fracture surfaces have changed over time, we plan to conduct micromechanical tests under controlled environmental conditions within the SEP project. Mechanical properties may also give insights indirectly into processes such as swelling, hardening (e. g., due to mineral growth on fractures and in pores space or desaturation), or weakening along the fracture surfaces (e. g., due to long-term, environmentally-controlled degradation along fractures). Furthermore, we can identify if EDZ fractures have different micromechanical properties than, e. g., tectonic faults (relevant for mechanical fracture closure behaviour).

In micromechanical tests the results can have a large spread due to testing at the scale of minerals. Typically, microindenters are on the mm scale and below. Thus, we will conduct statistical tests, i. e., we will conduct several tens of tests on a single specimen surface of cm-scale. In each test we record the complete stress-strain curve during loading and unloading and extract, e. g., the stiffness of the tested surface. For these tests we will collaborate with the Swiss laboratory for material testing (EMPA) in Thun, which provide us with the microindentation test device and a climatic control unit. In 2019, we have designed a climatic chamber on top of a semi-automated crosstable, which let us keep specimen at about constant saturation (suction) conditions during multiple mechanical testings; the OPA specimen should not desaturate or saturate during the test period. The microindentation device is combined with an optical microscope so that the indentation surface location can be selected prior to testing, and the produced indents can be analysed after testing in terms of the shape to calculate the hardness. Furthermore, the microstructure of the tested surfaces will be recorded and described.

The works will be conducted within the frame of supervised MSc theses by Bram Vermeulen (University of Utrecht) and Fiona Nägeli (ETH Zurich). In a first round of tests we focus on intact, polished OPA surfaces. Tests will be conducted on pre-conditioned specimen at different saturation (suction) levels varying from nearly 100 RH to about 20 RH, different composition (shaly, sandy, carbonate-rich; if available), at about constant temperature (~20 °C), and at two angles with respect to the major anisotropy plane, i. e., parallel and perpendicular to bedding. These tests aim at a general understanding of the micromechanical behaviour of intact OPA, micromechanical property dependence on mineralogical composition, rock bedding anisotropy, and saturation degree. The second round of tests will then analyse real fracture surfaces (EDZ and tectonic fractures). These tests target the micromechanical behaviour and identification of possible changes of the behaviour of OPA fractures of the EDZ (0–20 years old).

Publications

In 2019, Dominik Zangerl finished his M. Sc. thesis with the title *Structural and compositional analyses of fracture surfaces in Opalinus Clay shale at macro- and microscales.* Parts of his results were summarized in this report. SE-P project results were presented in 2019 at the Mont Terri Technical Meeting (Porrentruy; Williams et al. 2019b), at EGU (Vienna; Williams et al. 2019c), at Euroclay conference (Paris; Williams et al. 2019d), at Clayclub Meeting (Toronto; Ziegler and Willimas 2019), and at the Decovalex Symposium (Brugg; Ziegler et al. 2019). At present, we prepare a journal manuscript on *Time-dependent changes in excavation damaged zones in Opalinus Clay shale inferred from geophysical investigations (Mont Terri URL, Switzerland).* A second paper focusing on results of the borehole logging, drill core systematic petro-physical tests, and fracture surface properties (mineralogical, geochemical, and petrophysical tests) will be prepared in 2020, as well as a third publication focusing on the results from fracture surface imaging. A final publication is intended to summarize our findings and what we have learned about in-situ sealing processes. The planned journal articles are within the frame of the PhD thesis by Molly Williams.

References

[1] *Bahat, D., Rabinovich, A., Frid, V. and Brosch, F.* Cycles of sub-critical tensile and shear alternating fracutring in diminishing dimensions, under tensile loading. International Journal of Fracture (148): 281–290, 2007.

[2] *Bernier, F., Li, X. L., Bastiaens, W., Ortiz, L., van Geet, M., Wouters, L., et al.* SELFRAC-Fractures and self healing within the excavation disturbed zone in clays. Final report, 64 p., 5th EURATOM Framework Program, Brussels (EU Commission), 2007.

[3] *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.

[4] *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, 1–4): 429–448, 2004.

[5] *Doblas, M.* Slickenside kinematic indicators. Tectonophysics (295): 187–197, 1998.

[6] *Helgeson, D. and Aydin, A.* Characteristics of joint propogation across layer interfaces in

sedimentary rocks. Structural Geology (13, 8): 897–911, 1991.

[7] *Hodgson, R.* Classification of structure of joint surfaces. American Journal of Science (259): 493–502, 1961.

[8] *Mäder, U. and Mazurek, M.* Oxidation phenomena and processes in Opalinus Clay: evidence from the excavation-disturbed zones in Hauenstein and Mt. Terri tunnels and Siblingen open clay pit. MRS Proceedings (506): 731–739, 1997.

[9] *Magsipoc, E., Zhao, Q., Graselli, G.* 2D and 3D roughness characterization. Rock Mechanics and Rock Engineering, 2019.

[10] *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.

[11] *Tsang, C.F., Barnichon, J.D., Birkholzer, J., Li, X.L., Liu, H.H. and Sillen, X.* Coupled thermo-hydro-mechanical processes in the near field of a high-level radioactive waste repository in clay formations. International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences (49): 31–44, 2012.

[12] *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 2017. Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat. ENSI-AN-10294: 307–316, 2018.

[13] *Williams, M., Ziegler, M. and Loew, S.* Mont Terri SE-P Project: Self-sealing in old excavation damaged zones at the Mont Terri URL. Erfahrungs- und Forschungsbericht 2018. Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat. ENSI-AN-10577: 297–307, 2019a.

[14] *Williams, M., Ziegler, M. and Loew, S.* Self-sealing processes in old EDZs and breakout zones (SE-P). Mont Terri Technical Meeting TM-37. Oral presentation, Porrentruy, Switzerland. February 5–6, 2019b.

[15] *Williams, M., Ziegler, M., Manukyan, E. and Loew, S.* Evolution of 10–20 year old Excavation Damaged Zones at the Mont Terri Underground Rock Laboratory and implications for self-sealing. European Geophysical Union. Poster presentation, Vienna, Austria. April 7–12, 2019c.

[16] *Williams, M., Ziegler, M. and Loew, S.* Identification of self-sealing mechanisms in 10–20 year old excavation damaged zones through mineralogical, petrophysical, and geochemical tests and SEM. EuroClay. Poster presentation, Paris, France. July 1–5, 2019d.

[17] *Zangerl, D.* Structural and compositional analyses of fracture surfaces in Opalinus Clay shale at macro- and microscales. MSc thesis. Department of Earth Sciences, ETH Zurich, 2019, 112 pages.

[18] *Ziegler, M. and Williams, M.* EDZ self-sealing behavior in Opalinus Clay shale of the MT URL based on in situ experiments conducted in galleries of different age. 29th NEA Clay Club Meeting. Oral presentation, September 3–5, 2019.

[19] *Ziegler, M., Williams, M., Zangerl, D., and Loew, S.* Mineralogical, structural, and geometric properties of old EDZ fractures in Opalinus Clay shale. Decovalex Symposium. Poster presentation, Brugg, Switzerland. November 4–9, 2019.

Mont Terri PF experiment: Progressive Failure of Structurally-Controlled Overbreaks

Project introduction and overview of work program

Author und Co-author(s)	Martin Ziegler and Simon Loew
Institution	ETH Zurich
Address	Sonneggstrasse 5, 8092 Zurich
Phone, E-mail, Internet address	+41 (44) 632 23 42; martin.ziegler@erdw.ethz.ch
Duration of the Project	3 years

ABSTRACT

The presence of tectonic fault zones at possible depth levels of a nuclear waste repository cannot be predicted precisely nor completely from measurements carried out at the ground surface prior to the repository excavation. In unfavourable situations, acute angled fault zones may lead to deep rock mass damage and/or large tunnel caving/overbreak in the order of several tunnel radii. Such zones could substantially reduce the effective thickness of the geological barrier and may lead to abandoning of repository drift sections for waste disposal, and consequently to an increase of required subsurface space of a high level waste (HLW) repository. Structurally-controlled failure may be initiated immediately during excavation and damage the geological barrier progressively, i.e., rock damage is expected to evolve over longer periods of time, driven by hydromechanically coupled processes and delayed support reactions. This report introduces the *Progressive Failure of Structurally-Controlled Overbreaks (PF)* experiment of the Mont Terri project and summarises the methods used to study overbreak formation in-situ at the 1:5 scale. The experiment involves drilling of a large-diameter experiment borehole, cutting through a fault zone, and six monitoring boreholes in the Mont Terri URL. The progressive failure and overbreak formation of the unsupported experiment borehole will be investigated inside and outside the experiment borehole with photogrammetric and tomographic surveys. In addition, we give an overview of planned rockmechanical laboratory tests and numerical simulations, and an update of the state of experimental site selection.

Motivation

The presence of tectonic fault zones at the nuclear waste repository depth of many 100s of meters cannot be predicted precisely nor completely from measurements (e.g., seismic investigations) carried out at the ground surface prior to repository excavation. In unfavourable situations, steep and acute angled fault zones may lead to deep rock mass damage and/or large caving/overbreak above repository drifts or caverns. Such zones can substantially reduce the effective thickness of the geological barrier and may lead to abandoning of repository drift sections for waste disposal, and consequently to an increase of required subsurface space of a HLW repository. At the Mont Terri Underground Rock Laboratory (MT URL), structurally-(and stress-) controlled failures occurred, e. g., in the EZ-A and MB niches (Figure 1a–c). Both sites locate in the shaly facies of the Opalinus Clay with subparallel tectonic faults, and the niches are aligned subparallel or gently oblique to bedding strike. The niche alignments and structural settings, together with rock mass stress redistribution (e.g., due to construction of the FE cavern) and insufficient rock mass support, led to reported deep Excavation Damage Zones (EDZs) of at least 3.4 niche radii (measured from the niche surface) at the MB niche (Martin et al. 2015; cf. up to 2.25 radii from a radial borehole resin injection study, Jaeggi et al. 2012), and in the case of the EZ-A niche to overbreaks with a cumulative estimated volume of 100 m³ (Bossart 2003, Nussbaum et al. 2004). Also experiments in boreholes drilled into

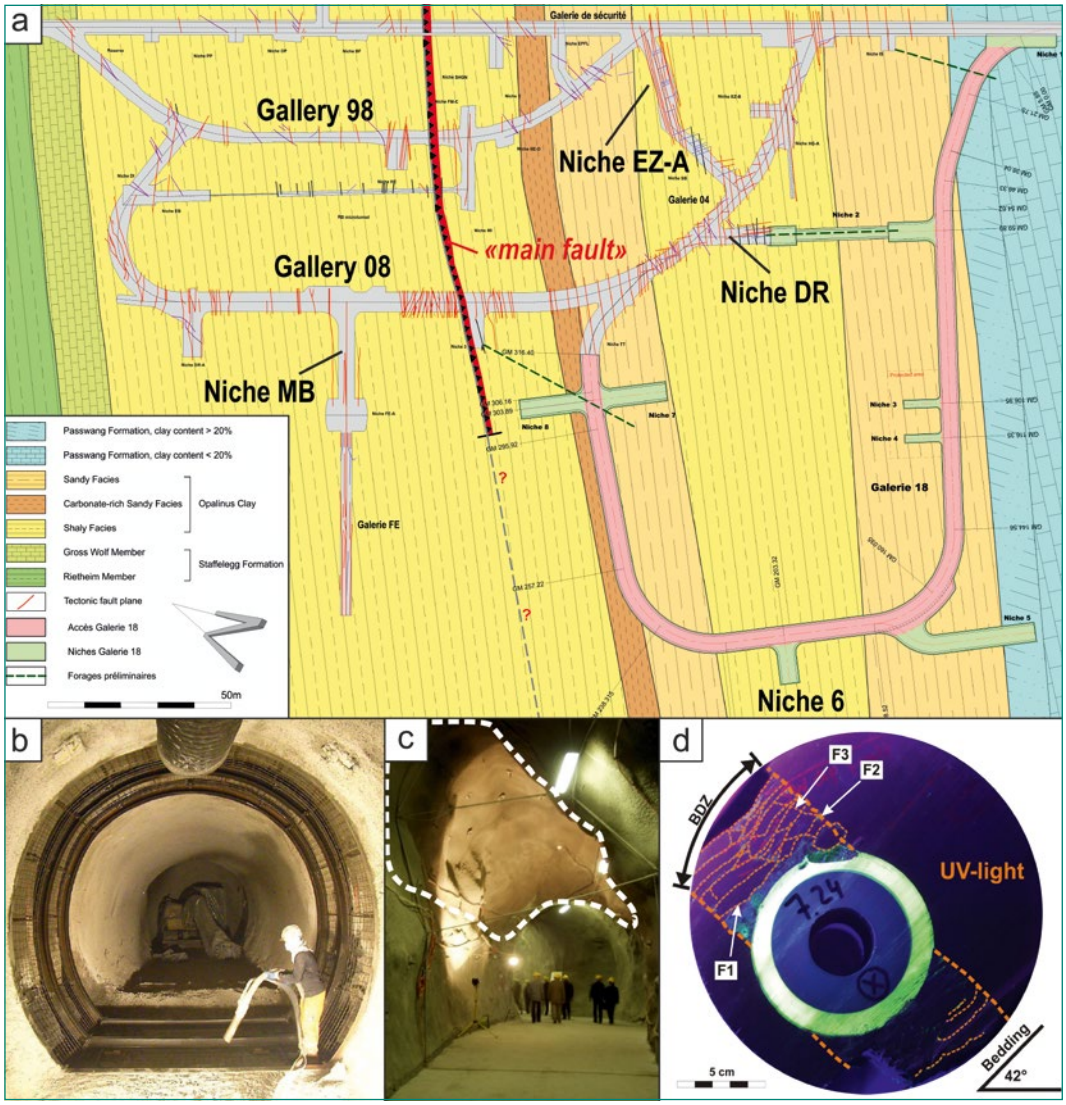


Figure 1: *(a) Geological overview map of the MT URL. Niches MB and EZ-A were excavated parallel to acute-angled to the strike directions of bedding planes and tectonic faults (Mont Terri Project, tender documents 2014). (b) Additional tunnel support measures at the MB niche consisting of steel sets, wire meshes, and a shotcrete layer to stabilize the MB niche during FE cavern construction that led to stress concentrations and failure around the MB niche (Burrus and Iljazi, 2012). (c) Large overbreak (dashed area) in the EZ-A niche (see Nussbaum et al. 2004). (d) Borehole Damage Zone (BDZ) in intact, bedded Opalinus Clay shale showing deep (>2 borehole radii) damage evolution with buckling failure along bedding planes (F1) and formation of new shear and tensile fractures (F2, F3) (from Jaeggi et al. 2010).*

intact (i.e., non-faulted) Opalinus Clay shale (OPA), simulating the rock behaviour around an unsupported opening, showed deep (>2 borehole radii) shear displacements and buckling-type fracturing along bedding planes (Badertscher et al. 2008, Jaeggi et al. 2010, Kupferschmied et al. 2015; Figure 1d; cf., Blümling et al. 2007: Figs. 9a and 10, Labiouse and Vietor 2014: Figs. 2 and 3). Such large deformations will be enhanced by the presence of faults or fault zones.

Extensive rock mass damage and overbreak should as much as possible be avoided with suitable engineering measures during the construction phase. In addition, the lifetime of conventional support measures is limited and is expected to be shorter than the saturation phase of the bentonite backfill and the build-up of full swelling pressure, respectively (e.g., Birkholzer 2019, and references therein). Hence, rock mass damage may increase once the bearing capacity of support measures reduces. Without effective tunnel support, large damaged zones with deep shear displacements may also form outside of tectonic shear zones. Up to now, the extent, properties, and progressive formation of such damaged zones have not been investigated under in-situ conditions. Our research may help to address fundamental questions, such as: (1) What is the extent and what are the detailed mechanisms of macro- and micro-scale damage in structurally-controlled overbreaks? (2) How can and will critical faults and fault zones be detected and investigated during excavation? (3) What are the fault zone properties and criteria based on which repository drift sections with faults will be excluded from nuclear waste emplacement?

Project goals

We will explore structurally-controlled, deep (>1 tunnel radii) excavation-induced damage zones (EDZs) and overbreaks using (1) an in-situ experiment at the 1:5 scale at the MT URL to monitor progressive overbreak formation of a large borehole in faulted OPA, and (2) numerical discontinuum simulations.

The in-situ experiment aims at investigating overbreak initiation and evolution, damage extent and geometry, as well as mode(s) of failure and associated new fractures in a large diameter, unsupported borehole (D=600 mm; called experiment borehole) in OPA cut by a fault/fracture zone under environmentally-controlled conditions (humidity ± temperature). The experiment borehole will be drilled acute-angled to the fracture/fault zone (and bedding, respectively) allowing us to investigate the progressive failure of structurally-controlled overbreaks with unfavourably oriented faults. At the point of writing, the location of the in-situ experiment in the MT URL has not been decided. Swisstopo, ENSI, and ETH investigate and discuss the following locations: (1) the designated Niche 6 of the new gallery 18, built in June 2019, and (2) intersections of the so-called «main fault» in galleries 98 and 08.

Numerical discontinuum simulations will be used to explore the damage and overbreak evolution of faulted OPA rock mass, including suggested repository tunnel support measures, and will be compared with in-situ observations. We will establish frictional properties of faults, as well as mode I and II fracture toughness properties using literature values (e.g., Orellana et al. 2017) and new laboratory tests, used as input parameters for numerical simulations that include existing fractures (faults; 3D simulations) and allow new tensile and shear fracture formation (2D simulations).

The series of in-situ investigations, laboratory experiments, and numerical simulations will provide:

- Failure behaviour and damage extents in-situ at the 1:5 scale that will be compared with numerical discontinuum simulations of structurally-controlled, highly damaged overbreaks under different stress states, geological and structural settings and tunnel excavation supports;
- Opalinus Clay shale frictional properties of faults under low confining stresses and fracture toughness properties (especially mode II) of Opalinus Clay shale; and
- Evaluation of fault zone hazard scenarios related to repository long-term safety.

Methods

Experiment borehole photogrammetry

Progressive failure of the experiment borehole will be monitored with two distinctly different approaches: (1) outside of the experiment borehole using borehole tomographic methods (Figure 2), and (2) inside the experiment borehole using photogrammetry (Figure 3). As long as overbreaks in the experiment borehole are minor and fallen material can be removed from the experiment borehole we will inspect the experiment borehole periodically (e.g., weekly) with a digital camera. The

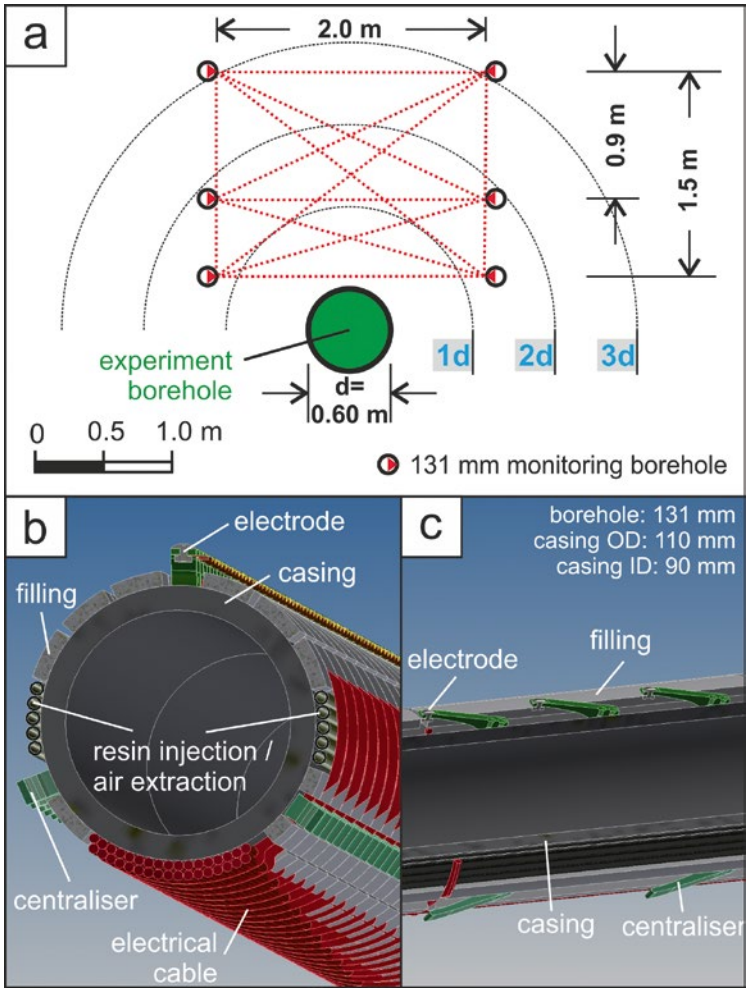


Figure 2: *(a) Conceptual layout of the in-situ progressive failure (PF) experiment. Six monitoring boreholes (diameter=131 mm) locate above a central, large (diameter=600 mm) and unsupported experiment borehole. Microscopic and macroscopic (overbreak) damage can be detected by measuring changes in borehole electrical resistivity tomographies (ERT), active seismic tomographies (ST), and by detection and localisation of acoustic emissions caused by displacements along fractures (passive seismic monitoring). In addition, we survey the geometry of the overbreak evolution inside the experiment borehole (Fig. 3). (b, c) Crosscut views of the special borehole casing developed to conduct high-resolution ERT and ST. Each electrode is mechanically pressed against the borehole wall, prior to resin-injection of the gap between the rock formation and the casing to allow good coupling for seismic investigations.*

camera, together with lighting units and a programmable step motor that enables precise 360° stepwise panning of the camera, will be mounted on a slide that we can position inside the experiment borehole (Figure 3). Every 15–20 cm along the borehole we will acquire a set of overlapping, circumferential images (e.g., every 15–20°) so that during a single survey of the 8–13 m long experiment borehole (with about 6.5–10 m opening borehole section) we will obtain between about 1000 and 2000 images. These will be processed semi-automatically with a photogrammetric, structure-from-motion software to receive a referenced three-dimensional model of the experiment borehole and its geometric changes over time. We expect a resolution of ≤1 mm. Textural data will be used for geological interpretation of the failure surfaces in the crown and the sidewalls of the large borehole. Stable reference points, placed inside a metal casing that spans the first 1.5–3 m of the experiment borehole, will be captured during each survey and allow for cross-referencing of all acquired three-dimensional experiment borehole models.

Geophysical monitoring

In order to investigate the extent of macro- and micro-damage above the experiment borehole, we will use active tomographic methods in monitoring boreholes. Figure 2 shows the planned borehole layout. Six parallel monitoring boreholes locate sideways above the experiment borehole at heights ranging between about 10 cm and 160 cm (≈*2.5d*, where *d* is the diameter of the experiment borehole). The shortest distance between the midpoints of opposing boreholes is about 2 m. The monitoring borehole diameter is 131 mm and the planned monitoring borehole length ranges between 9 and 15 m depending on the experiment location. Each borehole will be equipped with a special casing that hosts on the outside of the casing individually spring-loaded point electrodes for geoelectric surveys over a length of 8 m, and allows for seismic surveys. The electrodes have an equal spacing of 7.5 cm, i. e., we will install about one hundred electrodes per borehole. The electrodes will be connected to a multiplexer to carry out electrical resistivity tomographies between pairs of boreholes. The formation of fractures, overbreak voids, and desaturation (see Section below) will lead to distinctly increased electrical resistivity in the monitored volume, which we want to detect with episodic measurements. Similarly, macro- and micro-damage are assumed to cause distinct decreases in seismic compressional (p-wave) velocity and signal amplitude (e.g., Kneuker et al. 2017 and references cited therein). The latter can be tested using seismic tomographies. In order that borehole seismic tests can be conducted, the gap between the rock formation and the plastic (i.e., PEHD) casing will be injected with resin (Figure 2). Absolute and differential physical property values (resistivity, p-wave velocity) will be used to localise and quantify the damage propagation above the experiment borehole.

As an option, we will temporarily install acoustic emission (AE) sensors from GmuG, which are sensitive in the frequency range of 1 kHz to 100 kHz and capable to monitor ruptures of fractures of

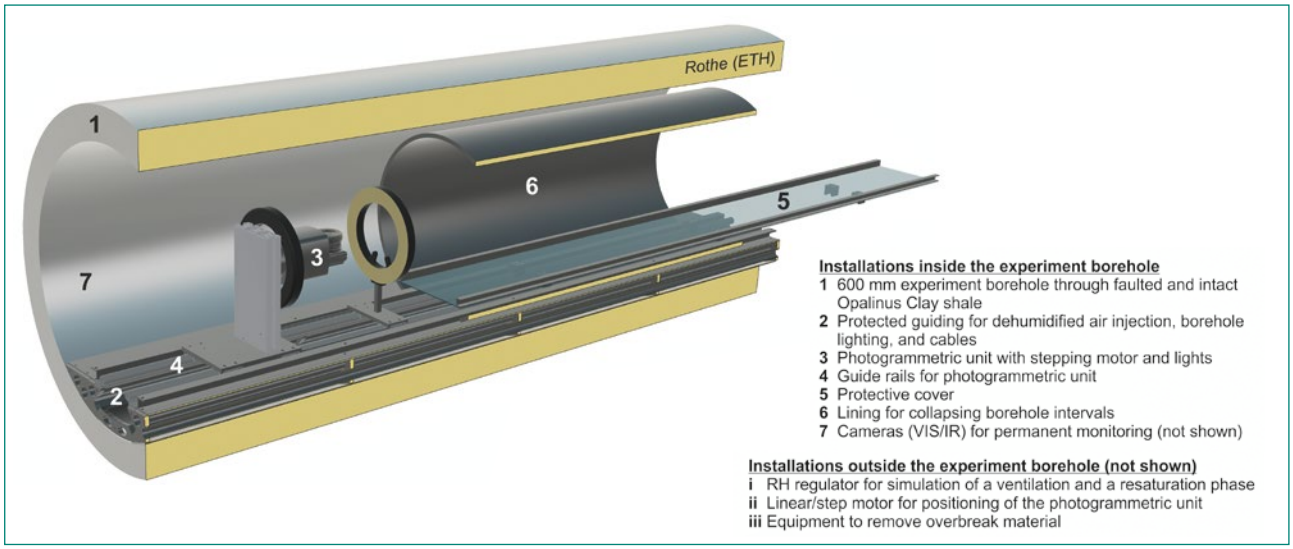


Figure 3: *Experiment borehole conceptual layout (note that only a short section is presented). The experiment borehole will be cased in the first about 1.5–3 m to bypass a possible dense network of fractures of the excavation damage zone, which could link the experiment borehole to the gallery/niche (not shown). The remaining about 6.5–10 m are unsupported. The photogrammetric unit consists of light sources, a digital remotely-accessible camera with fixed-focal lens mounted on a step motor, and power supply. Structure-from-motion photogrammetry will be used to obtain texturized 3D models of the unsupported experiment borehole geometry. A regulator will be used to control the humidity inside the experiment borehole in two phases (first desaturated to about 60% RH, second resaturated to >95% RH). A platform will be placed in the lowermost portion of the borehole and functions as guide for electrical and communication cables, platform to mount permanent observation cameras (one in the front and one in the back), borehole lighting, ventilation ports, and rails to support the photogrammetric setup. The sled can be used to remove fallen rock material out of the borehole as long as the borehole is accessible, i.e., as long as there is no full borehole collapse.*

centimetre or metre scale, inside the monitoring boreholes and pressed against the casing wall to record and localise AEs caused by overbreak fracture formation. Data is recorded using the measuring system GMuG AE-System that is suitable for continuous recording of data and recording in trigger mode with a sampling frequency of up to 1 MHz. A past passive seismic experiment by Le Gonidec et al. (2014) in gallery 04 of the MT URL showed that AEs caused by EDZ fracture formation can be detected and localised in the shaly facies, but that AEs are rare (i.e., about 300 non-anthropogenic events were identified and suggested to relate to EDZ fracture formation).

Environmental borehole control and monitoring

During the open drift phase, ventilation of repository drifts leads to a reduction of the rock saturation. Desaturation and suction cause an increase of the rock's strength and affect the stability of the excavation (Mayor et al. 2007; Tsang et al. 2012). In the PF experiment borehole we want to simulate an open drift (i.e., ventilation) phase by gently reducing the relative humidity (RH) to an about constant value inside the closed borehole. This will be achieved by injecting dried air into the experiment borehole at multiple outlets along the borehole and let the process air escape through ports in the borehole closure head. Dried air will be produced by an RH regulator situated outside the borehole. In a second phase, we will establish an environment with high RH, i. e., we will gently increase the RH level inside the borehole, then stop air injection, and finally let the borehole resaturate naturally. Throughout the experiment we will measure the mean temperature along the borehole, which should be held about constant ($\Delta T<5\,°C$) throughout the experiment. RH data from the MT URL collected between 1997 and 2011 showed RH fluctuations between winter and summer months of on average 63% and 93% (Walter 2015, and references therein).

Laboratory investigations

The formation of overbreaks in fractured zones involves shear displacements along existing discontinuities and new tensile and shear fracture formation. We have to note that the rock mass stresses in the vicinity of fractured underground openings may vary greatly in magnitude and orientation of principal stresses, ranging from increased (concentrated) to strongly decreased stress magnitudes. Overbreak formation will change the stress field in space and time. New laboratory experiments will be conducted to complement existing knowledge of fault shear strength (e.g., Orellana et al. 2017), i. e., we will test shear strength and frictional prop-

erties of saw-cut and real fault surfaces in OPA under triaxial compression and pore pressure control. Fault material will come from the cored observation boreholes. A second series of tests will elaborate shear fracture toughness (mode II) of OPA using the so-called punch-through-shear setup using a Hoek cell and rock samples with a special geometry (see, e.g., Backer et al. 2002). Also, a series of opening-mode fracture toughness (mode I) tests will be conducted to complement existing tests of OPA from Mont Terri (e.g., Valente et al. 2002) and from the new Belchen tunnel (Aminzadeh et al., in prep.). The new strength data will be used as input for numerical simulations.

Numerical simulations

Numerical discontinuum simulations will be used to explore the damage and overbreak evolution of faulted OPA rock mass, including the 1:5 in-situ experiment. We will establish frictional properties of faults, as well as mode I and II fracture toughness properties using literature values and the new laboratory tests, used as input parameters for numerical simulations that include existing fractures (faults; 3D simulations) and allow new tensile and shear fracture formation (2D simulations). The detailed numerical work program will be elaborated in 2020.

Work carried out and results obtained

In order to determine the position of the in-situ experiment structural mapping of faults was carried out between Gallery Meter (GM) 185 and 225 of the new access gallery 18 in the MT URL from February 13th to March 8th, 2019 (Figure 1a). This section locates in the shaly facies of the Opalinus Clay, and in the prolongation of faults mapped in the EZ-A and DR niches that caused a substantial overbreak in the niche EZ-A (Figure 1c). On-site fracture mapping during gallery excavation and post-processing using photogrammetric models of tunnel faces and sidewalls by Swisstopo revealed

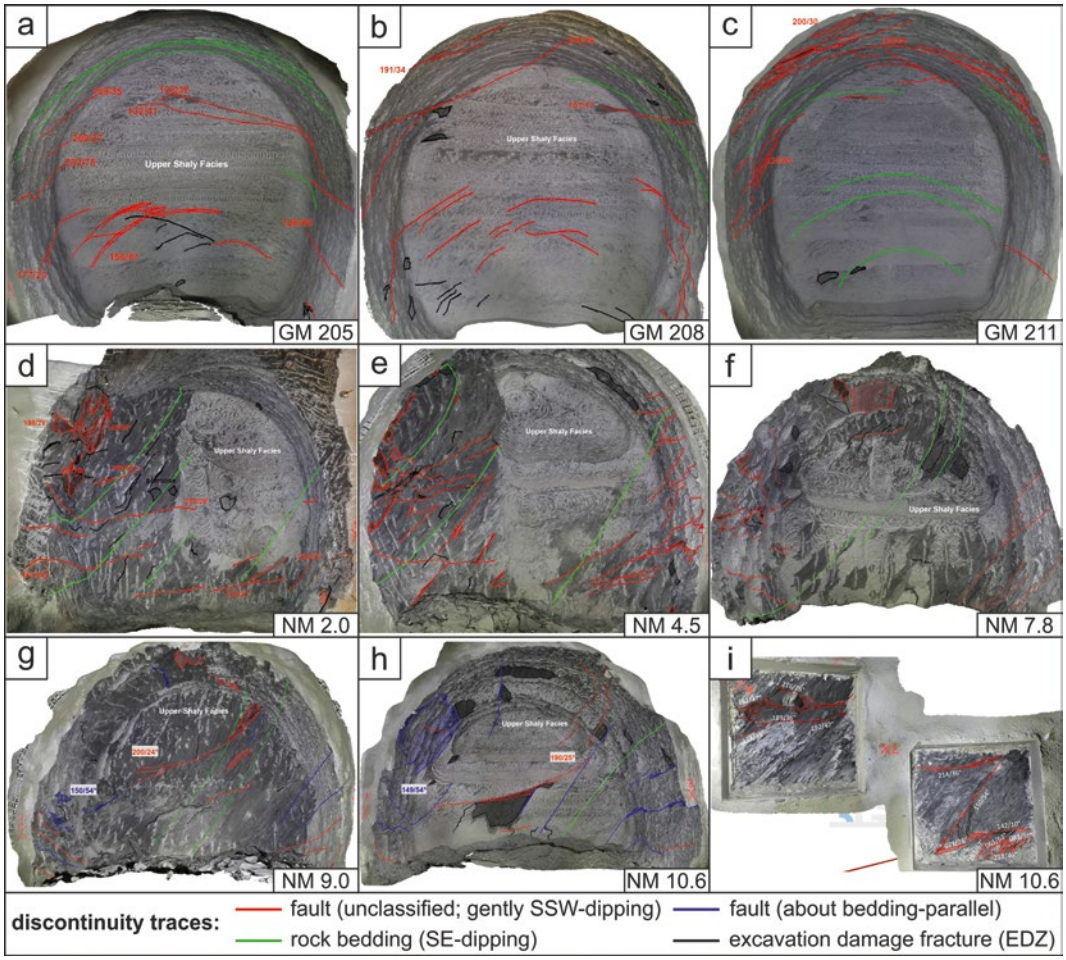


Figure 4: *Views of 3D models of gallery 18 (a–c) and niche 6 (d–i) faces with mapped traces of faults (red and blue), rock bedding (green), and excavation damage zone fractures (black). Excavation (road header) scratch marks complicate the mapping of discontinuity traces at places. At excavation face positions displayed in d, e, g, and i, these scratch marks were partly removed using a hydraulic excavation hammer. The excavated width of gallery 18 and niche 6 is about 5.5 m. In niche 6 (d–i) two orientation sets of individual fault planes occur: 1) steeply dipping to SE–SSE, about parallel to bedding (estimated true set spacing: 0.5–4 m) and 2) gently dipping to SSW (estimated true set spacing: 1–3 m).*

an orientation of 147/54 ±3° (dip direction/dip ±1σ) for rock bedding, and three fault sets with orientations of 195/21 ±16°, 229/63 ±12°, and 141/50 ±16°. Based on the highest frequency of the steep, SW-dipping faults the about 10.8 m long and 5.4 m wide niche 6 was constructed from June 14th to June 28th, centred at GM 207. Figure 4 shows photogrammetric model views together with mapped fracture and bedding traces of three gallery and five niche faces. While fracture frequency seemed highest at Niche Meter (NM) 2.0, 4.5, and 7.8, it seemed lower at NM 9.0 and 10.6. Scratched portions of the niche face made mapping of geological discontinuities difficult so that mapped fracture traces may not give a complete picture of the real situation, i. e., underestimating the real frequency of natural fractures. However, at NM 9.0, where the niche face was cleared off from the road header scratches using a hydraulic hammer, no increase in mapped fracture traces was identified. Fault trace data at NM 9.0 and 10.6 suggest that only few steeply SE-SSE dipping fault planes, together with some gently SSW and SSE dipping fault planes and possibly little scaly clay, exist. The estimated fault sets true spacings range between 0.5 and 4 m, which on the scale of the 600 mm wide experiment borehole, do not form a fractured zone required by the experiment. The extent of the mapped faults at NM 10.6 are unknown. In order to investigate whether Niche 6 can be used for the in-situ experiment, i.e., if more steeply-dipping and more densely-spaced fractures occur at some distance from the end of the niche, laser scan data was captured in November 2019 to support planning an exploration borehole to be conducted in December 2019. Through the summer of 2019, alternative locations were evaluated, among the so-called «main fault» outcrops and minor fracture/fault zones in galleries 98 and 08 (Figure 1a). Evaluation criteria included frequency of fault planes, occurrence of fault zone(s), ease of extrapolation of fracture planes/zones, accessibility, knowledge of rock mass stresses and complexity of the secondary and tertiary stress field, pore pressure, rock saturation, depth of the EDZ, possible disturbance of other experiments, and technical aspects. At the time of reporting the project partners have not decided on the experiment location.

In 2019, the final designs for the boreholes and monitoring setups, including discussions with partners and involved companies, were made, and will be adapted for the final experiment location and the local orientations of fault structures so that the experiment borehole will intersect faults at acute angles (10–30°). Finally, the six monitoring borehole casings were built.

National Cooperation

ETH Zurich acts as main researcher of ENSI. Both are formal partners of the Mont Terri Consortium. Within this relationship, funding has already been granted by ENSI and the Federal Office of Topography (Swisstopo). Katrin Plenkers (ETH Zurich, SCCER-SoE) will be in charge of in-situ, passive seismic surveys.

International Cooperation

The Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Germany will conduct geophysical borehole logging and analyses, i. e., electrical resistivity and active seismic cross-hole tomographies.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

As of November 2019, all in-situ and the majority of laboratory setups have been designed and the monitoring borehole casings are being built. However, the possible locations of the experiment in the MT URL need further exploration (i.e., Niche 6 of gallery 18 and outcrops of the main fault in galleries 98 and 08; Figure 1), because the mapped fractures at niche faces in the designated Niche 6 did not comprise a dense enough (i.e., cm–dm–spaced) fractured or fault zone as required by the experiment.

Table 1 shows the time schedule for the in-situ, laboratory, and numerical simulation works planned in the PF project. In-situ installations, borehole surveys, and data analyses will be carried out by expert teams of ETH Zurich and BGR, subcontractors (for resin injections of monitoring boreholes and installation of the environmental control system of the experiment borehole), and supported by Swisstopo and M. Sc. student works. Drilling will be carried out by Schützeichel GmbH&Co. KG. Rockmechanical laboratory experiments will begin in 2020 and will be led by Omid Moradian (ETH Zurich).

Table 1:
Project timeline

Half-year	Work program
2/2019	▮ Finalisation of in-situ and rockmechanical laboratory experiment designs ▮ Investigation drilling ▮ Site selection ▮ Construction of monitoring borehole casings
1/2020	▮ Construction of experiment borehole photogrammetric setup ▮ Monitoring borehole drilling, core/borehole logging ▮ Installation of special monitoring borehole casings ▮ Experiment borehole drilling ▮ Acoustic emission survey(s) ▮ Installation of experiment borehole platform, photogrammetric system, and environmental control unit ▮ Initial (=reference) geophysical tomographic surveys and start of photogrammetric monitoring ▮ Start of laboratory testing
2/2020	▮ Repeat geophysical tomographic surveys and photogrammetric monitoring ▮ Laboratory testing ▮ Intermediate reporting
1/2021	▮ Repeat geophysical tomographic surveys and photogrammetric monitoring ▮ Finalise laboratory testing ▮ Start of numerical simulation of overbreak formation
2/2021	▮ Repeat geophysical tomographic surveys and photogrammetric monitoring ▮ Finalise numerical simulation of overbreak formation ▮ Final reporting

Publications

The PF experiment has been presented at the Mont Terri Technical Meeting in February 2019 (Renz et al., 2019).

References

[1] *C.D. Martin, R. Macciotta, D. Elwood, H. Lan, T. Vietor:* MB Experiment: Evaluation of the Mont Terri Mine-By response: Part 1: Interpretation of results and observations, Part 2: Summary of the instrumentation results, Mont Terri Technical Report 2009-02, 108 pp., 2015.

[2] *D. Jaeggi, C. Nussbaum T. Vietor: MB Experiment:* Visualization of EDZ-fractures around the MB niche by using the in-situ resin impregnation technique, Mont Terri Technical Note 2010-56, 28 pp., 2012.

[3] *P. Bossart:* Excavation of the EZ-A Niche. Analyses of the rock fall of 11 September 2003 and conclusions. 10 pp., 2003.

[4] *C. Nussbaum, P. Bossart, M. Piedevache, N. Badertscher:* EZ-A Experiment: Raw data report of the convergence and extensometer measurements, Mont Terri Technical Note 2004-08, 29 pp., 2004.

[5] *F. Burrus, B. Iljazi:* FE-A experiment: Realization of the FE-A start niche and consolidation of the MB niche, Mont Terri Technical Note 2011-15, 18 pp., 2012.

[6] *N. Badertscher, C. Girardin, C. Nussbaum:* SE-H Experiment: EDZ structural analyses of resin impregnated sections from BSE-3 overcores, Mont Terri Technical Note 2008-15, 24 pp., 2008.

[7] *D. Jaeggi, C. Nussbaum, A. Moeri, H. Shao, H. Mueller:* WS-H experiment: overcoring and structural analyses of the resinimpregnated BHG-B11 overcore under plane and UV light, Mont Terri Technical Note 2010-32, 24 pp., 2010.

[8] *N. Kupferschmied, K.M. Wild, F. Amann, C. Nussbaum, D. Jaeggi, N. Badertscher:* Time-dependent fracture formation around a borehole in a clay shale, Int. J. Rock. Mech. Min. Sci. 77, 105–114, http://dx.doi.org/10.1016/j.ijrmms.2015.03.027, 2015.

[9] *P. Blümling, F. Bernier, P. Lebon, C.D. Martin:* The excavation damaged zone in clay formations time-dependent behaviour and influence on performance assessment, Physics and Chemistry of the Earth 32, 588–599, http://dx.doi.org/10.1016/j.pce.2006.04.034, 2007.

[10] *V. Labiouse, T. Vietor:* Laboratory and in situ simulation tests of the excavation damaged zone around galleries in Opalinus Clay, Rock Mech. Rock Eng. 47, 57–70, http://dx.doi.org/10.1007/s00603-013-0389-4, 2014.

[11] *J.T. Birkholzer, C.-F. Tsang, A.E. Bond, J.A. Hudson, L. Jing, O. Stephansson:* 25 years of DECOVALEX – Scientific advances and lessons learned from an international research collab-

oration in coupled subsurface processes, Int. J. Rock Mech. Min. Sci. 122, https://doi.org/10.1016/j.ijrmms.2019.03.015, 2019.

[12] *L.F. Orellana, M.M. Scuderi, C. Collettini, M. Violay:* Frictional properties of Opalinus Clay: Implications for nuclear waste storage, JGR, Solid Earth, https://doi.org/10.1002/2017JB014931, 2017.

[13] *T. Kneuker, J. Hammer, H. Shao, K. Schuster, M. Furche, G. Zulauf:* Microstructure and composition of brittle faults in claystones of the Mont Terri rock laboratory (Switzerland): New data from petrographic studies, geophysical borehole logging and permeability tests, Engineering Geology 231, 139–156, http://dx.doi.org/10.1016/j.enggeo.2017.10.016, 2017.

[14] *Y. Le Gonidec, J. Sarout, J. Wassermann, C. Nussbaum:* Damage initiation and propagation assessed from stress-induced microseismic events during a mine-by test in the Opalinus Clay, Geophys. J. Int. 198, 126–139, https://doi.org/10.1093/gji/ggu122, 2014.

[15] *J.C. Mayor, J.L. García-Siñeriz, M. Velasco, et al.:* Ventilation experiment in Opalinus Clay for the disposal of radioactive waste in underground repositories, in P. Bossart, C. Nussbaum (eds.), Mont Terri Project – Heater Experiment, Engineered Barriers Emplacement and Ventilation Tests. – Rep. Swiss Geol. Surv. 1, 181–237, 2007.

[16] *C.F. Tsang, J.D. Barnichon, J. Birkholzer, X.L. Li, H.H. Liu, X. Sillen:* Coupled thermo-hydro-mechanical processes in the near field of a high-level radioactive waste repository in clay formations, Int. J. Rock Mech. Min. Sci. 49, 31–44, https://doi.org/10.1016/j.ijrmms.2011.09.015, 2012.

[17] *P. Walter:* Environmental degradation of Opalinus Clay with cyclic variations in relative humidity, M. Sc. thesis, Department of Earth Sciences, ETH Zurich, 101 pp., 2015.

[18] *T. Backers, O. Stephansson, E. Rybacki:* Rock fracture toughness testing in Mode II – punch-through shear test, Int. J. Rock Mech. Min. Sci 39(6), 755–769, https://doi.org/10.1016/S1365-1609(02)00066-7, 2002.

[19] *S. Valente, C. Fidelibus, S. Loew, M. Cravero, G. Iabichino, F. Barpi,* Analysis of fracture mechanics tests on Opalinus Clay, Rock Mech. Rock Eng. 45, 767–779, https://doi.org/10.1007/s00603-012-0225-2, 2012.

[20] *A. Aminzadeh, M. Ziegler, N. Dutler, A. Fahimifar, S. Loew,* The effect of saturation level on the fracture toughness and fracture surface morphology of Opalinus clay shale, in prep.

[21] *T. Renz, M. Ziegler, S. Loew, E. Saraiva:* PF Experiment – Progressive evolution of structurally controlled overbreaks, Mont Terri Technical Meeting, 5–6 February, 2019.

Mont Terri FS-B experiment: Imaging the long term loss of faulted host rock integrity

Author und Co-author(s)	Yves Guglielmi[1)] & Christophe Nussbaum[2)]
Institution	[1)] Lawrence Berkeley National Laboratory, USA, [2)] swisstopo
Address	Seftigenstrasse 264, 3084 Wabern
Phone, E-mail, Internet address	+ 41 79 307 22 35, christophe.nussbaum@swisstopo.ch
Duration of the Project	4 years (2018–2021)

ABSTRACT

Understanding fault reactivation due to pressure and stress changes, the possible formation of permeable pathways, and their potential long-term sealing and healing are critical in assessing the performance of radioactive waste repositories in claystone formations. Since 2015, two semi-controlled fault activation experiments called FS, CS-D have been conducted in a fault zone intersecting the Opalinus Clay at 300 m depth in the Mont Terri rock laboratory.

In 2015, the FS injections conducted in five borehole intervals set at different locations within the fault zone showed that injected fluids can only penetrate the fault when the injection pressure equals the clamping stress on the fault, in which case they trigger complex opening and slip behavior on different structures inside the three meter thick fault zone. One key finding is that initially very low permeability of the fault increases strongly at rupture. The FS experiments gave valuable insights into the spatial extent of the hydraulic perturbation and its evolution after the initial activation event. During the fault activations in 2015, poroelastic stress transfer was observed in a large volume around the rupture patch, producing pore pressure drops of ~4×10^{-4}MPa in the host rock up to 20 m away from the ruptured fault patch. Since then, the pressure in the ruptured patch did not recover, remaining ~0.45 MPa below its initial value. This result suggests a modification of the fault zone hydrogeological response clearly related to irreversible changes in the fault pore pressure caused by the activation.

In 2019, installation of the FS-B experiment started with an extensive characterization programme of cored boreholes drilled parallel and across the Main Fault core. This characterization covered a large 100 m scale fault zone volume including the volume of the earlier 2015 experiments. New types of measurements were added to track the long-term leakage in the fault, including additional pore pressure monitoring, injected water geochemical tracing, distributed strain monitoring using DSS, DTS and DAS optical fibers cemented behind casing, and time-lapse three-dimensional cross-hole active seismic imaging across the fault zone. In May and June of 2019, prior to the actual fault activations planned in FS-B experiment, the exhaustive multi-parameter monitoring network captured significant pore pressure changes coupled to fault displacements triggered by ongoing excavation work for a new gallery. The hydromechanical response of a fault ~ 50 m away from an excavation, thus at distances significantly further than a few tunnel diameters, is of crucial importance in assessing the long term loss of faulted host rock integrity.

Project goals

The FS-B experiment is funded and supported by the partners of the Mont Terri Project BGR, Chevron, DOE/LBNL, ENSI, ETH, IRSN, JAEA, swisstopo, TOTAL and two external research sponsors SHELL (Agreement No. CW241208) and CCP4 consortia (Agreement No. CW2176928).

The FS-B experiment aims at imaging long-term fluid flow as well as permeability and stress variations through a ruptured minor fault zone to assess the performance of deep geological disposal of radioactive waste in claystone formations. FS-B aims at improving the knowledge on the following fundamental issues related to fault reactivation:

- Evolution of fault permeability during and after activation. Short-term «dynamic» effects related to fault movement as well as long-term post slip effects related to healing and sealing will be explored.
- Effects on permeability of cyclic loading characteristics. For example, how does the length of inactive periods impact the permeability evolution of the fault?
- Imaging the relationships between rupture patch, leakage patch and seismicity. It is observed that only a fraction of the rupture is seismic. It is also estimated that fluid flow in a fault can develop through channeling rather than a large invasion of the fault surface, thus flowpaths and rupture areas are suspected to be of different geometries. Through repeated active seismic imaging, this project will aim at bringing new information about the different critical dimensions that condition fault leakage and induced seismicity.
- Testing new monitoring methods to detect fault leakage. We will combine two new approaches, direct fault displacement monitoring with SIMFIP tools and active seismic imaging with the CASSM system.

The project is divided in 4 tasks: Task 1 – Project management and planning; Task 2 - Pre-activation fault characterisation; Task 3 - Monitoring repeated activation cycles; Task 4 - Data analyses and geomechanical modelling. Here we report on the work completed during 2018 and 2019, which has mainly been dedicated to the installation of the experiment and the fault characterisation (Task 2).

This report benefits from the contributions from the LBNL team composed of Jonathan Ajo-Franklin, Paul Cook, Tom Daley, Pierre Jeanne, Pierpaolo Marchesini, Alejandro Morales, Michelle Robertson, Jonny Rutqvist, Florian Soom, Todd Wood, from the ETH Zürich (SED) team composed of Antonio Pio-Rinaldi, Alba Zappone and Melchior Grab and from the Mont Terri swisstopo team composed of David Jaeggi, Senecio Schefer, Thierry Theurillat and Paul Bossart.

Work carried out and results obtained

Pre-activation fault characterization

The SIMFIP probe installed at the end of October 2018 across the Main Fault zone in BCS-D7 borehole has been permanently running since installation. Figure 1 shows the borehole array. Pressures and displacements tend to steady state after about three months of monitoring. This means that the instrument and the SIMFIP chamber pressure is getting to an equilibrium with the formation pressure. Such a long duration to reach equilibrium is normal in such a low permeability rock. Results show how the complex equilibrium between borehole pressure and formation pressure may be reached through a several-months-long stress relaxation accommodated by slip and dilation on the fault fractures.

Distributed strains fibers (DSS, DTS and DAS) have been cemented behind the casing of all the inclined wells. Installation has taken place from November 2018 to January 2019.

Small injections have been conducted in February 2019. They give a first estimate of the fault trans-

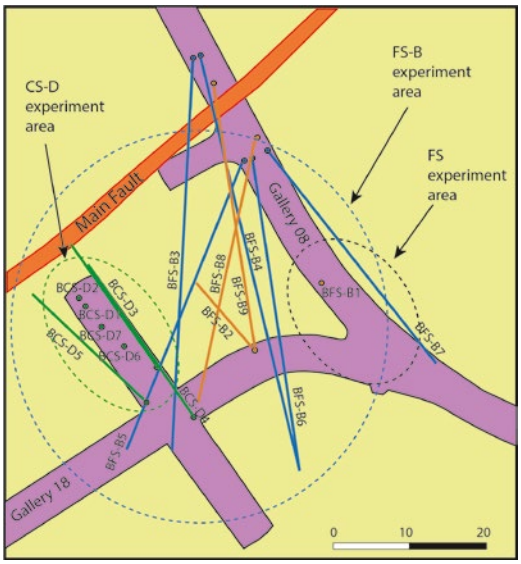


Figure 1: *Site map of the borehole array. The borehole of the CS-D experiment are in green and those of the FS-B experiment are in blue. The four boreholes drawn in orange will be drilled in 2020. Area of the FS, CS-D and FS-B experiments are indicated.*

missivity of the order of 10^{-12} m²/s (it corresponds to an initial fault permeability of about 10^{-20}m²) which is in reasonable accordance with previous estimations. Injection tests have continued during March and April 2019. A strong heterogeneity of pore pressures is observed between the different measurement intervals in and outside the fault zone. Current work is about better understanding whether this is an instrumental issue or an intrinsic characteristic of the fault initial pore pressure.

From May to June 15th 2019, we have taken the opportunity of the excavation breakthrough of the Gallery 18 that occurred at about 30 to 50 m from the FS-B boreholes to test the DSS, DST and SIMFIP responses. The SIMFIP captured the fault reactivation induced by the excavation, which significantly affected the measurements. These data are currently being analysed and will provide highly interesting information about the fault hydromechanical response to a remote total stress variation.

The CASSM active seismic monitoring array (sources and sensors for the five inclined FS-B wells) has been assembled and bench-tested at LBNL during spring 2019. Deployment has been done in November 2019.

After the gallery excavation period, we have started a very low flowrate injection in collaboration with the ETH colleagues (Switzerland). Injection of a CO_2 brine has started on June 11th, and it is still on going. Injection flowrate is about 0.025 ml/min, and injection pressure is about 4.8 MPa. Injection takes place in one of the CS-D experiment boreholes, which is located about 4 m away from the SIMFIP hole. Surrounding the injection a localized pressure, active and passive microseismic monitoring is conducted by ETH. This first limited volume injection is taken as a feasibility test to refine the injection protocol of the DOE-CASSM project.

Background: The FS-B experiment will take place across the Mont Terri Main Fault close to the location of the previous FS experiment to benefit from all the existing geomechanical characterizations conducted during the first pilot. The first step is to assemble and test the instruments at LBNL. The CASSM deployment included 24 piezoelectric sources (3 arrays of 8 sources), 44 hydrophones (2 arrays of 22 receivers), and 10 3-component accelerometers (2 per well). These seismic sensors have been deployed inside the cased inclined FS-B boreholes. In addition, the inclined boreholes have been instrumented with fiber optic Distributed Acoustic Sensors (DAS), fiber optic distributed strain sensors (DSS), and fiber optic temperature sensors (DTS) cemented behind casing. A background monitoring dataset is currently continuously collected until the first activation start in March 2020.

Installation works

A – SIMFIP probe installation

A SIMFIP probe has been designed for long term monitoring of fault hydromechanical variations around repository sites. Since October 2018, a SIMFIP probe has been installed in a vertical borehole (BCS-D7) at a depth of 22 m below the galleries. It is straddling the entire fault thickness (Figure 2 a-to-d). In details (Figure 2 b and c), the fault contains complex geological structures characterized by (i) a high density of fractures with orientations mainly ranging from N30 to N70, dipping 20 to 60° SE, and by (ii) thick lenses of «scaly» fabric where «the rock splits progressively into smaller fish-like flakes». The fault zone is bounded by two major fault planes, respectively at 21.15 and 26.15 m (Figure 2 c).

In order to monitor the hydromechanical behavior of the entire fault zone, a 6.3 m long SIMFIP interval has been designed, sealed by two 0.9 m long inflatable packers (Figure 2 d). In this configuration, the SIMFIP sensor is measuring the relative

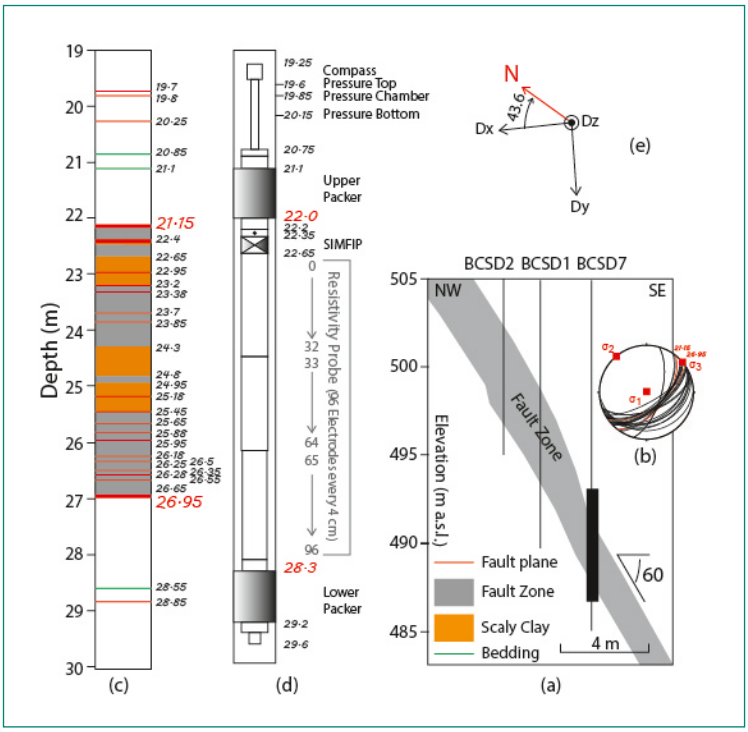


Figure 2: *(a) SIMFIP probe installation across the Main Fault (black rectangle in borehole BCSD7). (b) Stereographic projection of the Main Fault fractures (state of stress is plotted in red). (c) Detailed log of the borehole Main Fault structures. (d) Plan of the SIMFIP probe. (e) Orientation of the (Dx, Dy, Dz) relative displacements of the upper packer (the lower packer considered fixed).*

displacement of the upper packer, the lower packer considered fixed. Thus, the packers play two roles, sealing the interval to isolate fault zone pore pressure variations and anchoring the SIMFIP to measure the displacement of the fault hanging wall relative to the foot wall. A compass set above the upper packer allows orienting the displacement measurements. Borehole pressures are monitored below the lower packer (Pressure bottom), between the packers (Pressure chamber) and above the upper packer (Pressure Top). Finally, water resistivity electrodes have been distributed every 4 cm along the entire length of the SIMFIP chamber in order to localize where eventual leaks could occur from the fault zone into the borehole. We assume that for example dissolved gas leak would slightly change the formation water resistivity, enough to be detected by the resistivity probe. An experiment will be made to test this setting by injecting dissolved CO_2 in the fault zone from borehole BCS-D1 (Figure 2 a) while monitoring at the SIMFIP hole (Other gas could eventually be tested too in future steps).

B – Installation of the distributed fiber optical strain, temperature and acoustic sensors (DSS, DTS and DAS)

From November 2018 to January 2019, the five inclined boreholes dedicated to the distributed strain monitoring and to the passive seismic monitoring have been drilled. Each borehole is PVC cased with fiber optics sealed behind casing. Installation of the CASSM should not be until April 2019. Three of the five inclined FS-B monitoring wells were drilled and cored in November and December of this quarter, then optically scanned and logged for depth before cementing fiber cables behind PVC casing (see figures below for details). This completed 1 of 3 wells in the hanging wall and 2 of 2 wells in the footwall of the Main Fault. The two remaining wells have been drilled in January 2019. As mentioned previously, fiber optic cables were installed behind casing in all wells. The cables are hybrid, combining single-mode (SMx6) as well as multi-mode (MMx6) fibers, thus enabling the combination of DTS, DSS, and DAS while keeping several fibers of each modality in reserve in case of deployment damage. The SM and MM fibers are also designed to be a continuous loop, thus allowing Brillouin DSS (BOTDA) and double-ended DTS corrections to improve temperature accuracy.

C – Installation of the active source array (CASSM)

Installation of the CASSM sources, custom accelerometer packages, and the two hydrophone arrays has been conducted in November 2019 in the FS-B inclined wells (Figure 3).

In short summary, the following actions have been completed:

- Source and sensor arrays installed in boreholes BFS-B3, B4, B5, B6, B7
- Cabling run in trenches from boreholes to uphole interface box
- Final channel mapping from uphole interface box to each recording unit (Geode, VibBox)
- Software interface testing/verification; remote login/control access enabled
- *Wetting-up of boreholes B3-B7 with Pearson water*
- Initial testing of CASSM sources, accelerometer sensors and hydrophone arrays, initial state-of-health analysis. Tests involved cycling sequentially through each of the 24 CASSM sources and recording data on both the Geodes and VBox.

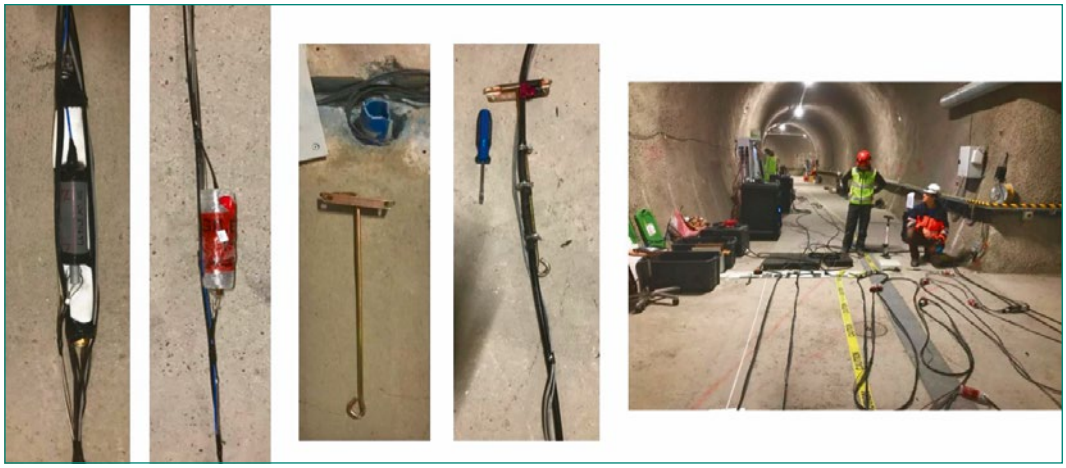


Figure 3: *In the Gallery setting up the 5 borehole arrays - 24 sources and 6 accelerometers on 3 source arrays, and 44 hydrophones and 4 accelerometers on 2 receiver arrays.*

Preliminary analyses of the SIMFIP long-term signals show how the complex equilibrium between borehole pressure and formation pressure may be reached through a several months long stress relaxation accommodated by slip and dilation on the fault fractures. Figure 4 shows a conceptual model that summarizes the complex hydromechanical processes that may occur during the period of equilibrium between the SIMFIP borehole and the fault zone.

We have monitored the excavation of the Gallery 18 from May 15th to June 15th, 2019 on the SIMFIP and on all the DSS fibers using an OptiSens distributed strain interrogator set for continuous recording on the FS-B inclined well fiber loop. The recorded hydromechanical response of a fault ~ 50 m away from an excavation, thus at distances significantly further than a few tunnel diameters, is of crucial importance in assessing the long term loss of faulted host rock integrity.

Figure 5 shows the SIMFIP displacement and pressure variation induced by the gallery breakthrough that occurred on May 27, 2019. The effects of the gallery excavation were recorded while the excavation front was about 50 m away from the SIMFIP. Following breakthrough, a large irreversible displacement is observed showing that an irreversible reactivation of the fault was induced by the excavation. We are now currently checking the data quality, collecting data from all the surrounding pressure and seismic measurements to better characterize this activation period. It is the first time such a fault activation by a remote stress transfer effect is recorded.

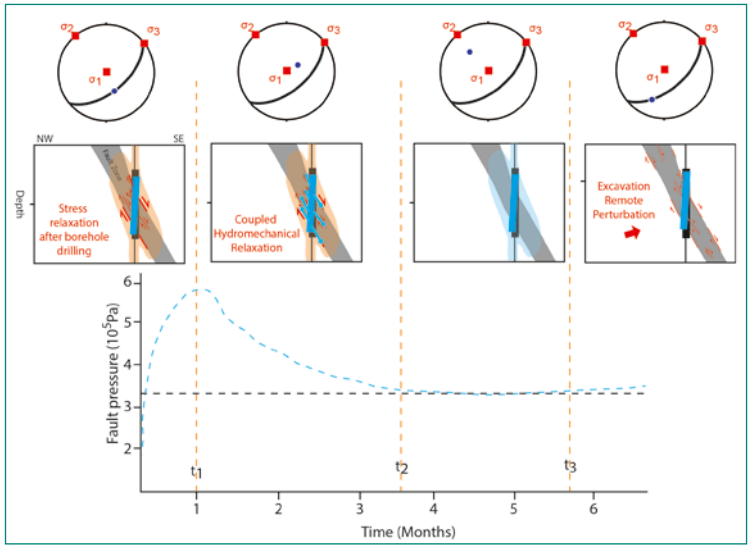


Figure 4: *Conceptual evolution of the SIMFIP borehole during the period of equilibrium following SIMFIP deployment. First month is showing a chamber pressure increase related to borehole post-drilling relaxation favoured by shear along the pre-existing fault structures. From t1 to t2 (estimated to 1 to 3.5 months after installation), pressure decrease is related to diffusion from the borehole into the rock favoured by dilatant slip of fault structures. After t2 (3.5 months) and before t3 (5.8 months), chamber pressure is in equilibrium with fault pore pressure. After t3 (5.8 months), pressure start to increase because of poro-elastic stress transfer from the gallery excavation zone.*

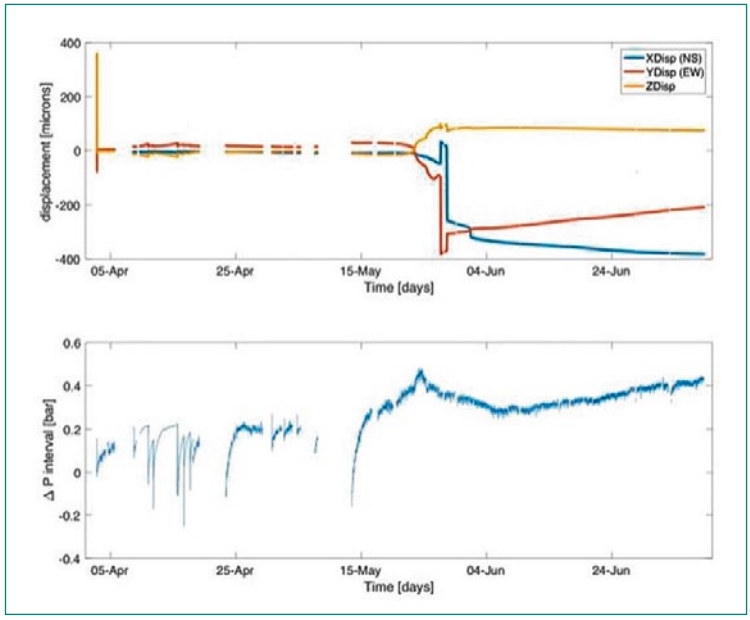


Figure 5: *Fault displacement and pore pressure variation triggered by the remote Gallery 18 excavation (SIMFIP measurement).*

National Cooperation

This project is realised with the national collaboration of ENSI, ETH Zürich (SED), EPFL, EA-WAG and swisstopo.

International Cooperation

The FS-B experiment is funded and supported by the partners of the Mont Terri Project BGR, Chevron, DOE/LBNL, IRSN, JAEA, TOTAL and two external research sponsors SHELL (Agreement No. CW241208) and CCP4 consortia (Agreement No. CW2176928). ENSI and swisstopo as Swiss organisations contribute also as funding partners to the FS-B experiment.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

Fault pressure activation with water (FS-B experiment) and CO_2 injection (CS-D experiment, injection started in June 2019) will be conducted in two different boreholes, BFS-B2 and BCS-D7, respectively. About 15 m away from the CO_2 injection well, water will be injected into BFS-B2 (presumably from March 2020) within the Main Fault at the

fault opening pressure of 4.2±0.2MPa, thereby activating the fault and causing fault slip. Water activation pulses will alternate with CO_2 leakage periods. The key idea is that the activation patch caused by water pressurization will eventually reach the CO_2 injection hole. Thus, repeat CO_2 injections between the activation periods will elucidate the evolution of the fault leakage potential, before and after activation. In the last period of the FS-B experiment, the fault will be activated with water + sealant to test (1) the performance of the sealant, and (2) the ability of the sealant to enhance the seismic response and provide better resolution of the induced fracture morphology. CASSM will be repeated with time during the entire duration of the experiment. CASSM sensors will be used for active-source monitoring. First FS-B injections should start in March 2020.

Presentations/Publications

- *J. Birkholzer, Y. Guglielmi, P. Jeanne, J. Rutqvist, C. Nussbaum* (2018). Can Induced Seismicity Cause Fault Leakage and How Does It Evolve with Time? Analysis of Repeated Controlled-Injection Fault Reactivation Experiments at Mont Terri, Switzerland. Greenhouse Gas Control Technologies (GHGT) conference series, 21 – 26 Oct. 2018, Melbourne, Australia.
- *Y.Guglielmi, J. Birkholzer, F. Cappa and C. Nussbaum* (2018). T13B-04: Seismic Reactivation of a Velocity-Strengthening Clay-Rich Fault Zone: Are Laboratory Experiments a Good Enough Indicator of Field-Scale Behavior? AGU2018 Fall meeting, Washington.
- *F.Cappa, Y. Guglielmi, C. Nussbaum and J. Birkholzer* (2019). Pore Fluid Pressurization Causes Host Rock Fault Microseismicity and Leakage: FS and FS-B Experiments Hydro-Mechanical Modeling. Poster, Technical Meeting TM-37, 5–6 February 2019 in Porrentruy, Switzerland.
- *Y.Guglielmi, C. Nussbaum, P. Jeanne, J. Rutqvist, F. Cappa, and J. Birkholzer* (accepted to JGR in December 2019). Complexity of Fault Rupture and Fluid Leakage in Shale: Insights from a Controlled Fault Activation Experiment.
- *A. Zappone, A. P. Rinaldi, M. Grab, Q. Wenning, C. Roques, C. Madonna, A. Obermann, Y. Guglielmi, C. Nussbaum, S. Wiemer.* Fault sealing and caprock integrity for CO_2 storage: an in-situ injection experiment, paper that will be submitted to Solid Earth.
- *Y. Guglielmi, C. Nussbaum, J. Rutqvist, F. Cappa, P. Jeanne and J. Birkholzer* (under revision at GJI). Estimating Stress from Three-Dimensional Borehole Displacements Induced by Fluid Injection in Fractured or Faulted Shales.

Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay

Author und Co-author(s)	Lisa Winhausen, Kavan Khaledi, Pooya Hamdi, Mohammadreza Jalali, Florian Amann
Institution	RWTH Aachen
Address	Lochnerstrasse 4–20, Aachen, 52064, Germany
Phone, E-mail, Internet address	amann@lih.rwth-aachen.de
Duration of the Project	4 years

ABSTRACT

Development of a fully coupled hydro-mechanical (HM) constitute model is the key to predict the physical behaviour of Opalinus (OPA) Clay under various loading and unloading conditions. The key aspect of this project is to integrate existing and new HM-coupled laboratory/field experiments and numerical simulations to develop, implement and validate a constitutive model. In a first step, various methods to characterize the HM-coupled behaviour of Opalinus Clay have been considered and compared. Systematic permeability measurements, as an example, using three different measurement techniques, i. e. pressure oscillation, pulse decay, and pressure equilibration were conducted and their advantages and disadvantages were analysed. The analysis showed that all three methods deliver similar results. However, for the planned triaxial test series, which involves continuous changes in effective stress states within the specimens, the oscillation method are more convenient and may save testing time without compromising accuracy.

In addition to these preparatory tests, a comprehensive protocol for conducting HM-coupled triaxial tests was developed. Extensive laboratory tests will be conducted in the following years.

Moreover, a finite element research code was used to simulate the HM-B experiment as an initial step to develop the numerical model for Opalinus Clay. The model successfully replicated the observed, undrained and transient pore pressure response associated with overcoring of a pilot borehole that was equipped with a pressure transducer and tensiometer. The model suggests that unloading causes an instantaneous pore pressure drop. For a total pore pressure smaller than -100 kPa, the model showed a slight decrease in saturation degree likely associated with pore water cavitation.

Project Goals

Development of a fully coupled hydro-mechanical (HM) constitute model is the key to predict the physical behaviour of Opalinus Clay. For the development of such a constitutive model in the framework of this project, the following objectives are pursued:

- Integration of field test data (e.g., HM-B experiment) with existing and new HM-coupled laboratory experiments under various conditions, such as drained and undrained triaxial loading conditions
- Adaptation and optimization of proper HM characterization methods such as permeability measurement techniques to establish a prosperous experimental protocol
- Conducting a series of laboratory tests to determine the HM behaviour of Opalinus Clay under various loading and testing configurations considering material anisotropy
- Development and implementation of a constitutive model in a robust numerical code that can simulate the HM response of the Opalinus Clay
- Calibration, verification, and validation of the developed constitutive model with on-going laboratory and existing field experiments
- Identification and analysis of microstructural deformation mechanisms on the sheared Opalinus samples using BIB-SEM techniques

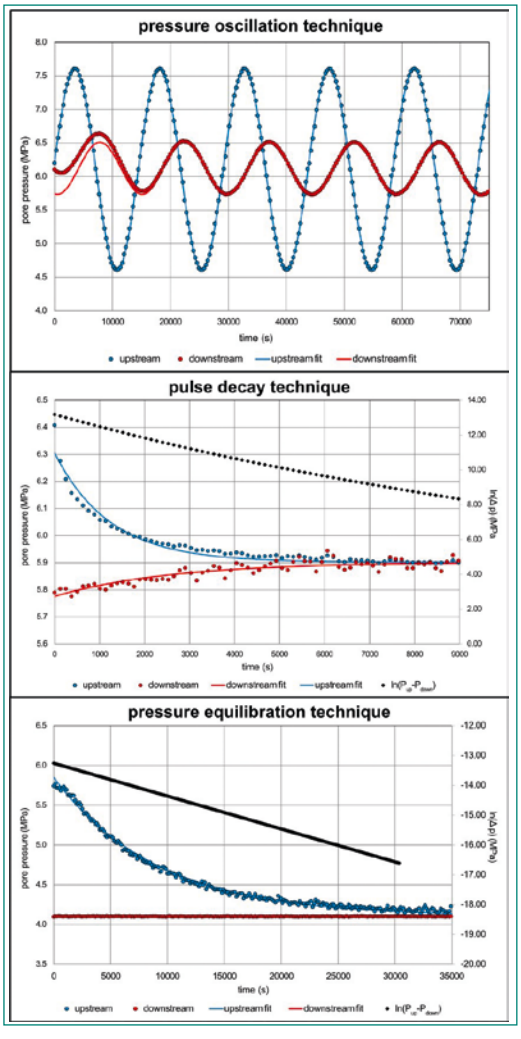


Figure 1: *Overview of different techniques to determine permeability from lab experiments: Pore pressure oscillation technique, pulse decay and pressure equilibration technique.*

Work Carried Out and Results Obtained

RWTH Aachen attempts to reach the abovementioned goals by conducting a series of laboratory experiments and numerical simulations, concurrently. A summary of the accomplished work and the obtained results are presented below:

Laboratory Experiments

HM-coupled laboratory tests will be performed which allow estimating changes in permeability with changing effective stress and increasing rock damage. This requires testing various methods for permeability estimation in a triaxial load cell. As a first step, laboratory testing of Opalinus Clay was performed in flow cells under varying effective stresses to determine the hydraulic parameters, i. e. permeability and storativity. Therefore, we compared three different transient techniques to estimate permeability and to assess the advantages and disadvantages of each technique with the purpose of integration into the subsequent hydro-mechanically coupled experiments. These tests were performed on a cylindrical plug with 36.5 mm in diameter and a length of 24 mm. The bedding plane orientation was parallel to the flow direction. Artificial pore water representing the in situ pore water chemistry was utilized (Mäder, 2011).

The pore pressure oscillation technique was performed by applying a sinusoidal pressure signal at the upstream side of the sample bottom (Kranz et al. 1990; Bernabé et al. 2006). This signal was defined by an amplitude oscillating around a fixed mean pressure and a specific frequency. At the top, the attenuated and phase-shifted downstream pressure response was recorded. Both amplitude ratio and phase shift of up- and downstream signals were used to calculate permeability and storativity. The second method is the pulse decay technique, in which a sudden increase in pressure was applied at one side of the sample (Brace, 1968). The transient pressure equilibration curves of both up and downstream sides were used to calculate the permeability of the sample (Ghanizadeh et al.

2014). For the third permeability testing technique, we used the pore pressure transmission curve at one side while applying constant pressure at the opposite side of the sample (Metawally&Sondergeld, 2011). Data processing for all methods included curve fitting by the least-squared difference approach (Figure. 1).

All methods used in this study showed consistent permeability values in the range of 5 to 8.5×10^{-21} m² at 24 MPa effective stress. Pore pressure oscillation tests were performed at varying oscillation periods from 1.1 to 12 hours. Permeability values range between 5.66 to 8.5×10^{-21} m² for all frequencies and show a small increase towards higher frequencies. The applied amplitudes (5 %, 10 %, and 25 % of mean pore pressure) show no difference in permeability values for all methods used. Effective stress influences permeability only below 6 MPa. However, this trend is more visible with the pulse decay tests.

In conclusion, all methods are applicable to determine the permeability of Opalinus Clay. In terms of experimental time, all methods require similar testing durations. Pulse decay and pore pressure transmission technique benefit from their simple testing procedure. However, they require leak tightness of the system and pore pressure equilibration within the sample. The pore pressure oscillation method depends on a precise sinusoidal pressure generator but allows for continuous measurements. This becomes especially beneficial when changing experimental conditions as confining pressure or differential pressure are anticipated. For this reason, the oscillation method is considered for upcoming HM-coupled tests.

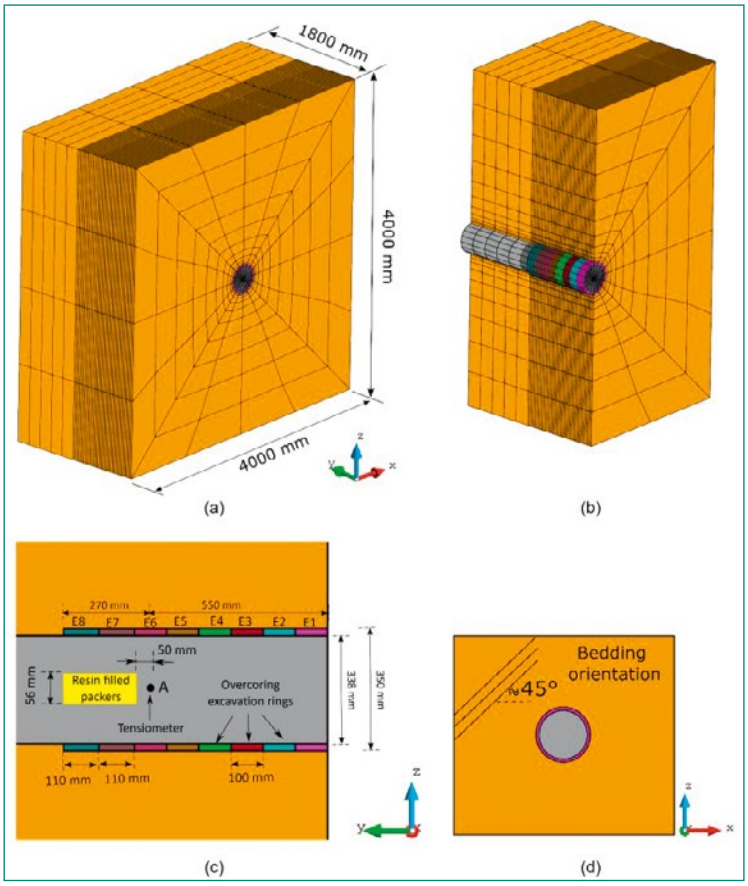


Figure 2: *(a) the geometry and mesh of the model; (b) a cross-section of the model in YZ-plane showing the layout of the core and the excavation rings; (c) side-view of the model showing the location of the tensiometer; (d) front-view of the model showing the bedding orientation*

Numerical Simulation

The simulation of HM-B experiment is the first step in the development of constitutive model for Opalinus clay to address the following mechanisms:

- Identifying the key factors governing the pore pressure dissipation and unloading-induced pore pressure drop in tunnel excavations
- Explaining the mechanism of pore water pressure development in front of a micro-tunnel excavated in Opalinus clay

The HM-B experiment was conducted from early 2016 until November 2017 in the shaly facies of the Opalinus Clay in the northwestern part of the Mont Terri URL (i.e. between Security Gallery and Gallery 98). The main objective of the experiment was to understand the pore pressure response around an underground excavation focusing on pore pressures that may drop below atmospheric pressure (i.e. suction). All details regarding the test procedure and the obtained results can be found in (Leetry&Rösli, 2017; Leetry&Rösli, 2018). This experiment provides an insight into the basic HM-coupled processes taking place around the tunnels excavated in clay formations. In this study, a 3D finite element model of the overcoring process was employed to describe the unloading-induced pore pressure drop observed in the HM-B experiment and the transient pore pressure dissipation. Modelling was performed with the finite element code «Code-Bright» developed by the Geotechnical Engineering Department of the Technical University of Catalonia.

Figures 2a and 2b show the geometry and the finite element discretization of the overcoring model. As shown, the total size of the model was 4 m×4 m×1.8 m. In this model, the overcoring borehole has a diameter of 350 mm providing a core with a diameter of 338 mm. The model boundaries

were constrained in all directions (i.e. zero-displacement and no-flow boundaries). The initial pore pressure was set to 185 kPa according to the measured values prior to overcoring. An anisotropic initial stress state (σ_1 = 6 MPa, σ_2 = 4.5 MPa, σ_3 = 2.5 MPa) was considered with the minor principal stress oriented along the core axis. The initial porosity of the Opalinus Clay is assumed to be $\varnothing_0$=0.18, which results in an initial water content of 7 %–8 %. In addition, a transversely isotropic material model was used to describe the mechanical behaviour of the Opalinus Clay. The material parameters required for the numerical model are summarized in Table 1.

Table 1: *Material parameters utilized to simulate the HM-B experiment*

Description	Parameters	Value
Stiffness properties of Opalinus Clay	Young's Modulus E1 [MPa] Young's Modulus E2 [MPa] Poisson's Ratio ν_1 Poisson's Ratio ν_2 Shear Modulus G [MPa]	3000 1500 0.2 0.2 100
Properties of water	Bulk Modulus [MPa] Surface Tension [N/m]	2222 0.072
Intrinsic permeability of Opalinus Clay	Permeability κ_{11} [m²] Permeability κ_{22} [m²] Permeability κ_{33} [m²]	1e-18 4e-18 1e-20
Water retention curve (Van Genuchten model)	Parameter ρ_0 [MPa] Parameter λ	15.5 0.33

During the experiment, the negative excess pore pressure (or capillary suction) induced by overcoring was measured by using a tensiometer. The details regarding the location of the tensiometer and the arrangement of the excavation segments are shown in Figure 2c. According to the data measured during the HM-B experiment, the changes in pore water pressure are negligible when the distance between the overcoring borehole and the tensiometer (i.e. point A in Figure 2c) is more than 500 mm. Therefore, in the presented model, the focus was on the hydro-mechanical processes, which take place close to the sensor location. Therefore, the total drilling distance considered in this numerical model is 820 mm (i.e. 550 mm ahead of the sensor location and 270 mm behind the sensor location). Accordingly, the drilling process was modelled in eight steps by gradually removing the excavation rings as shown in Figure 2c (i.e. the elements E1 to E8). On the other hand, the total excavation time for this numerical model was assumed to be 58 minutes, which leads to a similar drilling speed applied in the experiment. Figure 2d shows the orientation of bedding planes with respect to the core axis. As depicted in this figure, the bedding planes are almost parallel to the core axis with a dip angle of 45°. During the drilling phase, the hydraulic boundary conditions were modified at those areas, which are excavated. For this reason, during each excavation step, a constant fluid pressure of 0.1 MPa was applied to the boundaries of the excavated ring, indicating a connection to the tunnel atmosphere. When the last segment was excavated, all the conditions are kept unchanged for almost five hours. During this step, the changes of pore water pressure were calculated at the sensor location and the results are compared to the field measurements.

Figure 3 shows how the pore water pressure along the borehole developed during the overcoring phase. The pore pressure in front of the excavation face increases when the drilling tool moves toward the tensiometer. Moreover, as depicted in Figure 4, the pore pressure distribution has an anisotropic pattern around the excavation zone. It is important to mention that the pore pressure inside the core and around the excavated region reduces to values less than atmospheric pressure. Under such a condition, a transition from a fully saturated state to a partially saturated state may take place when the confining pressure applied to the core rapidly drops to zero due to the excavation. Therefore, the effect of capillary suction on the HM response becomes important. The desaturation might be a result of cavitation or the presence of dissolved air in the liquid phase. Nevertheless, a slight desaturation of clay can considerably influence the pore pressure response. This is due to the fact that the existence of a small amount of gas in the pore spaces can significantly change the poroelastic properties of the material. In this numerical model, the suction-saturation relation is described by the Van Genuchten model. In addition, it was found that other hydro-mechanical factors such as drained bulk modulus, anisotropy ratio, bedding orientation, and permeability play an important role in controlling both deformation and pore water pressure within the experiment. Figure 5 presents the pressure response of the overcoring progress (Figure 5a) and compares the modeling results to the values obtained (Figure 5b) during the HM-B experiment. As shown, the pore pressure increased from 185 kPa to almost 360 kPa as the overcoring borehole approached the sensor location. This pressure increment started when the core bit was approximately 1.3 m ahead of suction probe location (~ 4 core bit diameters) and reached

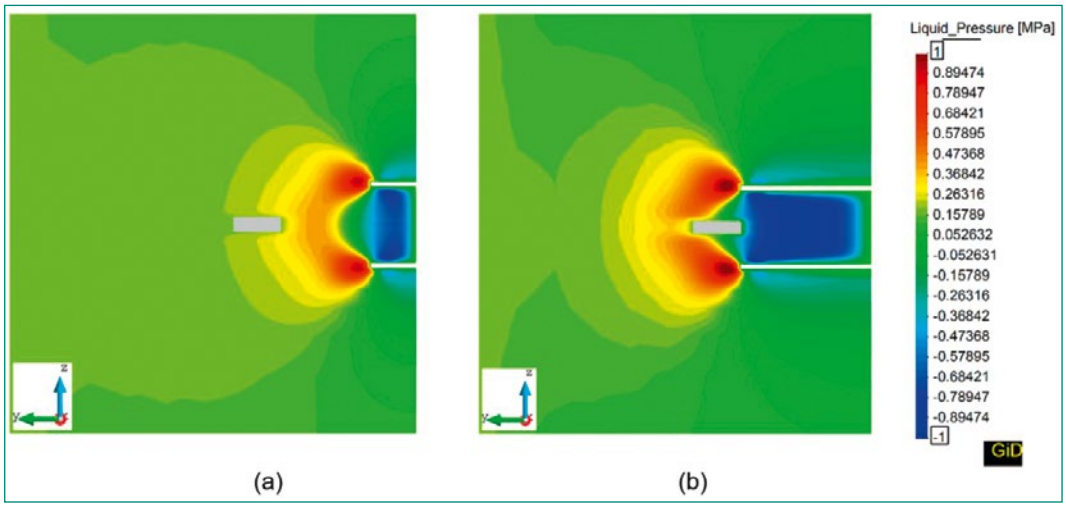


Figure 3: *(a) contour plot of pore water pressure in YZ- plane when the distance between the overcoring front and the tensiometer is 350 mm; (b) contour plot of pore water pressure in YZ- plane when the overcoring front reaches the tensiometer*

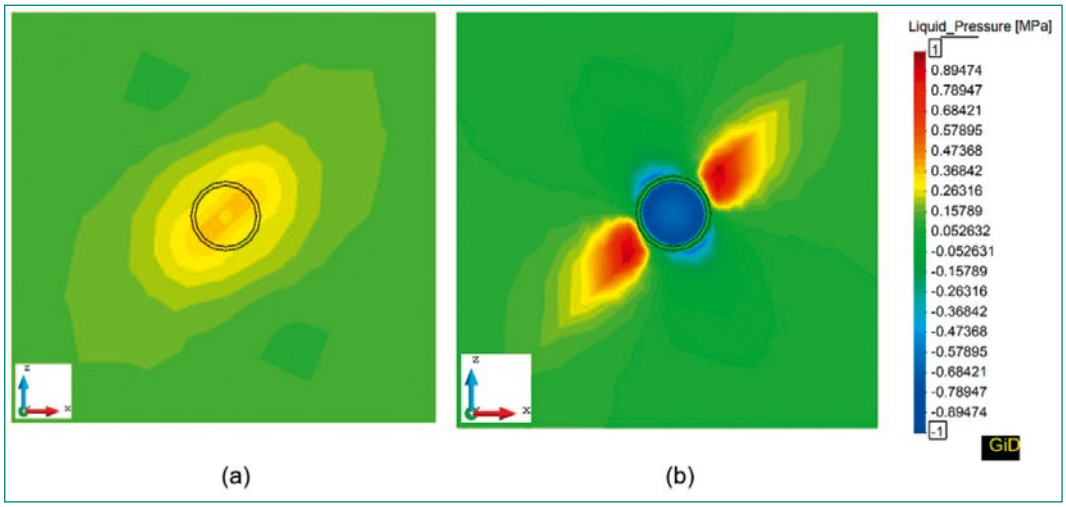


Figure 4: *(a) contour plot of pore water pressure in XZ- plane when the distance between the overcoring front and the tensiometer is 350 mm; (b) contour plot of pore water pressure in XZ- plane when the overcoring front reaches the tensiometer*

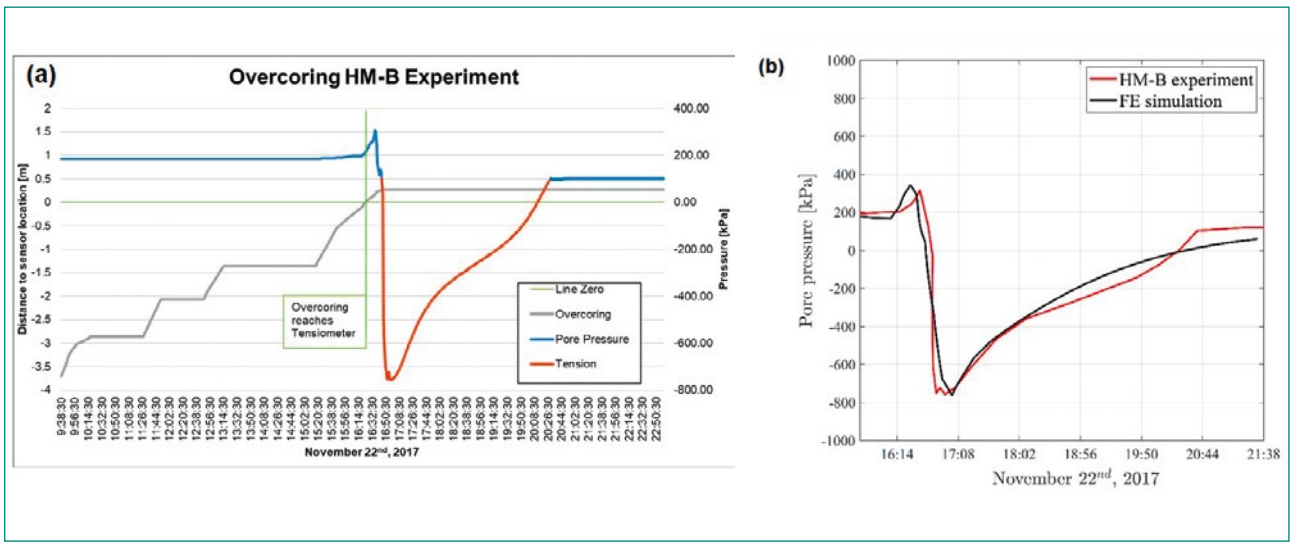


Figure 5: *(a) pressure signals and overcoring progress during the overcoring experiment on the 22.11.2017. (b) measured and modelled pore pressure evolution associated with overcoring*

a peak of 360 kPa as the overcoring was continued. With further advancement of the overcoring borehole, the pore pressure decreased rapidly from 360 kPa to atmospheric conditions and, after drilling was stopped, the suction probe indicated a further rapid and time-dependent pressure drop down to a value of –755 kPa. In the last step of modeling, all the conditions are kept constant for almost 5 hours. As depicted in figure 5, the pore pressure dissipates during this time and the recorded pressure increases to 100 kPa (i.e. the atmospheric condition).

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 corporate with 1) the Chair of Geology and Geochemistry of Petroleum and Coal of the RWTH Aachen University and 2). The Institute of Structural Geology, Tectonics and Geomechanics at the RWTH Aachen University.

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

Laboratory Experiments

Extensive HM-coupled laboratory experiments will be performed in a climate chamber at constant temperature and humidity conditions. Within this chamber, two triaxial cells can be used simultaneously to hydrostatically saturate and consolidate cylindrical Opalinus Clay specimens with diameters of 30 mm and lengths of 60 mm. For subsequent shearing, the cell is placed under a load frame with a maximum load of 100 kN. Sample deformation is measured using three axial LVDTs and a chain or radial LVDTs, respectively. High-precision pumps allow for accurate backflow measurements of both pore pressure and confining pressure.

Preliminary tests have been conducted for machine calibration. Consolidated, undrained triaxial tests will start end of 2019 and the full testing series continues in 2020 and 2021. Additionally, preliminary triaxially deformed samples are currently under investigation for microstructural analysis. The combination of broad ion beam and scanning electron microscopy (BIB-SEM) allows for studying the deformation mechanisms during shearing.

Numerical Simulation

The modelling of the HM-B experiment will be finalized by the end of 2019. Further extensions of the constitutive model, in particular with respect to yielding and strength anisotropy are planned in 2020. In a first step, the resulting constitutive model will be calibrated and benchmarked against the conducted laboratory test results. In a final step, the constitutive model will be used to model an appropriate, existing in-situ experiment at the scale of a nuclear waste repository.

Publications

- *L. Winhausen, M. R. Jalali, A. Amann, F. Amann.* Water permeability estimation of the Opalinus Clay via different methods – Insights into a comparative experimental study. Geophysical Research Abstracts. EGU General Assembly, Vienna, Austria. 2019.
- *L. Winhausen, M. R. Jalali, A. Amann, F. Amann.* Water permeability experiments on OPA. Comparison of three different methods – first results. Poster contribution. Mont Terri Consortium, Annual Technical Meeting (TM-37), Porrentury, Switzerland. 2019.
- *L. Winhausen, M. R. Jalali, A. Amann, F. Amann.* Water permeability of Opalinus Clay determined by different methods – A comparative experimental study. Poster contribution «Tage der Standortauswahl» by BGE (Bundesgesellschaft für Endlagerung), Braunschweig, Germany. 2019

References

[1] *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.

[2] *Brace, W_F, J. B. Walsh, and W. T. Frangos.* «Permeability of granite under high pressure.» Journal of Geophysical research 73, no. 6 (1968): 2225–2236.

[3] *Ghanizadeh, Amin, Matus Gasparik, Alexandra Amann-Hildenbrand, Yves Gensterblum, and Bernhard M. Krooss.* «Experimental study of fluid transport processes in the matrix system of the European organicrich shales: I. Scandinavian Alum Shale.» Marine and Petroleum Geology 51 (2014): 79–99.

[4] *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.

[5] *Leetry, Y., Rösli U.* «HM-B Experiment: Saturation», Mont Terri project Technical Note 2017–70, October 2017

[6] *Leetry, Y., Rösli U.* «HM-B Experiment: Assistance during Overcoring» Mont Terri project Technical Note 2018-44, January 2018

[7] *Mäder, U.* «Recipe and preparation of a simplified artificial pore water for Opalinus Clay and Brown Dogger.» NAGRA AN (2011): 11–159.

[8] *Metwally, Yasser M., and Carl H. Sondergeld.* «Measuring low permeabilities of gas-sands and shales using a pressure transmission technique.» International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences 48, no. 7 (2011): 1135–1144.

Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel

Status update (Part 4)

Author und Co-author(s)	M. Ziegler, A. A. Lavasan, F. Christ, M. Schoen, S. Loew
Institution	ETH Zurich
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

The *Sanierungstunnel Belchen (STB)* project aims at a better understanding of in-situ swelling processes in the Opalinus Clay shale around tunnels excavated with a Tunnel Boring Machine (TBM). On the one hand, tunnel support systems have to be designed for possible swelling pressures or deformations caused by swelling ground. On the other hand, swelling is a self-sealing process, which is important for the long-term safety function of the Excavation Damage Zone (EDZ) around nuclear waste repository drifts. Rock swelling around tunnels depends on rock mineralogy, rock mass structure, availability and chemistry of water flow towards or along the tunnel, size, structure, and connectivity of the excavation damage zone, tunnel lining and drainage system, among other factors. In addition, swelling processes are time-dependent. In-situ monitoring system installation in the new Belchen highway tunnel began at the end of 2016 and were followed by rock drillings in 2017. In 2018, preliminary in-situ data analyses were carried out, together with laboratory investigations of rock water content and porosity and of the mechanical behavior of the gap grout. In 2019, we began to conduct laboratory swelling tests, mineralogical analyses, and numerical simulations to gain a comprehensive understanding of the swelling process in Opalinus Clay shale. This report aims at giving a status update, focusing on total pressure cell data, laboratory testing, and numerical simulations. In 2020, we will present and discuss our findings and conclusions from about 3.5 years of research.

Project status overview

The *Sanierungstunnel Belchen (STB)* offers the possibility to study swelling processes in-situ in a tunnel excavated with a Tunnel Boring Machine (TBM) in Opalinus Clay shale (OPA). Also future repository access galleries and waste emplacement drifts may be excavated with TBMs. OPA is a swellable rock formation (e.g., Huder and Amberg 1970, Steiner 1993, Hauber et al. 2005, and references cited therein). Support systems for underground openings in OPA have to be designed for possible swelling pressures or deformations caused by swelling. In addition, swelling is a self-sealing process, which is fundamental for the long-term safety function of the Excavation Damage Zone (EDZ) around nuclear waste repository drifts. The STB project started in 2016 and investigates the swelling process of Opalinus Clay Shale with a wide range of methods, including in-situ monitoring and testing, laboratory analyses, and numerical simulations. For a detailed introduction to the project and the applied methods the interested reader is forwarded to Ziegler and Loew (2017, 2018). The main goals are to investigate:

- Rock mass behavior of OPA in a TBM-excavated tunnel,
- Technical possibilities and limitations of geological/structural characterization and documentation in a TBM-excavated tunnel
- Short- and long-term system behavior of the rock mass and the tunnel lining system
- Rock mechanical and mineralogical properties of the OPA in the Belchen area, and
- Temporal and spatial in-situ swelling behavior of OPA.

Since May 2018, the Chair of Engineering Geology at ETH Zurich collaborates with the Chair of Soil Mechanics, Foundation Engineering and Environmental Geotechnics of Ruhr-University Bochum (RUB, Germany). Within subproject A5 at the Collaborative Research Centre 837 (Interaction Modelling in Mechanized Tunneling) at RUB, the focus is set on the hydromechanical (HM) behavior of over-consolidated clays for tunneling relevant HM boundary conditions. Considering the deformability of the tunnel support system (e.g., unsupported tunnels as well as flexible and rigid lining systems), HM swelling tests are planned for different volumetric boundary conditions using OPA samples drilled from the cross passage 5a of the new Belchen tunnel (e.g., free swelling, controlled volume and volume constant swelling tests) subjected to distinct saturation regimes (e.g., single-step with water and multi-step with vapor). Common volume constant or free swelling tests do not properly represent tunneling boundary conditions, since tunnel linings and gap grouts are deformable and influence stress distribution in the surrounding rock formation. Concerning the hydraulic aspects in the vicinity of the tunnel, both water flux induced by hydraulic gradient as well as diffusive flux due to the unloading-induced suction may occur in the near field of the tunnel. Therefore, vapor saturation (i.e., multi-step swelling test) is considered in the experimental program. Microscopic investigations (scanning electron microscopy [SEM], computed tomography [CT], and mercury intrusion porosimetry [MIP]) will complement macroscopic observations. Additionally, several numerical analyses are planned to simulate the monitored section in the new Belchen tunnel at 1384.5 m from South and its surroundings in order to better understand the local and global HM processes during tunnel excavation and long-term operational life of the tunnel in swelling rocks. Another focus is set on the anisotropy in swelling pressure development.

This report gives a status update, focusing on total pressure cell data and ongoing and planned laboratory swelling tests and HM numerical simulations of the rock mass and tunnel lining behavior in the measuring section of the new Belchen N2 highway tunnel.

Work carried out and results obtained

In-situ monitoring systems

In 2019, all in-situ monitoring datasets were downloaded on-site. All sensors are working and are recording, except one of the two Total Pressure Cells (TPC) vibrating wire data acquisition systems had a malfunction leading to a data gap between August and December 2019 and was reset. For an overview of the monitored rock and tunnel properties the reader is kindly referred to Ziegler and Loew (2017, 2018) and Renz et al. (2019).

It is of interest to show recordings of the TPCs, one of the primary datasets from the STB (Figure 1). The TPC sensors were installed at the end of 2016 in the outer lining system facing the Opalinus Clay formation and the annular gap grout (Ziegler and Loew, 2018; Renz et al., 2019). An annual tunnel air temperature variation of ΔT=10–14 °C between warmer summer and cooler winter months,

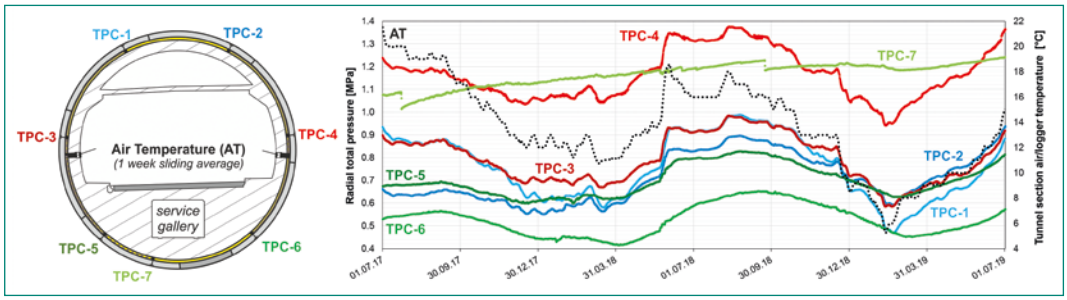


Figure 1: *(left) Sketch of the tunnel cross section (measuring section, MS) at Tm 1384.5 from South looking North showing the positions of the seven total pressure cells (TPC-1 to TPC-7) and the locations of two temperature sensors recording the tunnel air temperature. (right) Total pressure, together with air temperature, from July 2017 to July 2019.*

and an overall decreasing temperature of about 2–3 °C/year over a two year time span (July 2017 to July 2019) can be seen (black dotted line). Despite the fact that each sensor is corrected for its local temperature a clear dependence of the pressure signal on the tunnel temperature is identified for sensors TPC-1 to TPC-6 and may relate to thermomechanical deformation of the tunnel lining system. We hypothesize that the increase (decrease) in the tunnel's air temperature leads to a considerable increase in the lining's temperature and, thus, expansion (shrinkage) of the lining system, causing a reversible rise (reduction) in total pressure of measured $\Delta\sigma$=0.2–0.3 MPa. In contrast, TPC-7 seems not influenced by the changing temperature as much as the other pressure sensors, possibly because of its greater distance from the inner tunnel surface, i. e., it is more isolated (see tunnel cross section in Figure 1). Its temperature fluctuates about Δ3 °C/year, while it is Δ10 °C/year for TPC-3 (not shown), for instance. Despite the general cooling of the tunnel between 2017 and 2019, we recorded gently rising total pressures that may be related to convergence and swelling.

Swelling tests of Opalinus Clay Shale

In the first half of 2019, a first batch of intact (i.e., non-faulted) rock specimen for volume-constant swelling pressure tests were prepared. The samples were taken from boreholes CP1 and CP3 for tests with direction of swelling parallel and perpendicular to the rock's bedding (Ziegler and Loew 2018). In order that the samples sit tight and flush in the oedometer ring (cf., Pimentel 2015), we first saw-cut core pieces into smaller samples and then used a lathe to receive exact sample dimensions of D=50 mm (Figure 2a). Finally, the cut core discs were pressed into the oedometer rings (Figure 2b) and ground to level the oedometer ring height of 20 mm.

In the second half of 2019, a second batch of intact (i.e., non-faulted) specimen for free swelling tests (i.e., rock cubes of 30 mm edge lengths; Figure 2b) and samples to obtain the soil-water characteristic curve (SWCC; lathed cylindrical samples of D=30 mm and H=7 mm) were produced. In addition, we prepared OPA powder from remaining intact rock material for powder swelling tests to be compared with powdered material from fault zones (see below), where no cylindrical samples can be cut. The samples for the powder swelling test were first crushed by using a hydraulic press to reach a grain size <4 mm and then milled. From each core interval or sample we took material for qualitative and quantitative mineralogical analyses, focusing on swellable clay minerals, utilizing X-ray diffraction (XRD) and Rietveld analysis. It is of interest to test whether Opalinus Clay from fault zones, compared to intact material, has different swelling properties and behavior, and whether this is caused by possible differences in clay content and/or mineralogy (note that the impact of the rock structure on swelling behaviour cannot be as-

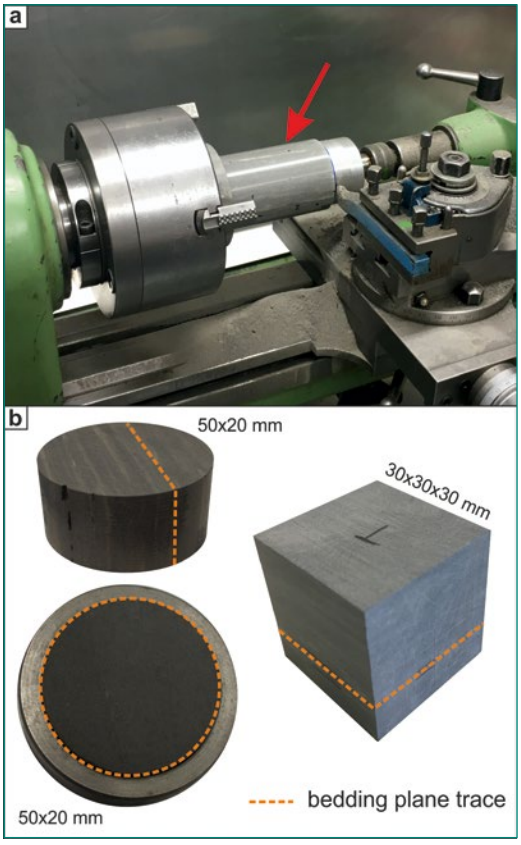


Figure 2: *(a) Opalinus Clay shale drill core sample mounted on a lathe to manufacture precise specimen diameters at ETH Zurich for oedometric swelling tests at RUB. (b) Lathed specimen for swelling tests with axial swelling direction parallel to bedding (upper left) and tightly inset in the oedometer ring with axial swelling direction perpendicular to bedding (lower left). Cubical specimen were prepared for free swelling tests (right). Photos: T. Renz.*

sessed with powder swelling tests). Thus, we took core samples from nine fault zones from boreholes CP1 to CP4. For the XRD analysis we crushed about 5 g to a grain size bellow 400 µm. Grained material was further milled with ethanol. After drying the milled samples in the oven at 65 °C, the powder was sieved through a 200 µm sieve. At the point of writing, the XRD analyses are ongoing.

Swelling pressure tests for constant volume conditions with samples (d=50 mm, h=20 mm) perpendicular as well as parallel to bedding direction were carried out using a high pressure swelling oedometer device at RUB. Samples were saturated from the bottom with 1 m water head (deionized water). The initial water content was measured to be around 5.7±0.3 % while the degree of saturation was around 90 %. According to the laboratory tests carried out at RUB, the swelling pressure after about 3 months parallel to bedding planes was about stable and in the range of 0.18 to 0.23 MPa, whereas swelling pressure perpendicular to bedding planes reached 1.1 to 1.9 MPa (Figure 3). Thereby, the swelling pressure perpendicular to bedding planes is approximately 5 to 10 times higher compared with the parallel direction to bedding planes. This highlights the significant level of anisotropic behavior of OPA upon hydration. Similar swelling pressure results were reported by, e. g., Vögtli and Bossart (1998). Additionally, a soil-water retention curve for constant volume conditions was determined. To ensure constant volume of the sample upon water uptake, rigid microcells were used (cf., Seiphoori et al. 2014). Samples with the diameter of 30 mm and height of 7 mm were saturated/dried starting from the in-situ degree of saturation. In order to control the relative humidity in the wetting and drying paths, desiccators with different oversaturated salt solutions were utilized. In the process of the test, the total suction of the samples was measured using a chilled-mirror hygrometer (Gee et al. 1992).

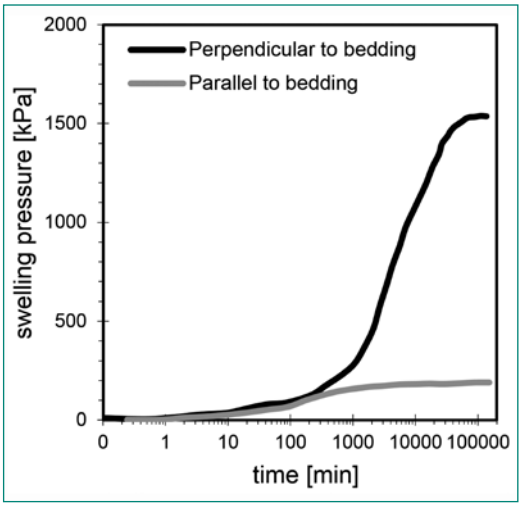


Figure 3: *Typical swelling pressure-time curve of Belchen Opalinus Clay shale specimen in radially confined (oedometric) setup and using deionized water for tests with the cylindrical specimen axis parallel to bedding and perpendicular to bedding.*

Hydromechanical numerical simulations

For the upcoming numerical analyses of the new Belchen highway tunnel, the Barcelona Basic Model (BBM; Alonso et al. 1990) in conjunction with the van Genuchten hydraulic model (van Genuchten 1980) was chosen as the constitutive law in order to represent the rock mass behavior during tunnel excavation and the monitoring period. The model parameters of the BBM were calibrated on the basis of triaxial tests performed on OPA samples of the shaly facies (see, e. g., Wild and Amann 2018a,b; cf., Zhang et al., 2007). The parameters of the hydraulic model were calibrated with the soil water retention curves of OPA and with the swelling test results of the parallel and perpendicular direction to the bedding planes. The parameters obtained from the calibration process were found to be in a good agreement with the parameter bandwidths available in the literature for OPA.

National Cooperation

ENSI provided the funding of the investigations in the new Belchen tunnel and cooperates with the ETH Zurich in the coordination of this research. We also greatly appreciate that the Federal Roads Office (FEDRO/ASTRA) allowed us to carry out these investigations. Tobias Renz (formerly ETH Zurich) and Marija Lukovic (ETH Zurich) carried out sample preparation works. We are grateful to Claudio Madonna and Thomas Mörgeli (Rock Physics and Mechanics Laboratory, ETH Zurich) for providing support during sample preparation. Likewise, we are thankful for the support of Michael Plötze (Institute for Geotechnical Engineering, ETH Zurich) and Lydia Zehnder (Institute of Geochemistry and Petrology, ETH Zurich) during sample preparation and analysis.

International Cooperation

The ETH Chair of Engineering Geology collaborates with the Chair of Soil Mechanics, Foundation Engineering and Environmental Geotechnics of Ruhr-University Bochum (RUB, Germany) on swelling tests of Opalinus Clay shale drilled from the cross passage 5a and on numerical simulations of

the short-term (i.e., excavation-induced) and long-term (e.g., swelling-induced) HM behavior of the monitoring section upon TBM excavation. The RUB Chair of Foundation Engineering, Soil and Rock Mechanics is a member of the Collaborative Research Centre 837 (Interaction Modelling in Mechanized Tunneling) funded by the German Research Foundation (DFG).

Assessment 2019 and Perspectives for 2020

In 2019, rock drill core specimen were selected from four boreholes and prepared for a range of swelling tests and mineralogical analyses, which are ongoing at RUB and ETHZ at present. Due to the discontinued dissertation works, a planned second round of in-situ hydraulic tests and some of the in-situ data interpretations could not be conducted or completed in 2019 and had to be postponed to 2020. Some of these works are additional works not included in the original plan.

In 2020, first swelling tests will be carried out using newly developed swelling pressure oedometer devices, which are capable of highly accurate control of allowed volumetric deformations to simulate a deformable tunnel lining. Furthermore, the volume controlled and volume constant swelling pressure tests will be carried out following a multi-step vapor saturation process. In addition, in order to better understand the anisotropic swelling process in faulted areas swelling tests with powdered OPA (from intact and faulted rocks) parallel and perpendicular to compaction direction are planned. Finally, some swelling tests with artifical porewater will be conducted and compared with the results from tests that used deionized water.

According to the important role of the EDZ in evaluation and assessment of the HM processes during and after tunnel excavation, the size and shape of the EDZ will be first analysed using a HM coupled 2D finite element (FE) model. In order to define the EDZ in the numerical model, the second gradient model, developed by Chambon et al. (2001) and extended from monophasic to biphasic porous medium (solid and fluid; Collin et al. 2006), will be used. Adopting this second gradient approach helps to assure a mesh-independent localization of shear bands around the tunnel. In addition to shape and size, the development of the EDZ over time due to creep and hydration is important for the proper evaluation of the swelling pressure. The generation of swelling pressure will be analysed by additional numerical analyses assuming different scenarios in terms of the probable HM interactions in the tunnel proximity. To consider the temporary variation of the permeability in the EDZ, different water retention models will be adopted in the simulations. Afterwards, the excavation of the new Belchen tunnel in the monitoring section will be modelled in 3D. Since the previously explained analyses are computationally very expensive, the obtained results from the 2D analyses will be first simplified/homogenized and then used for the 3D simulation. For the 3D simulation the EDZ will be considered as a zone with homogenized strength and hydraulic properties which fit to the results of the 2D analyses.

In 2020, we will present and assess the findings and conclusions from the about 3.5 years of research in and inspired by the new Belchen highway tunnel in a final research report. The installed monitoring systems in the new Belchen highway tunnel will be maintained and the research collaboration of ETH and RUB on rock swelling tests and numerical simulations continued.

Publications

Journal publications and conference contributions discussing the in-situ data (M. Ziegler et al.), laboratory swelling tests (F. Christ et al.), and numerical simulations (M. Schoen et al.) are planned for 2020.

References

[1] *Huder, J., Amberg, G.:* Quellung in Mergel, Opalinuston und Anhydrit. Schweizerische Bauzeitung 88, 975–980, 1970.

[2] *Steiner, W.:* Swelling rock in tunnels: rock characterization, effect of horizontal stresses and construction procedures. Int. J. Rock Mech. Min. Sci. & Geomech. Abstr. 30(4): 361–380, 1993.

[3] *Hauber, L., Jordan, P., Madsen, F., Nüesch, R., Vögtli, B.:* Tonminerale und Sulfate als Ursache für druckhaftes Verhalten von Gesteinen. Ursachen und Wirkungen des Quellvorganges. Research reports 4306.01 and 4306.02, ASTRA 1996/039, 2005.

[4] *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.

[5] *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.

[6] *Renz, T., Ziegler, M., Loew, S.:* Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. In-situ and laboratory data analyses (Part 3). 2018 ENSI Research and Experience Report, ENSI-AN-10577: 315–325, 2019.

[7] *Pimentel, E.:* Existing methods for swelling tests – a critical review. Energy Procedia, 76: 96–105, 2015.

[8] *Vögtli, B., Bossart, P.:* DT experiment: Swelling experiment on Opalinus Clay drillcores. Geotechnical Institute, Basel and Bern. Mont Terri Project, Technical Note 97–06 (revised), 13 pp., 1998.

[9] *Seiphoori, A.; Ferrari, A. and Laloui, L.:* Water retention behavior and microstructural evolution of MX-80 bentonite during wetting and drying cycles. Géotechnique 64(9): 721–734, 2014.

[10] *Gee, G., Campbell, M., Campbell, G. and Campbell, J.:* Rapid measurement of low soil potentials using a water activity meter. Soil Sci. Soc. Am. J. 56(4): 1068–1070, 1992.

[11] *Alonso, E. E., Gens, A. and Josa, A.:* A constitutive model for partially saturated soils. Géotechnique 40(3): 405–430, 1990.

[12] *van Genuchten, M. Th.:* A closed-form equation for predicting the hydraulic conductivity of unsaturated soils. Soil Sci. Soc. Am. 44(5): 892–898, 1980.

[13] *Wild, K. M., Amann, F.:* 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. Eng. Geol. 237:32–41, 2018a.

[14] *Wild, K. M., Amann, F.:* Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 2: Influence of the stress path on the pore pressure response. Eng. Geol. 237:92–101, 2018b.

[15] *Zhang, C.-L., Rothfuchs, T., Jockwer, N., Wieczorek, K., Dittrich, J., Müller, J., Hartwig, L., Komischke, M.:* HE-D experiment: Thermal effects on the Opalinus Clay. Mont Terri Technical Report 2007–02, 2007.

[16] *Chambon, R., Caillerie, D., Matsuchima, T.:* Plastic continuum with microstructure, local second gradient theories for geomaterials: localization studies. Int. J. Solids Structures 38(46–47): 8503–8527, 2001.

[17] *Collin, F.; Chambon, R.; Charlier, R.:* A finite element method for poro mechanical modelling of geotechnical problems using local second gradient models. Int. J. Numer. Meth. Engng. 65(11): 1749–1772, 2006.

DECOVALEX (SED activities)

Author und Co-author(s)	L. Urpi & A. P. Rinaldi
Institution	Swiss Seismological Service, ETH Zurich
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zurich
Phone, E-mail, Internet address	(+41) 44 63 2 7353 antoniopio.rinaldi@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project	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 5 coupled fluid flow and geomechanical numerical models. With this it is aimed to improve the understanding of processes associated with the increased pore pressure that may occur in a low-permeable argillaceous rock presenting discontinuities within the framework of DECOVALEX.

Main achievement of the project has been to develop a new rheological model now included in the official release of the open-source code OpenGeoSys 5, completing both the analytical validation and the benchmarks against other numerical codes. The project was also instrumental in improving the understanding of the behavior of discontinuous geological structures, giving indications on what are the uncertainties and the constitutive properties needed to characterize a future geological disposal site.

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 modelling 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 uttermost 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 framework of the current project, OpenGeoSys numerical code [1] version 5 was 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 [2,3,4]. 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 were a basis for the Task B in DECOVALEX-2019. The task addresses important issues related to potential creation of permeable flow paths for contaminant transport in otherwise low permeability argillaceous rocks [8]. Task B aims to develop, compare and validate models for activation of minor and major faults, including mechanical responses and associated changes in fault permeability based on data from the fault slip experiments (FS experiment).

The chosen numerical code OpenGeoSys was successfully used in previous ENSI activities investigating a number of coupled Thermo-Hydro-Mechanical (THM) processes [5,6]. It 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.

Work carried out and results obtained

The work was conducted in the following three steps with progressively increasing complexity:

- Step 1: benchmark calculation on activation of a single fault plane;
- Step 2: interpretative modelling of observed minor fault-activation;
- Step 3: interpretative modelling of observed activation in two structures;

The DECOVALEX activity started in Step 1, with the modelling of a single fault plane broadly representing the minor fault to be modelled in Step 2. It is a simplified representation of the fault plane and geometry and will be used for the modelling teams to familiarize themselves with the problem and allow for necessary model developments and testing related to modelling of fault activation processes. This could include important aspects of developing and testing new constitutive models for fault hydro-mechanical behavior. The real step pressure injection scheme will be applied during this initial benchmark modelling and reasonable estimated properties for Opalinus Clay and the minor fault will be taken from the site investigations at Mont Terri to facilitate a smooth transition to Step 2.

The Step 2 was meant to be a preliminary investigation on fault properties and on the in-situ stress state, while the coupling between fault slip, pore pressure and fluid migration was already defined during Step 1.

Finally, Step 3 will be the closure of this analysis, introducing a more realistic geometry to reinterpret the field data based on the processes investigated in Step 1 and on the in-situ conditions and properties investigated in Step2.

The development of the elasto-plastic constitutive model to capture the shear failure that may occur in a rock mass presenting mechanical discontinuities such as faults, fractures, bedding planes or other planar weak structures has been an ongoing process during the work outlined in the 3 steps defined above. The failure may happen in two

modes: a sliding failure on the weak plane or an intrinsic failure of the rock mass. The rock matrix is expected to behave elastically or fail in a brittle manner, being represented by a non-associated Mohr-Coulomb behavior, while the sliding failure is represented by the evaluation of Mohr-Coulomb on an explicitly defined plane. Failure may furthermore affect the hydraulic properties of the rock mass: the shearing of the plane of weakness may create a transmissive fluid pathway: this feature was missing in *OpenGeoSys* and this project has been instrumental in developing it (Urpi et al., 2018). Verification the mechanical sub-model has been conducted by comparison with an analytical solution (Urpi et al., 2020), while the coupled hydro-mechanical behavior is validated with step1 in the DECOVALEX initiative.

The model is built to mimic the presence of a borehole injecting directly into a low-permeable fault structure, embedded in an impermeable and intact rock mass. Two monitoring points are set-up in the fault at a distance of 1.5 m from the injection point, one along strike and one along dip, to observe the displacements and the fluid migrations in the fault.

considering different permeability enhancement due to pressure increase and plastic behavior. Both fault models (in the following indicated as FM1 and FM2) consider elastic opening in the fracture due to change in effective normal stress. However, in the FM1 model this elastic opening may take place only after the fracture, initially closed, undergoes plastic deformation: with the plastic deformation is associated a fixed increase in fracture opening at the occurrence of rupture, afterwards the fracture is free to open/close with changes in the effective normal stress. FM2 model on the other hand presents a fracture with an initial opening of 10 mm, which can be further increased by the elastic opening. If the fracture undergoes plastic rupture, the dilatant behavior of the fracture is responsible for further hydraulic opening.

The Mohr-Coulomb parameters characterizing the fault plastic behavior are given in Table 2.

	FM1	FM2
Friction angle (°)	22	22
Cohesion (MPa)	0	0
Dilation (°)	0	10
Fault normal (nx, ny, nz)	(0 -0.906, 0.423)	(0 -0.906, 0.423)

Table 2: *Mohr-Coulomb parameters for the FM cases*

Step 1

The step1 modelling presents the results obtained by two different approaches in the fault modelling,

The impact on fluid movements of the two different processes acting on the fault are visible in Figure 1. On the one hand, FM1 shows a delayed re-

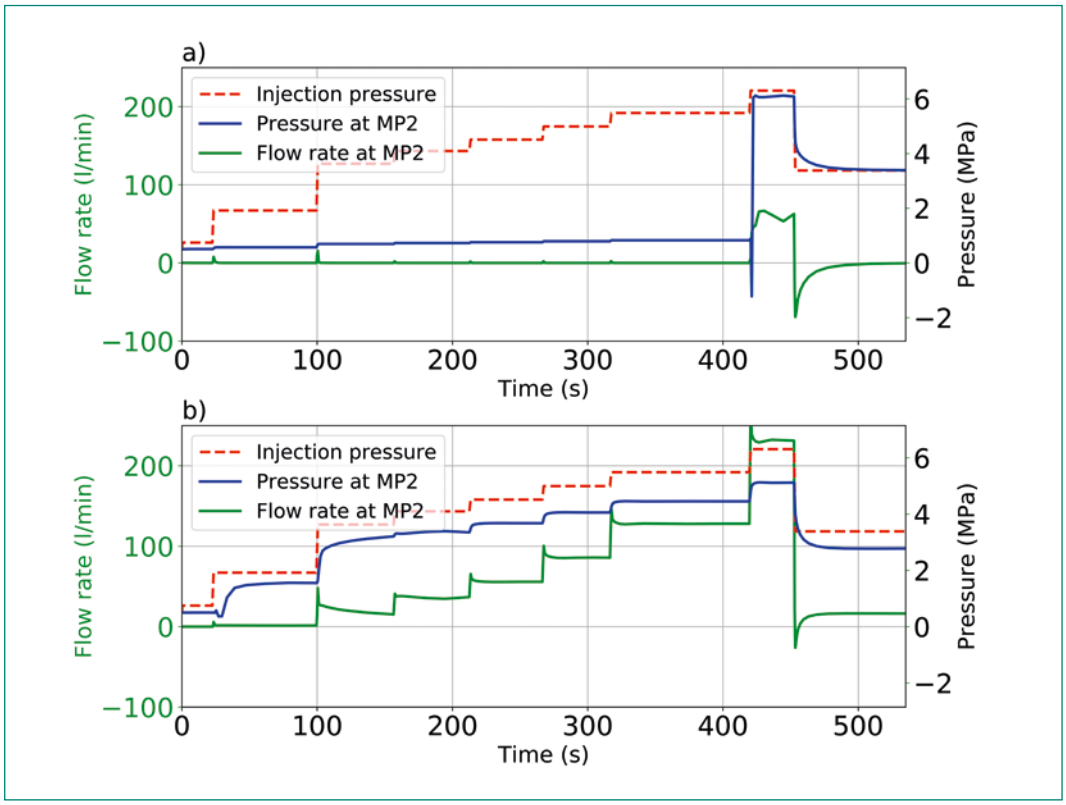


Figure 1: *Evolution of flow and pressure for the cubic dependency of transmissivity on hydraulic aperture for Step 1 model. Monitoring point MP2 is located 1.5 meter away from the injection point, along strike. a) FM1 model results b) FM2 results.*

sponse of pressure at the monitoring point, however peak pressure reaches a value higher than FM2.

FM2 model, on the other hand, has a hydraulic connection with the boundary of the model (by definition, since the fault is initially open) and therefore the peak pressure is a value close to the expected steady state pressure for an injection well connected to an infinitely extended thin volume.

The amount of fluid injected in FM1 is much lower than FM2, however the flow back is much larger in the FM1 case than the FM1. Since the fluid cannot diffuse through the fault to the boundary of the volume, it must necessarily flow back (out) once the pressure at the injection point is reduced.

The two responses are quite dissimilar and although it is quite clear for the FM1 case that rupture happens at the last pressure increase, since the stress state is the same for the two cases we expect to have shear rupture occurring at the same time for FM2. To evaluate the shear rupture, in Figure 2 the shear and normal displacements of the anchors (two points situated respectively 25 cm above and below the injection point) for the two Step 1 cases are visible.

It is visible that the qualitative response of the injection point is similar, with rupture happening approximately at the same time (as expected from the same stress state and the same frictional properties for the two cases). However, the shear displacement of the FM1 model is larger than the displacement occurring for FM2 model. Final normal displacements reflect the different final pressure (in equilibrium with injection pressure for FM1, in between injection pressure and boundary condition for FM2). Comparing the numerical results with the field data, the model FM1 was deemed a better representation of the observed in-situ coupled processes.

Step 2

After establishing the constitutive behavior of the fault, the project focused at understanding the in-situ stress state and its effect on the failure process. For the Step 2, the numerical values have been compared with field data. A trial-and-error approach has been followed, composed of two stages:

- To verify the correctness of the fault orientation, the normal for Step 1. data have been matched with the initial part of the field data, where no plastic deformation is expected and only elastic opening normal to the fault should have been measured. This stage gives also indications on the normal stiffness of the fault.
- The in-situ stress state and the concurrent pressure increase due to fluid injection dictates both the rupture time and the direction of the shear movement.

The field data were acquired with a new probe and they needed some reprocessing to extract the signal. The comparison with field shows that pressure and flow rate are consistent with the field data (see

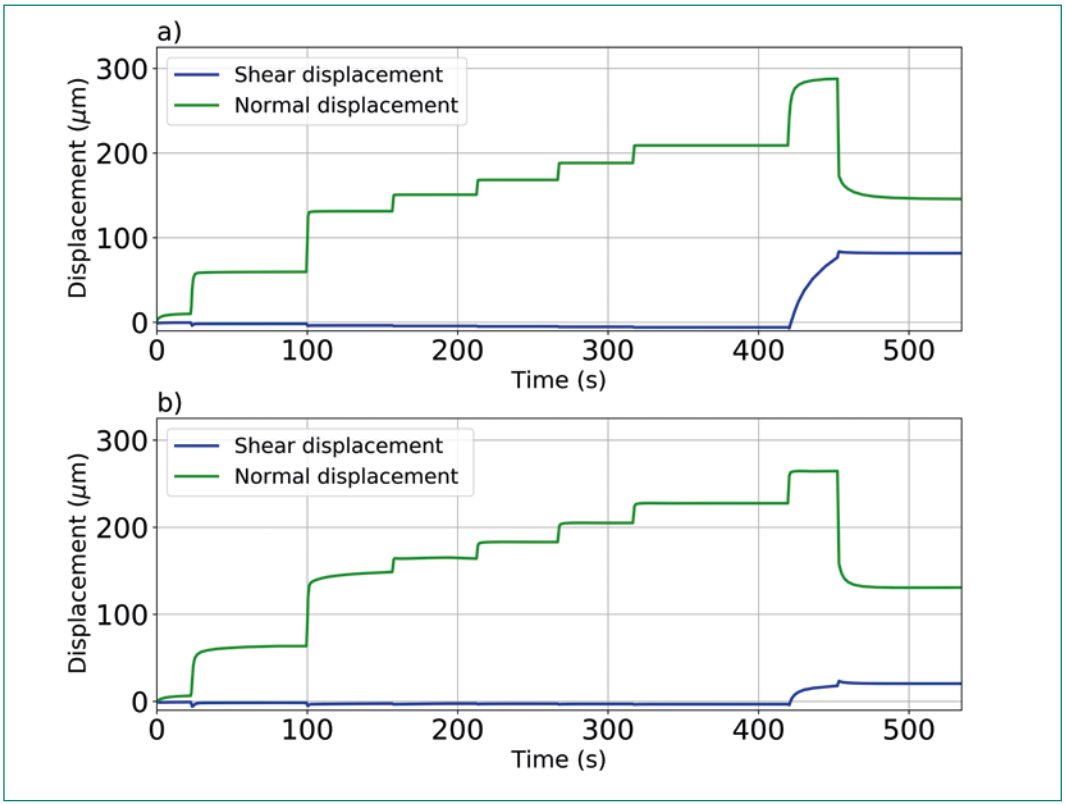


Figure 2: *Evolution of shear and normal displacement at the injection point for Step 1 model (positive means extension). a) FM1 model results b) FM2 results.*

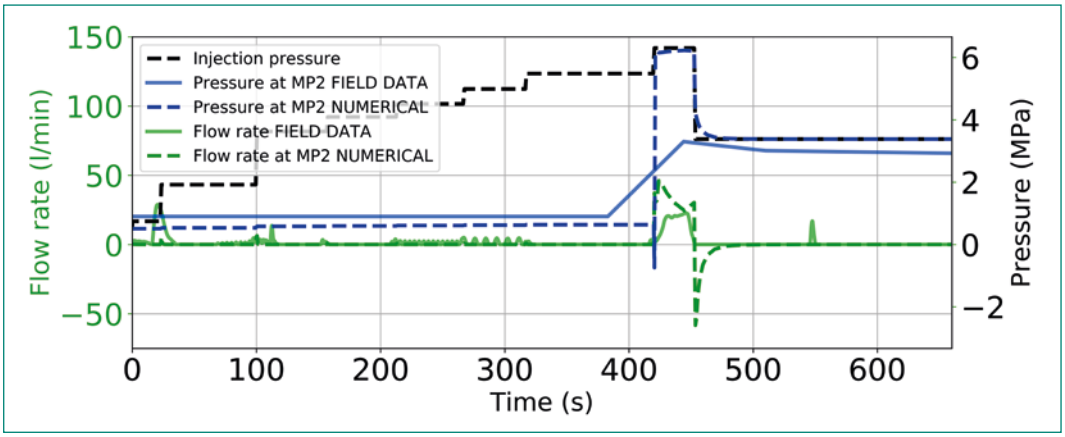


Figure 3: *Comparison between computed (dashed line) and measured (solid line) flow and pressure for the Step2 model. Monitoring point MP2 is located 1.5 meter away from the injection point, along strike.*

Figure 3), while the displacements are only qualitatively matching (Figure 4). This may hint at the need of an iterative process between step 2 and step 3, since in-situ stress state and fault properties variations equally affect the results. Preliminary field data were affected by various effect, mostly affecting the elastic response.

The stress state obtained from Step 2, defined as total stress SV= -6.0 MPa, SH=-5.2 MPa (317 °N), Sh =-4.7 MPa (43 °N) will be used as an input for Step 3.

Step 3

In this step, the fault structure is composed of two structures, subsequently defined as minor fault and major fault, having the same strike orientation and respectively dipping at 30 ° and 60 °. The injection and the fault structure represent the injection experiment performed at Mont-Terri [7] in an idealized manner, where the injection and the monitoring of the displacements via a three-component borehole sensor allowed to image clearly different processes related to elastic and to plastic deformation of the fault material. The injection and the injection chamber are located now in the minor fault, while displacements and pressure are monitored both in the minor fault (at the injection location) and in the major fault. The monitoring point is located roughly 4.25 m away from the injection point, up-dip.

Assuming valid the stress state determined in Step2, variations on the fault properties have been tested to match the field measurements. The comparison of pressure at the monitoring point is visible in Figure 5.

The curves show good agreement, although the numerical results showing that the major fault is completely ruptured while the field data shows a behavior more consistent with the rupture being limited (note the pressure reached at the monitoring point with respect to the injection pressure). However, the final pressure value shows a discrepancy on the order of 1 MPa, but it must be noted that the pressure measured in the field goes down to atmospheric pressure, possibly indicating some leakage between the monitoring point and the tunnel where the field experiment is performed.

Regarding displacements, the numerical results and their comparison with field data is visible in Figure 6. Regarding the injection point displacements, the observed and the numerical behavior are quite different. Nonetheless, the initial re-

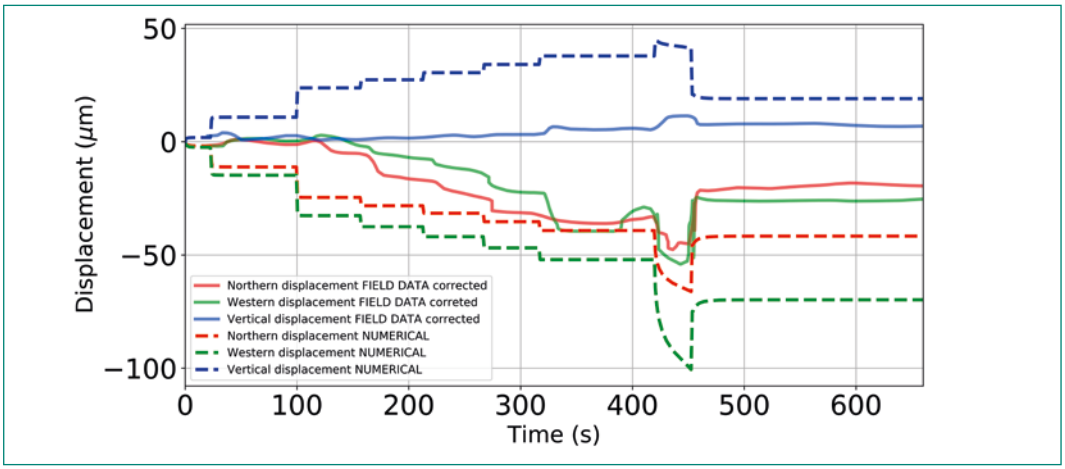


Figure 4: *Step 2 model: Comparison between computed (dashed line) and measured (solid line) displacements for the injection point (obtained by measuring relative displacements of the upper anchor with respect to the lower anchor).*

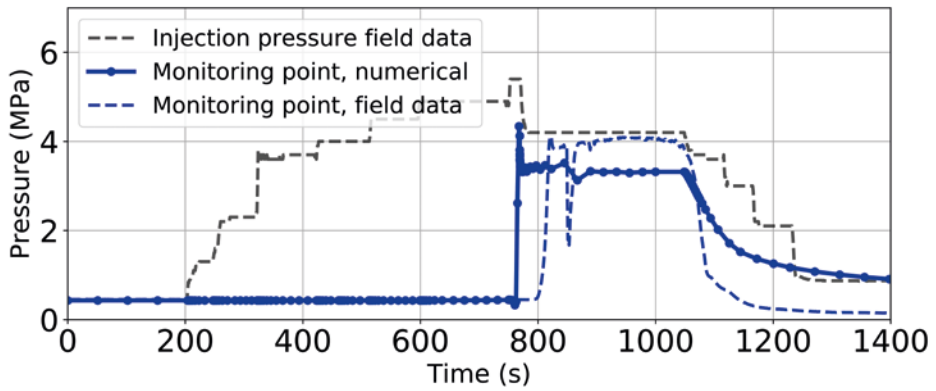


Figure 5: *Evolution of flow and pressure for the Step3 model. Monitoring point is located ~4.25 meter away from the injection point, up dip.*

sponse up to 500 seconds shows a difference in response: orientation and magnitude of vertical and northern displacement are initially correct, but after the first injection step the behavior is barely reproduced by the model. Final displacements are nonetheless in good agreement: this may indicate that the borehole elastic effects are dominant in the field data, while the permanent deformation induced by plastic shear deformation is captured by the numerical model. Regarding the deformations at the monitoring point, although the model shows earlier rupture and the magnitudes are smaller, the general orientation of the deformations is captured, including the recovery of the elastic deformation due to the pressure decrease after time 1050 seconds. The final displacements show discrepancies which are due both to the shear displacement and to the different pres-sure conditions: observed pressure in the field data shows a pressure of ~0.01 MPa at the monitoring point, while in the model there is an established hydraulic connection between the monitoring point and the injection points (where pressure is kept at 1 MPa).

The complexity of the material response is visible in the comparison between the displacements at the injection point (Comparison between computed (dashed line) and measured (solid line) displacements for the injection point). The numerical results reproduce only qualitatively the experimental data. Here a large influence is played by the assumption that a fracture/fault-like structure is connecting the injection well with the major fault. With respect to this, it is worthwhile to mention that triaxial experiments performed on Opalinus Clay samples showed that in case of plastic failure the rupture can happen along a plane that is neither co-located with the bedding planes nor with the expected direction from a Mohr Coulomb criterion in the principal stress space. This behavior

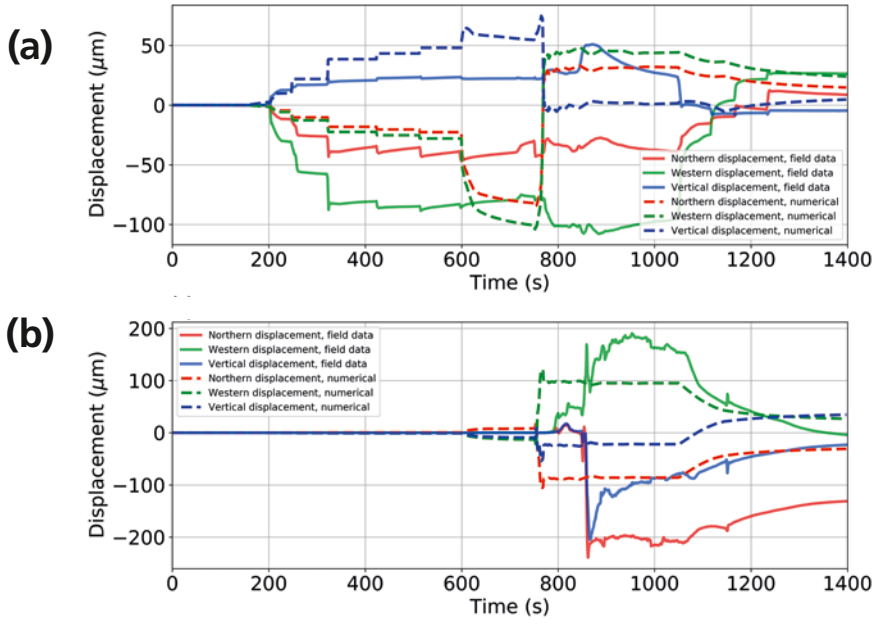


Figure 6: *Step 3 model: comparison between computed (solid line) and measured (dashed line) displacements for the injection point (a) and for the monitoring point (b)*

has been observed also for Tourmaline Clay samples. This would mean that the so-called minor fault in reality is a discontinuity originating in the anisotropic stiffness of the argillaceous material and it can be subject of a future work to further develop our understanding of clay material.

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 2019 and Perspectives for 2020

The work presented here has been performed in the framework of the DECOVALEX 2019 initiative, for which the final publications will be published during the second half of year 2020. The project completed various tasks, regarding the mechanical model it has been validated and it is now included in the official release of OpenGeoSys, while the coupling between the hydraulic and the mechanical model will be validated by benchmarking with other codes in the above-mentioned publication. Regarding the development of the numerical tool to complete the proposed work flow composed of three steps has been successfully completed. Regarding the numerical analysis of the field data, the intrinsic mutual influence of in-situ stress state and fault properties emerged in the work performed in Step 2 and Step 3. Although the original inception was to perform these two steps sequentially, the work performed suggests that an iteration between the two steps it is probably the best approach.
On top of this, the presence of heterogeneities in the stress state and in the fault properties should be investigated, since the numerical tool is ready to accept these heterogeneous inputs and it can be subject of future work.

Publications

- *Urpi, L., Graupner, B. and Rinaldi, A.P. (2018).* Fault reactivation modelling with the FE method-based simulator OpenGeoSys. 1st Coufrac conference proceedings, Wuhan, China.
- *Urpi, L., Graupner, B., Wang, W., Nagel, T. and Rinaldi, A.P. (2020).* Hydro-mechanical fault reactivation modelling based on elasto-plasticity with embedded weakness planes. Submitted to Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering.

References

[1] *Kolditz, O., Bauer, S., Bilke, L., Böttcher, N., Delfs, J.O., Fischer, T., Görke, U.J., Kalba-cher, 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-mechanical/chemical (THM/C) processes in porous media, Environ. Earth Sci. 67, 589–599

[2] *Rinaldi, A. P., Vilarrasa, V., Rutqvist, J., Cappa, F., (2015).* Fault reactivation during CO_2 sequestration: effects of well orientation on seismicity and leakage, Greenh. Gas. Sci. Tech. 5, 645–656.

[3] *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.

[4] *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.

[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] *Guglielmi, Y., J. Birkholzer, J. Rutqvist, P. Jeanne and C. Nussbaum.* Can Fault Leakage Occur Before or Without Reactivation? Results from an in-Situ Fault Reactivation Experiment at Mont Terri. Energy Procedia, 114, 3167–3174, 2017.

[8] *Urpi, L., A. P. Rinaldi, J. Rutqvist and S. Wiemer.* Fault Stability Perturbation by Thermal Pressurization and Stress Transfer Around a Deep Geological Repository in a Clay Formation. Journal of Geophysical Research: Solid Earth, 124(8), 8506–8518, 2019.

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 oldest Quaternary units in the Swiss Northern Alpine Foreland are represented by the Deckenschotter (Cover Gravels in German) deposits. They are covering the Tertiary Molasse or Mesozoic bedrock and are characterised by a succession of glaciofluvial sediments which are intercalated with glacial and/or overbank deposits. The Deckenschotter are subdivided by a significant phase of incision into two units: Höhere Deckenschotter (HDS; Higher Cover Gravels) and Tiefere Deckenschotter (TDS; Lower Cover Gravels). At least 13 glacier advances overrode the Northern Alpine Foreland during the Quaternary. Eight of these advances can be tracked in the Deckenschotter sediments. For a long time HDS and TDS were correlated with the Günz (HDS) and Mindel (TDS) glaciations after Penck and Brückner (1909). A new chronology has been established recently, by dating HDS and TDS deposits with cosmogenic nuclides at several outcrops at Irchel, Mandach, Siglistorf and Stadlerberg. According to this new chronology are HDS deposits ca. 2 Ma old and TDS deposits ca. 1Ma respectively. However, at Irchel the 2 Ma old deposits are located at the same topographic elevation as the 1 Ma old ones. Therefore, the new chronology is challenging the existing one. The aim of this project is, therefore, to study the Swiss Deckenschotter deposits at Irchel, the area around Lake Constance and Mandach as well as the glacial deposits at Möhlin which are attributed to the Most Extensive Glaciation in detail, in order to reconstruct 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. To reconstruct the provenance, the transport mechanism and the depositional environment of the studied sediment sequences, sedimentological analyses are applied. The Deckenschotter deposits and the sediments attributed to the MEG are dated with the isochron-burial dating technique, which is based on the cosmogenic nuclides ^{10}Be and ^{26}Al. In 2019, the site Möhlin was sampled. Furthermore, samples for the clast petrography and morphometry analysis were collected at the six sites in the Mandach region. In parallel, all samples have been processed for the cosmogenic nuclide analysis. Aliquot samples of all the sites have been prepared for the ICP-MS measurements to determine the total Al-concentration. The ones of the sites at Irchel and Mandach are already measured. The results of the sites Möhlin and Lake Constance are expected by the beginning of 2020. For the three sites at Irchel and two of the Mandach region the quartz purification was completed, the cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al extracted and first results of the Accelerator Mass Spectrometry measurements are gathered.

Project goals

The term Deckenschotter is attributed to a succession of glaciofluvial sediment with intercalated glacial and/or overbank deposits [1, 2, 3, 4]. As the Swiss Deckenschotter deposits represent the oldest Quaternary deposits in the Northern Swiss Alpine Foreland they document the landscape changes during the past 2.6 Ma. During this 2.6 Ma, the Swiss Alpine Foreland has been at least 13 times glaciated [5]. These glaciations can be tracked in four distinct units: HDS (Höhere Deckenschotter), TDS (Tiefere Deckenschotter), HT (Hochterrasse) and NT (Niederterrasse). The HDS and the TDS were separated by a significant phase of incision [6]. As these units show a reversed stratigraphic relationship the morphostratigraphic units are from the oldest to the youngest: HDS, TDS, HT and NT [4, 7]. For a long time, these four units were correlated with the Günz, Mindel, Riss, and Würm glaciations, which were proposed by Penck and Brückner in the early 20th century [8]. The HDS has been correlated with the Günz glaciation, the TDS with the Mindel, the HT with the Riss, and the NT with the Würm. Schlüchter proposed a new Quaternary stratigraphy for the Swiss Alpine Foreland [5]. Among these 13 proposed glaciations four to eight were attributed to the Deckenschotter glaciation in the early Pleistocene. The Möhlin, Habsburg, Hagenholz, Beringen, and Birrfeld glaciations are known as middle to late Pleistocene glaciations [5, 9].

The Swiss Deckenschotter were morphostratigraphically described in detail, but the timing of these deposits is still poorly known as absolute ages are scarce. A first attempt to date them with cosmogenic nuclides did Häuselmann et al. (2007) in the southern part of Germany [10]. They yielded ages of 2.4 Ma for HDS and 0.7 for TDS. Recently, Claude et al. (2017, 2019) and Akçar et al. (2014; 2017) dated various HDS and TDS sites in the Northern Alpine Foreland with depth-profile and isochron-burial dating [11, 12, 13, 14]. At Irchel, which is morphostratigraphically attributed to the HDS, three sites were dated: (1) The Wilemer Irchel to $2.8^{+1.8}_{-1.0}$ Ma by depth-profile dating, (2) Hütz using isochron-burial dating to 0.9 ± 0.4 Ma and (3) Steig to 0.9 ± 0.4 Ma by isochron-burial dating [11]. In 1996, mammal fossils were found in the overbank deposits at Irchel, which were attributed to the MN17 (Mammal Neogene 17; 1.8-2.5 Ma) [15]. So in this case, the chronology is challenging the reconstructed morphostratigraphy, in which older deposits are attributed to be located at higher elevation than younger ones. In the Mandach region two sites have been dated with depth-profile dating [11, 14]. Buech, a site morphostratigraphically attributed to the HDS, has an age of $0.8^{+1.4}_{-0.4}$ Ma and the TDS deposits at Ängi an age of $0.7^{+0.6}_{-0.3}$ Ma [11, 14]. The HDS deposits at Stadlerberg have been dated with depth-profile dating to $2.4^{+2.3}_{-1.2}$ Ma [11, 12]. At Siglistorf, the HDS deposits were dated with isochron-burial dating to 1.5 ± 0.4 Ma [11, 13]. In Pratteln the TDS deposits are $0.3^{+0.4}_{-0.1}$ Ma [16]. Claude et al. (2019) propose that the HDS accumulation occurred around 2 Ma. The accommodation space for the TDS deposition was created by an incision at the end of the HDS accumulation phase. The Deckenschotter deposits were not only analysed for chronostratigraphy but also to collect information about the provenance, transport mechanism and depositional environment. Petrographic analysis at the sites Steig and Hütz yielded a clast provenance from the Northern Central and Central Eastern Alps as well as some recycling from the Molasse bedrock [11]. In addition to this, a fingerprint of the Linth and Rhaetian paleoglaciers were found. The sites Wilemer Irchel and Stadlerberg show both a provenance of the Northern Central Alps and recycling of the Molasse bedrock [11, 12]. At Stadlerberg, also a fingerprint of the Linth paleoglacier was determined [12].

Deckenschotter deposits are considered to have a reversed stratigraphic relationship, which means that older deposits are located at higher elevation than younger ones [4, 7]. Regarding the ages of the sites Wilemer Irchel, Siglistorf and Stadlerberg, they support this deliberation as they seem to agree with the recently established chronology and morphostratigraphy. On the contrary, the reconstructed chronology of the sites Hütz and Steig are challenging the published morphostratigraphy and the existing relative ages. At Irchel, 1 Ma old deposits are located at the same elevation than 2 Ma old ones. This fact raises the question whether the ages still can be explained by the simplistic approach «*same elevation implies same age*».

The Last Glacial Maximum (LGM) played an important role in sculpting today's landscape. Also many lakes in the Swiss Foreland were formed due to the LGM-glaciers. Since then, they act as a sediment trap for sediments coming from the Alps. These traps should also have been built between and after the Deckenschotter glaciations. Therefore, the

reconstructed sediment pathways and drainage network patterns for the Deckenschotter sequence require the presence of glaciers in the northern Alpine Foreland for their deposition during the Quaternary, because otherwise the sediments originating from the alpine valleys would have been stored in such traps during their journey to the Northern Alpine Foreland [5]. Five glaciations during the Middle Pleistocene and two during the Late Pleistocene reaching the Foreland have been identified [5, 9]. The extent and the chronology of the LGM glaciers are well investigated compared to older glaciations [17]. The LGM advance probably eroded the geomorphological evidences of older glaciations. Thus, there is only little or limited information available about the older glaciations including the Deckenschotter glaciations or the Most Extensive Glaciation (MEG) [5, 9]. The latter is locally attributed to the Möhlin glaciation [18]. The extension and chronology of the glacier advances during the Early and Middle Pleistocene still remain to be revealed as the information about these glaciations is scarce.

In the project «Isochron-burial dating of Quaternary sediments», the focus is on the Deckenschotter deposits at Irchel, the area around Mandach and the region of Lake Constance as well as on deposits related to the MEG at Möhlin. The study aims to improve our knowledge on the timing of the Deckenschotter and MEG glaciation, on the erosion patterns and on the development of the landscape from the Pleistocene on. Therefore, eleven Deckenschotter and one MEG site have been investigated. We use the isochron-burial dating method which is based on the cosmogenic nuclides ^{10}Be and ^{26}Al to establish the chronology. In addition, clast petrography, morphometry and fabric are applied to reconstruct the source of the sediment, the present transport mechanism and depositional environment as well as the direction of transport. At Irchel the chronology and morphostratigraphy are divergent [11]. Hence, three additional sites at Irchel are studied to disentangle the sequence of events into a more complex landscape evolution model than thought so far. Other Deckenschotter sites might also show a contradictory sequence, so further HDS and TDS deposits in the area around Mandach are studied. A large difference between the base of Deckenschotter and the erosion base is observed in the area around Lake Constance. With the reconstruction of the chronology of these Deckenschotter deposits, the pace of the Rhaetian Lobe as well as the Rhine and the Thur rivers can be traced back in time. It may also allow to understand the erosion history causing this elevation difference. The knowledge produced by this project will contribute to a better understanding of the Pleistocene landscape evolution and erosion pattern as well as the processes that triggered the erosion.

Work carried out and results obtained

Eleven Deckenschotter sites at Irchel, the area around Mandach and Lake Constance were already sampled during 2018. In spring 2019, we sampled the site Möhlin, which is located close to Basel (Fig.1). This site is morphostratigraphically

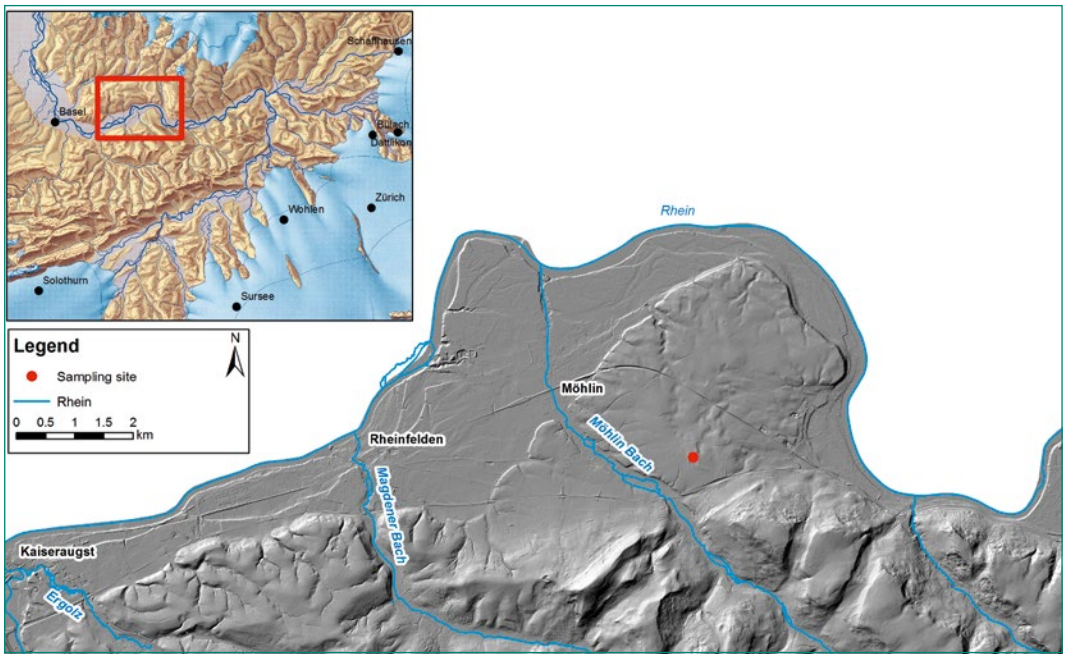


Figure 1: *Digital Elevation Model (DEM) of the area around Möhlin ©swisstopo. On the LGM map, the study area is indicated by the red rectangle. The red dot on the DEM indi-cates the studied gravel pit in Möhlin.*



Figure 2: *a) Picture of the gravel pit in Möhlin. Black line shows the inclined layer of the Bünten till. b) Photo of the Bünten Till exposed in the gravel pit. c) Samples (labelled with 4 and 5 taken from the Bünten Till.*

attributed to the MEG [7, 9, 18]. In the gravel pit, the new excavations in 2019 exposed a distinct, salmon-coloured till layer (Fig 2a–c). This till layer is about 30 cm thick. In addition to this, this layer is inclined, deformed and partially folded. Twelve samples were collected, whereof 11 clast samples and one sediment sample consisting of quartz pebbles. The lithologies of the clast samples are as follows: one granite cobble from the Black Forest, seven quartzite, and three sandstone clasts. The quartzite clasts are all of either white or light grey coloured. The clasts range from 7.8 cm to 15.8 cm in length. Their weight vary between 0.5 kg and 2.7 kg.

In the Mandach region, clast petrography and morphometry were analysed at the sites: Buech, Roggenfeld, Ebihard, Ängi, Buech II, and Etzwil. The former three sites are morphostratigraphically attributed to the HDS and the latter three to the TDS [4]. For the clast morphometry, at least 100 clasts per site from the same lithology were collected. At the Roggenfeld, Buech (HDS), Ängi, and Etzwil sites quartzite pebbles were used to analyse the clast morphometry. For the sites Ebihard and BuechII (TDS) vein quartz clasts were used. To analyse the morphometry of a clast, the length, width, thickness and roundness of the smallest curvature has to be measured. These parameters are used to calculate the roundness-index and the flattening-index. At least 250 clasts were taken to determine the lithology. To avoid any bias based on optical influence a bucket was used to collect the clasts [4, 12]

At the Möhlin site, nine clasts and one sediment sample were selected for the sample preparation in the laboratory. First, the samples were crushed and sieved. With the magnetic separation the magnetic parts were then removed. The non-magnetic part is then treated with HCl to remove the grain coatings and carbonaceous grains if present. Thereafter the samples are leached in six steps with weak HF. In between, the sample material is treated with pyrophosphoric acid to dissolve non-quartz components. At the end, the samples are purified with *Aqua Regia* [13].

As the cosmogenic nuclide concentrations are generally low in glacial landscapes [13], we aim to have low total Al-concentrations. To achieve a measurement uncertainty of around less than 10 % on the $^{26}Al/^{27}Al$ ratio at the Accelerator Mass Spectrometry (AMS) analysis, we aim to decrease the total amount of Al to less than around 30 ppm [13]. To ensure that, 1–2 g aliquots of the sample material were dissolved after the leaching steps and prepared for the Al analysis at the ICP-MS. Based on the results from the aliquots, we decide whether a sample is ready for dissolving or not. The samples fulfilling the requirements mentioned above are then further processed to extract cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al from the sample material. Samples, which are violating our criteria, are either subjected to additional leaching steps with weak

HF and/or pyrophosphoric acids or completely abandoned depending on the Al concentration. Here, we aim to get at least five clasts and one sediment sample suitable for dissolving per studied site. This year, based on the Al results, we prepared three batches (nine samples and one full-process blank) from the sites Schartenflue, Hasli, Hochwacht, Ebihard and Ängi to extract cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al from the quartz. In the first batch we had seven samples from the Schartenflue site and two from Hasli. In the second one, we processed the three samples from the Hasli site and the samples from the Hochwacht site. The four samples from Ängi and the five samples from Ebihard were threated in the third batch. We dissolved three quartzite and three vein quartz clasts and the sediment sample for the Schartenflue site. For the Hasli and Hochwacht sites, we took two quartzite clasts, two vein quartz clasts and the sediment sample. We selected four quartzite clasts and the sediment sample for the site Ebihard. The suitable samples from the Ängi site are two quartzite clasts, a granite cobble and the sediment sample. To extract the cosmogenic nuclide ^{10}Be and ^{26}Al, samples are first dissolved with concentrated HF (Fig. 3a). In a next step the cations are removed using an anion column (Fig. 3b). The ^{10}Be and the ^{26}Al are extracted afterwards with two different cation columns (Fig. 3c) [13]. After the extraction, the ^{10}Be and ^{26}Al are pressed. Thereafter, they were sent to the AMS analysis at ETH Zurich.

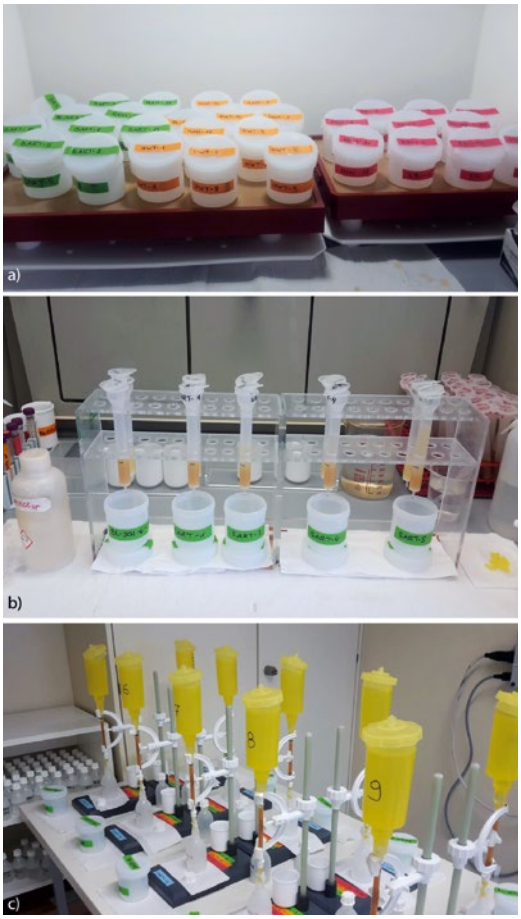


Figure 3: *a) Samples are dissolved in the Teflon® beakers Pictures showing the set-up for b) the anion column and c) the cation column.*

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 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 2019 and Perspectives for 2020

In 2019, the proposed sampling campaign was completed. With the new twelve samples taken this year, our sample collection comprises a total of 149 samples. In the laboratory, we continued the sample preparation for cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al analysis. The quartz purification of all the samples of the sites at Irchel and Mandach has been completed and total Al-concentrations were measured with ICP-MS. The aliquots from the samples from the Lake Constance sites and Möhlin are ready for the ICP-MS-measurements. These results are expected by the end of the year. Based on these ICP-MS-results, the samples for the cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al extraction step were selected. Samples of the sites Schartenflue, Hasli, Hochwacht, Ebihard and Ängi were further processed and the cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al were extracted. Cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al concentrations will be determined on the AMS as well by the end of 2019. In 2020, the clast petrography and morphometry at the Schienerberg, Chroobach and Möhlin sites will be analysed. In addition to this, resampling will be done if necessary. In the laboratory, we will continue

with the sample preparation of the remaining sites in the Mandach region (Buech, BuechII, Etzwil and Roggenfeld) and the samples of the sites in the Lake Constance region (Schienerberg and Chroobach) as well as the Möhlin site. For these sites the quartz purification will be completed, the cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al extracted and measured at the AMS facilities at ETH Zurich. In addition to this, beginning of 2020 the isochron-burial ages using the measured cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al will be calculated.

References

[1] *L. Du Pasquier:* Ueber die fluvioglacialen Ablagerungen der Nordschweiz, 1891

[2] *R. Frei:* Monographie des Schweizerischen Deckenschotters, Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N. F. 37, 1912.

[3] *A. Güller:* Ueber den Deckenschotter am Südhang der Lägern (Kt. Zürich), Eclogae Geologicae Helvetiae, v. 37, 1944.

[4] *H.R. Graf* Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz, ETH Zürich Dissertation Nr. 10 205, 151 pages, 1993.

[5] *C. Schlüchter:* The deglaciation of the Swiss Alps: A paleoclimatic event with chronological problems. Bulletin de l'Association Française pour l'étude du Quarternaire, 2(3), 141–145, 1988.

[6] *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.

[7] *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.

[8] *A. Penck, E. Brückner:* Die Alpen im Eiszeitalter, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.

[9] *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.

[10] *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.

[11] *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, The Geological Society of America Bulletin, 1–23, 2019. 10.1130/B31880.1/4691963/b31880.

[12] *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.

[13] *N. Akçar, S. Ivy-Ochs, V. Alfimov, F. Schlunegger, A. Claude, R. Reber, M. Christl, C. Vockenhuber, A. Dehnert, M. Rahn, C. Schlüchter:* Isochron-burial dating of glaciofluvial deposits: First results from the Swiss Alps, Earth Surf. Process. Landforms, 42, 14, 2414–2425, 2017.

[14] *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.

[15] *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, 1043–1048, 1996.

[16] *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

[17] *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.

[18] *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.

Quartärstratigrafie Hochrhein

Autor	Hans Rudolf Graf
Beauftragte Institution	Dr. von Moos AG
Adresse	Bachofnerstrasse 5, 8037 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	044 363 31 55, graf@geovm.ch, www.geovm.ch
Dauer des Projekts:	2015–2020

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.

Im Berichtsjahr wurden die Feldarbeiten zur Erfassung der lokalen Verhältnisse hinsichtlich dem Vorkommen von pleistozänen Ablagerungen, ihrer Charakterisierung sowie der Gewinnung von Material für sedimentpetrographische Untersuchungen weitgehend abgeschlossen. Es sind höchstens noch ergänzende Begehungen zur Klärung von Fragen vorgesehen, welche allenfalls bei der Erarbeitung des Projektberichts auftauchen. Abgeschlossen werden konnte auch die Beschaffung von digitalen Kartengrundlagen sowie Bohrdaten für die Erarbeitung der vorgesehenen Karte 1:50 000 der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen des Untersuchungsgebietes. In Zusammenarbeit mit der Swisstopo, welche Projektbericht und Karte im Rahmen einer ihrer Schriftenreihen publizieren wird, wurde der Kartenperimeter und das Kartenlayout festgelegt. Die bisherigen Erkenntnisse zur Lithostratigraphie der Ablagerungen im Untersuchungsgebiet wurden zu einer provisorischen Karten-Legende ausgewertet.

In Zusammenarbeit mit verschiedenen in- und ausländischen Forschungsinstituten konnten Datierungen von für die zeitliche Einordnung der in diesem Projekt bearbeiteten Ablagerungen wichtigen Lokalitäten und Schichten initiiert werden. Universität Bern: Datierung des Bünten-Tills mittels kosmogener Nuklide; Universität Basel: Datierung der obersten Niederterrasse mittels ^{14}C-Analyse von Mammutfunden; Universität Freiburg i. Br.: OSL-Datierung von Sanden und Silten der Mühlbach-Serie, der Etzgen-Formation und der Schulerholz-Formation. Die Resultate sind noch ausstehend.

Der Projektabschluss ist für das 1. Halbjahr 2020 vorgesehen. Dafür werden die gewonnenen sedimentpetrographischen Daten (Geröll- und Schwermineralzählungen) sowohl für das Projektgebiet separat als auch unter Einbezug von Daten aus der zentralen Nordschweiz und dem südlichen Oberrheingebiet im regionalen Rahmen ausgewertet. Die für das erste Halbjahr 2020 erwarteten Resultate

der verschiedenen Datierungsprojekte werden mit in die Auswertung einbezogen und so die lithostratigraphische Interpretation der Ablagerungen im Untersuchungsgebiet in einen chronostratigraphischen Kontext gestellt.

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, vertikal-tektonischen Bewegungen gesehen (z.B. [7]). 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

Im 2019 wurden die Feldbegehungen sowie Entnahmen von Sedimentproben (Geröll- und Sandfraktion) weitgehend abgeschlossen. Allenfalls können sich im Rahmen der Auswertung und Berichtsverfassung noch punktuell ergänzende Begehungen ergeben. Insgesamt wurden 184 Geröllproben gewonnen und ausgezählt. Für Schwermineralanalysen wurden total 100 Sandproben gewonnen und zur Aufbereitung und Präparate-Erstellung weitergeleitet (vgl. unten).

Abgeschlossen werden konnte die Beschaffung von digitalen Kartengrundlagen und Bohrdaten für die im Rahmen des Forschungsprojektes vorgesehene Erarbeitung einer Karte 1:50 000 der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen. Basierend auf den bisher ausgeführten Untersuchungen wurde in diesem Jahr die generelle Legende für die quartären Ablagerungen erarbeitet. Diese folgt den Grundsätzen der lithostratigraphischen Prozedur und Nomenklatur gemäss [4] und ist in Abbildung 1 wiedergegeben. Die ausgeschiedenen Einheiten stellen eine Interpretation der auf der Karte dargestellten Lockergesteinsvorkommen anhand von sedimentologischen, sedimentpetrographischen und geomorphologischen Kriterien dar. Es ist vorgesehen, die einzelnen Vorkommen in der Legende aufzuführen und auf der Karte zusätzlich zum Farbcode mit Kürzeln anzugeben, welche auf ihrer lithostratigraphische Bezeichnung basieren und den Bezug zum Berichtstext sicherstellen. Die einzelnen Vorkommen und entsprechenden Kürzel sind in Abbildung 1 nicht wiedergegeben.

In diese Legende sind die wesentlichen Resultate der durchgeführten Untersuchungen eingeflossen, welche sich an den Zielen des Forschungsprojekts (vgl. oben) orientieren. Es handelt sich in diesem Sinn um eine Bestandsaufnahme des vorhandenen Sedimentarchivs. Dieses dient als Grundlage für den Vergleich mit v. a. den Kenntnissen aus dem schweizerischen Alpenvorland und dem Oberrheingebiet. Es hat sich gezeigt, dass die bisherige morphostratigraphische Gliederung der Ablagerungen in verschiedenen Terrassensystemen grundsätzlich aufrecht erhalten werden kann. Allerdings sind die Abgrenzungen zwischen den Tieferen Deckenschottern und gewissen hoch liegenden Schottern der Hochterrasse sowie zwischen den jüngsten Schottern der Hochterrasse und jenen der Niederterrassen relativ undeutlich,

da die jeweiligen Vorkommen sowohl hinsichtlich ihrer Oberkanten als auch ihrer Auflagerungshöhe auf dem Fels nahe beieinander liegen.

Die statistische Auswertung der bisherigen geröllpetrographischen Zählungen hat das Ergebnis gebracht, dass sich die Ablagerungen der Hochterrassen offenbar von den Höheren und Tieferen Deckenschottern sowie den Ablagerungen der Breisgau-Formation im Oberrhein abheben. Dies könnte auf eine fundamentale Veränderung im Einzugsgebiet des Untersuchungsgebietes hindeuten, welche im Moment noch nicht genauer charakterisiert werden kann. Die Klärung dieser Fragestellung soll unter anderem mittels Einbezug von sedimentpetrographischen Daten aus der zentralen Nordschweiz angegangen werden (vgl. unten).

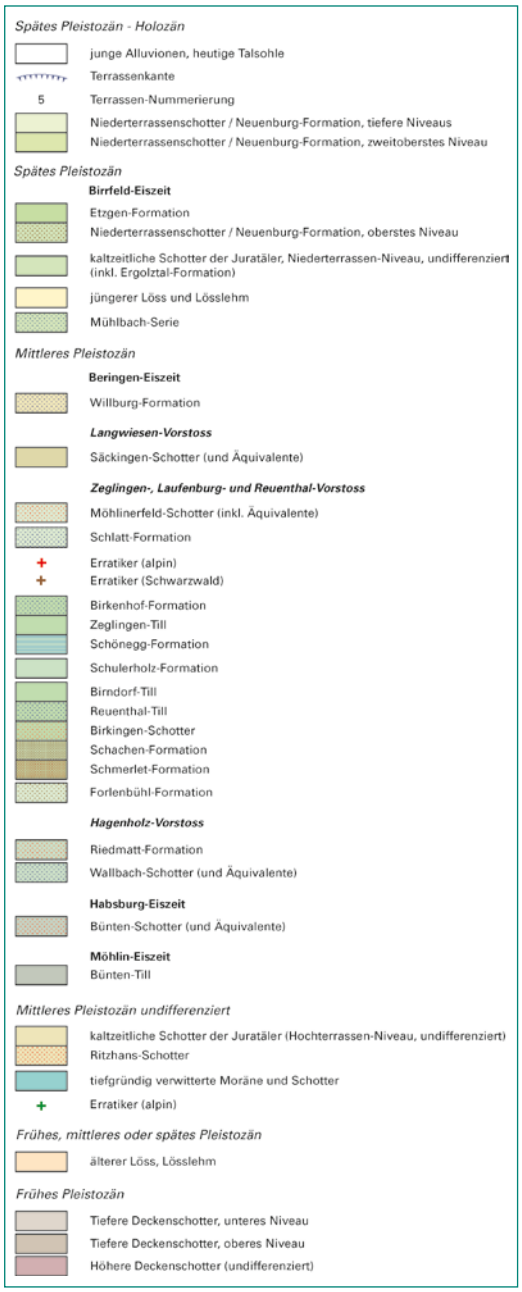


Abbildung 1: *Legende der Einheiten für die vorgesehene Karte der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen 1:50000*

Nationale Zusammenarbeit

Schweizerische geologische Landesaufnahme: Die Schweizerische Geologische Landesaufnahme erarbeitet zurzeit das Blatt Sissach/Rheinfelden des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25000. Unser Forschungsprojekt liefert die Basis für die stratigraphische Einstufung der pleistozänen Ablagerungen auf diesem Blattgebiet. Im Weiteren ist es vorgesehen, die Resultate des Projektes in einer Schriftenreihe der Swisstopo zu veröffentlichen, unter Beilage der vorgesehene Karte 1:50000 der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen. Die Vorbereitung der Manuskriptkarte wird vom zuständigen Redaktor (Dr. R. Burkhalter) eng begleitet.

Institut für Geologie, Universität Bern: Ein für die Stratigraphie des Mittelpleistozäns im Untersuchungsgebiet wichtiger Bereich stellt das auf dem Kartenblatt Sissach/Rheinfelden befindliche Möhlinerfeld dar, wo anhand von zahlreichen Bohrdaten und dem Aufschluss der im Gebiet der Gemeinde Zeiningen gelegene Kiesgrube «Bünten» eine Gliederung der Ablagerungen der Hochterrasse möglich ist (bisherige Publikationen dazu: [1], [4] und [8]). Zurzeit ist der vorher lange Jahre unterbrochene Abbau wieder im Gange. Es war von uns vorgesehen, die früher aufgeschlossene alpine Gletscherablagerung (Bünten-Till) in Zusammenarbeit mit der Universität Bern freilegen zu lassen und im Rahmen des ENSI-Forschungsprojekts «Isochron-burial dating of Quaternary Sediments» eine Datierung mittels kosmogener Nuklide zu versuchen. Die Freilegung erwies sich als unnötig, indem anlässlich einer Begehung der Grube im neu erschlossenen Teil eine aufgeschobene Schmitze dieser Ablagerung festgestellt (vgl. Abbildung 2) und in der Folge für die Datierung beprobt wurde. Die Resultate sind noch ausstehend.



Abbildung 2: *Kiesgrube Bünten, Zeiningen: Glazialtektonisch aufgeschobene Schmitze des Bünten-Tills über horizontal gelagerten glazifluvialen Schottern. Aufschiebungsrichtung nach Westen (Foto H.R. Graf)*

Departement Umweltwissenschaften der Universität Basel – Archäologie: In unserem Forschungsbericht 2018 wurde beschrieben, dass aus den obersten Lagen der Niederterrassenschotter des Untersuchungsgebietes Datierungen vorliegen, welche ein sehr junges Alter dieser Ablagerungen nahelegen [6]. Um dies zu verifizieren, wurde beschlossen, Funde von Mammutresten aus den entsprechenden Terrassen der Umgebung von Basel mit der ^{14}C-Methode zu datieren. Die Auswahl der Funde, welche aus dem Naturhistorischen Museum Basel stammen, sowie die Verifikation der Fundsituation erfolgte durch Dr. Reto Jagher (vgl. Tabelle 1 und Abbildung 3). Die Ausführung der ^{14}C-Datierung erfolgt an der ETH Zürich. Die Resultate sind noch ausstehend.

Im weiteren wurden Feldbegehungen in Bad Säckingen mit Daniela Hager durchgeführt, die sich mit Funden von steinzeitlichen Werkzeugen in der Umgebung von Basel beschäftigt. Funde solcher Werkzeuge auf Niederterrassenflächen ergeben ergänzende Informationen zu deren Mindestalter. So liegt u. a. ein Fund eines wahrscheinlich vorletzteiszeitlichen Faustkeils auf einer bisher dem Niederterrassensystem zugeordneten Terrasse in Säckingen vor [5], was auf ein entsprechendes Alter dieser Terrasse weist und neu eine Deutung als «Hochterrasse» nahelegt.

Departement Umweltwissenschaften der Universität Basel – Angewandte und Umweltgeologie: Unter der Leitung von Prof. Dr. Peter Huggenberger wurden die vorhandenen Bohrdaten in der Umgebung von Basel zusammengestellt und eine Interpretation in Form von Felsisohypsen erarbeitet. Diese Grundlagen dienen der Erstellung der für den Projektbericht vorgesehenen Karte 1:50 000 der pleistozänen Ablagerungen und Rinnen des Untersuchungsgebiets.

Internationale Zusammenarbeit

Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Boden (LGRB) in Freiburg i.Br: Das LGRB. stellte uns Bohr-

Inv.Nr.	Gemeinde	Fundort	Anatomie	Koordinaten
E.120	Bourgfelden (F)	Grube bei Pt. 276	Humerus	2 607 940 / 1 268 950
E.186	Basel	Hegenheimerstrasse	Scapula	2 608 730 / 1 268 120
E.159	Basel	KG Simon, Hegenheimerstr.	M3 sup. Sin.	2 608 250 / 1 267 860
E.169	Allschwil	Neuallschwil	Femur	2 608 620 / 1 267 260
E.154	Münchenstein	Ruchfeld	M1 inf. Dext.	2 612 880 / 1 264 410
E.153	Allschwil	Neuallschwil, Grube Stamm	M3 sup. Sin.	2 608 580 / 1 267 260

Tabelle 1: *Funde von Mammutresten aus Basel und Umgebung, vorgesehen für ^{14}C-Datierungen. Funde: Naturhistorisches Museum Basel.*



Abbildung 3: *Mammut-Backenzahn M1 inf. Dext., Inventarnummer E.154 (Naturhistorisches Museum Basel). Fundstelle Ruchfeld, Münchenstein (Foto R. Jagher)*

kerne von zwei Forschungsbohrungen (Bohrungen «Nambsheim» und «Hartheim») 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.

Geologisches Institut der Universität Freiburg i. Br.: Die Aufbereitung der Schwermineralproben inkl. Herstellung der Präparate wird unter der Leitung von Prof. Dr. Frank Preusser von Mitarbeitern der Universität Freiburg i. Breisgau ausgeführt, wobei die vorgängige Aufbereitung von Proben aus verkitteten Schottern mittels SELFRAG an der Universität Bern stattfand. Bis Ende 2019 waren 60 von insgesamt 100 Sandproben fertig bearbeitet.

Wie oben erwähnt, stellen die Ergebnisse von [6] die bisherige Korrelation der Niederterrassen mit den gletscherdynamischen Vorgängen im Alpenvorland infrage. Die grosse Tragweite dieser Ergebnisse macht eine Überprüfung unabdingbar, u. a. mittels Datierungen von Mammutresten sowie archäologischen Befunden. Zusätzlich sollen unter der Leitung von Prof. Dr. Frank Preusser die Sedimentologie der Niederterrassenschotter sowie die Geländemorphologie (Terrassen-Stratigraphie) im Rahmen von zwei Masterarbeiten an der Universität Freiburg i. Br. untersucht werden. Dabei werden die Terrassenmorphologischen Aspekte anhand von neuesten LIDAR-Daten im GIS bearbeitet (MSc-Arbeiten Maximilian Pfaff und Muhammad Adil). Die Ergebnisse dieser Arbeiten sollten im Frühjahr 2020 vorliegen.

An verschiedenen Stellen des Untersuchungsgebietes kommen dominant sandige oder siltige Ablagerungen vor, welche grundsätzlich für eine Datierung mit der OSL-Methode geeignet sein könnten. Unter der Leitung von Prof. Dr. Frank Preusser wurden 3 solcher Ablagerungen beprobt (Schulerholz-Formation bei Laufenburg (D), Etzgen-Formation bei Etzgen, Mühlbachserie bei Kiesenbach (D); stratigraphische Position vgl. Abbildung 1). Die Resultate der Datierungen stehen noch aus.

Bewertung 2019 und Ausblick 2020

Der sedimentpetrographische Datensatz kann für die Erreichung der Ziele insgesamt als ausreichend bezeichnet werden, wenngleich ein verhältnismässiger Mangel an Daten aus den Höheren Deckenschottern des Untersuchungsgebietes festgestellt werden muss. Dies ist auf die leider sehr schlechten Aufschlussverhältnisse in deren Verbreitungsgebiet zurückzuführen und könnte nur mit sehr hohem Aufwand an Sondierungen allenfalls verbessert werden. Es ist allerdings von einer sehr tiefgründigen Verwitterung der Ablagerungen auszugehen, welche in Verbindung mit ihrer relativ geringen Mächtigkeit auch dann nur eine beschränkte Höffigkeit auf für sedimenpetrographische Untersuchungen geeignetes Materials oder lithotratigraphisch wertvolle Befunde mit sich brächte.

Nachdem die sedimentpetrographische Datenbasis im Untersuchungsgebiet vervollständigt sein wird, werden die Geröll- und Schwermineraldaten statistisch ausgewertet. Dies erfolgt einerseits für das Projektgebiet separat – u. a. zur Verifikation der oben beschriebenen bisherigen Befunde. In einer zweiten Phase werden zusätzlich Daten aus dem Gebiet der zentralen Nordschweiz und dem südlichen Oberrheingebiet mit einbezogen, um die sedimentpetrographischen Beziehungen zwischen diesen drei Bereichen abzuklären. Die für das erste Halbjahr 2020 erwarteten Resultate der verschiedenen Datierungsprojekte werden mit in die Auswertung einbezogen und so die lithostratigraphische Interpretation der Ablagerungen im Untersuchungsgebiet in einen chronostratigraphischen Kontext gestellt.

Wie schon erwähnt, wird das Projekt 2020 abgeschlossen. Die Abgabe des Forschungsberichts ist für 1. Halbjahr vorgesehen. Anschliessend erfolgt die Übergabe des Manuskripts sowie der digitalen Kartenvorlage an die Swisstopo zur Publikation.

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:* Die Deckenschotter der Zentralen Nordschweiz – Diss. ETH Zürich Nr. 10205, 151 S., 1993

[3] *H.R. Graf:* Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz, Beitr. Geol. Karte Schweiz, N. F. 168, Bundesamt für Landestopografie Swisstopo, 2009

[4] *H.R. Graf. & R. Burkhalter*: Die Ablagerungen des Eiszeitalters: stratigrafisches Konzept und Nomenklatur am Beispiel der Nordschweiz. - Bull. angew. geol., 23/2: 25–36, 2018

[5] *D. Hager, J. Affolter, D. Wojtczak:* New Results for the Biface from Säckingen, «Flühwäldchen», Baden-Württemberg, Germany, In: D. Wojtczak, M. Al Najjar, R. Jagher, H. Elsuede, F. Wegmüller, M. Otte (eds): Vocation Préhistoire. Hommage à Jean-Marie Le Tensorer, ERAUL 148, Liège, 145–157, 2017

[6] *S. Kock:* Pleistocene Terraces in the Hochrhein area – formation, age constraints and neotectonic implications, Diss. Univ. Basel., 2008.

[7] *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

[8] *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	Reaktorsicherheit
Nuclear Security Guidance Committee (NSGC)		Sicherung
Nuclear Security Contact Group (NSCG)		Sicherung
Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPReSC)		Notfallschutz
Nuclear Power and Engineering Section (NPES)	Technical Working Group of Life Management (TWG LM NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Managing Human Resources (TWG-MHR)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
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
	Working Party on Boiling Water Reactors (WPBWR)	Reaktorsicherheit
Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Information System on Occupational Exposure (ISOE)	Strahlenschutz
	Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM)	Strahlenschutz
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Entsorgung
	NEA Regulators' Forum	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) ▮ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB) ▮ Expert Group on Operational Safety (EGOS)	Entsorgung
	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) ▮ Best Estimate plus Uncertainty	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) ▮ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures ▮ IAGE Subgroup Seismic Behaviour ▮ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Electrical Systems (WGELEC)	Reaktorsicherheit
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 MB	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit
NEA Rod Bundle Heat Transfer Project (RBHT)	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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCS)		Reaktorsicherheit
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Entsorgungskommission (ESK-EL)	Endlagerung radioaktive Abfälle	Endlagerung
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Entsorgungskommission (ESK-ST)	Stilllegung	Stilllegung
Reaktorsicherheitskommission (RSK, Deutschland)	Ausschuss Reaktorbetrieb (RSK-RB) Fachgebiet Reaktorbetrieb	Reaktorsicherheit
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
Felslabor Mont Terri	Steering Committee	Entsorgung
Felslabor Grimsel	International Steering Committee ISCO	Entsorgung
Bioprota International Forum		Entsorgung
Institut für Kernenergie und Energiesystem (IKE) der Universität Stuttgart	Advisory Board für das Projekt «sCO_2-HeRo» (Entwicklung eines diversitären Wärmeabfuhrsystems)	Reaktorsicherheit
Fachverbände		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e. V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
VDI-GEU (Gesellschaft Energie und Umwelt)	Fachausschuss Kraftwerkstechnik ehemals: FA Kerntechnik	Kerntechnik/ Entsorgung
American Society of Mechanical Engineers (ASME)		Maschinentechnik, Anlagenbau
ASME International Working Groups Germany BPV II und BPV XI		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 2019

Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2018. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2019), S. 51–55
B. Bucher	Gernot Butterweck, Benno Bucher, Ladislaus Rybach, Cristina Poretti, Stéphane Maillard, Mauro Schindler, Bénédicte Hofstetter-Boillat, Sabine Mayer, Gerald Scharding: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM18 and the International Exercise CONTEX 2018. PSI-Bericht Nr. 19-01. March 2019. 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 2018. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2019), S. 140–144.
A. Gorzel	I. Clifford, M. Pecchi, R. Mukin, H. Ferroukhi, A. Gorzel: Studies on the Effects of Local Power Peaking on Heat Transfer under Dryout Conditions in BWRs, Annals of Nuclear Energy, Volume 130, August 2019, p. 440–451
B. Graupner	A. Eckhardt, B. Graupner (2019): Neuland im Untergrund–Visionen, Potenziale, Spannungsfelder, Swiss Bulletin, 24/1
J. Hansmann	Emmerich, Katja, Schuhmann, Rainer, Königer, Franz, Bohac, Peter, Delavernhe, Laure, Wieczorek, Klaus, Czaikowski, Oliver, Hesser, Jürgen, Shao, Hua, Jaeggi, Davis, Bossart, Paul, Hansmann, Jürgen, Gruner, Matthias, Hofmann, Martin, Aurich, Jan, Rölke, Christopher, Popp, Till, Diedel, Ralf, Schellhorn, Matthias, Häußer, Sarah, Glaubach, Uwe, Wilsnack, Thomas, Kemper, Gerhard, García-Siñeriz, José Luis, Villar, Maria, Gutiérrez-Álvarez, Carlos and Iglesias, Rubén J.: Joint project: Vertical hydraulic sealing system based on the sandwich principle–preproject (Sandwich-VP)/Verbundprojekt: Vertikales hydraulisches Dichtsystem nach dem Sandwich-Prinzip – Vorprojekt (Sandwich-VP). Gemeinsamer Schlussbericht, 2019, von KIT/GRS.
F. Koch	F. Koch: Ageing Management Guide for Dry Storage of Dual Purpose Casks in Switzerland; Proceedings of the 19th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2019, New Orleans, LA, USA, 04.–09.08.2019
F. Koch	B. Ruprecht, F. Koch, I. Reiche: Example for an Approval Procedure for Fissile Material Excepted According to 417 (f); Proceedings of the 19th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2019, New Orleans, LA, USA, 04.–09.08.2019
J. Kuhlemann, M. Rahn	A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. Kubik, M. Christl, C. Vockenhuber, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter (2019): Changes in landscape evolution patterns during the Mid-Pleistocene Revolution. Geological Society of America Bulletin 131, 2056–2078.
S.-G. Jahn	S.-G Jahn: Neue rechtliche Vorgaben zur Strahlenschutzkompetenz – Herausforderung für schweizerische Kernanlagen. Strahlenschutzpraxis Heft 4/2019, Seite 29 – 32, ISSN 0947-434 X
M. Rahn	Rahn M., Wang H., Dunkl, I. (2019): A natural long-term annealing experiment for the zircon fission track system in the Songpan-Garzê flysch, China. Terra Nova 31, 295 – 305.
M. Rahn	Lu G., Di Capua A., Winkler W., Rahn M., Guillong M., von Quadt A. and Willett S.D. (2019): Restoring the source-to-sink relationships in the Paleogene foreland basins in the Central and Southern Alps (Switzerland, Italy, France): a detrital zircon study approach. International Journal of Earth Sciences 108, 1817–1834.
B. Roith	C. Dinkel, D. Billenstein, M. Roppel, B. Roith, F. Rieg: Combination of Analytical and Numerical Methods for the Fast Thermal Evaluation of Transport and Storage Casks; Proceedings of the 19th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2019, New Orleans, LA, USA, 04.–09.08.2019

Autoren ENSI	Publikationen
B. Roith, S. Theis	B. Roith, S. Theis: Recent Developments in the Licensing and Manufacturing Control Procedures of DPCs; Proceedings of the 19th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2019, New Orleans, LA, USA, 04.–09.08.2019
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg: Numerical Simulation of Impact Tests on Combined Bending and Punching Behaviour of Reinforced Concrete Slabs within IMPACT III Project, Division V – Modelling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT25), Charlotte, North Carolina, USA, 04.–09.08.2019.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, F. Riesner, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn: Impact Induced Vibrations of Reinforced Concrete Structures Determined by Linear and Nonlinear Analyses of Tests Performed within IMPACT III Project, Division V – Modelling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT25), Charlotte, North Carolina, USA, 04.–09.08.2019.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, M. Stadler: Improvements in Numerical Simulation of Impact Induced Vibration and Damping Behaviour of a Reinforced Concrete Structure Tested in IRIS Phase 3 Project, Division V – Modelling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT25), Charlotte, North Carolina, USA, 04.–09.08.2019.
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky: Effect of Bending Reinforcement Ratio on Combined Bending and Punching Response of Reinforced Concrete Slabs under Impact, Division III – Computation, Simulation and Visualization, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT25), Charlotte, North Carolina, USA, 04.–09.08.2019.
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky: Vibration Propagation of Reinforced Concrete Structures under Consecutive Impacts, Division V – Modelling, Testing and Response Analysis of Structures, Systems and Components, 25th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT25), Charlotte, North Carolina, USA, 04.–09.08.2019.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, F. Riesner, C. Schneeberger: Interaktion von Biegung und Querkraft in Stahlbetonplatten bei Aufprall verformbarer Projektile in Tests des IMPACT III Projekts, 16. D-A-CH Tagung Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik (D-A-CH 2019), 26.+27.09.2019, Innsbruck, Oesterreich
T. van Stiphout, A.-K. Leuz, M. Rahn	T. van Stiphout, A.-K. Leuz, M. Rahn: Regulatory Perspective about Monitoring dedicated to Geological Disposal Facilities for Radioactive Waste in Switzerland, Modern2020 Final Conference Proceedings (2019)
T. Szczesiak	S. Hak, Y. Mondet, D. Zimos und T. Szczesiak: Querkraftwiderstand gedrungener Stahlbetonwände gemäss SIA Norm. Paper 163. 16. D-A-CH Tagung Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik (D-A-CH 2019), 26.+27.09.2019, Innsbruck, Oesterreich
T. Szczesiak	Emmanuel Viallet, Nebojsa Orbovic, Diego Escrig-Forano, Olli Nevander, Ibrahim Bitar, Ludovic Fülöp, Etienne Gallitre, Pierre Labbé, Benjamin Richard, Pierre Sollogoub, Tadeusz Szczesiak, Pekka Välikangas: Activity of OECD/NEA/CSNI/WGIAGE Seismic Engineering Sub-group in the field of seismic hazard and seismic behavior of civil structures and mechanical equipment: findings, recommendations and perspectives. SMiRT-25, 4.–9. August 2019, Charlotte, NC, USA, Division VII, Paper ID: 1132
T. Szczesiak, Urs Bumann	Dimitrios Zimos, Sanja Hak, Yves Mondet, Tadeusz Szczesiak, Urs Bumann: Beyond design seismic capacity of SQUAT RC shear walls: lessons learnt from phase 2 of the CASH benchmark project using LS-DYNA. SMiRT-25, 4.–9. August 2019, Charlotte, NC, USA, Division V, Paper ID: 733
T. Szczesiak, Urs Bumann	Michael Borgerhoff, Philipp Brede, Tadeusz Szczesiak, Urs Bumann: Beyond Design Earthquake Analyses of Multi-Storey Reinforced Concrete Shear Walls by Use of Shell Element Models within Benchmark CASH Phases 2 and 2B. SMiRT-25, 4.–9. August 2019, Charlotte, NC, USA, Division V, Paper ID: 813
C. von Arx	C. von Arx: JRODOS for Nuclear Emergencies: Implementation and Connection to the Emergency Organisation Work Flow in Switzerland. Proceedings of the 19th International Conference on Harmonisation within Atmospheric Dispersion Modelling for Regulatory Purposes, 3.–6. Juni 2019, Bruges, Belgien

Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
A. Braunbarth	A. Braunbarth: ENSRA Working Group on International Transport, National report Switzerland. Bonn, 14.10.2019
T. Brogle	T. Brogle: Grenzüberschreitende Alarmierung und Orientierung gemäss bilateralem Abkommen. 42. Sitzung der Arbeitsgruppe 2 der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), KIT Karlsruhe, 28.–29. Mai 2019
T. Brogle	T. Brogle: Besonderheiten der Gesamtnotfallübung 2019 STYLOS im Zusammenhang mit der Sicherheitsverbundsübung 2019. 50. Sitzung des Arbeitskreises Notfallschutz vom Fachverband für Strahlenschutz, Sächsisches Staatsministerium für Umwelt und Landwirtschaft (SMUL) Dresden, 28.–29. Oktober 2019
T. Brogle / R. Rusch	T. Brogle, R. Rusch: Tätigkeitsbericht der Schweiz zum Thema Notfallschutz. 42. Sitzung der Arbeitsgruppe 2 der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), KIT Karlsruhe, 28.–29. Mai 2019
B. Bucher	B. Bucher: Erneuerung der Dosisleistungsmessnetze MADUK und NADAM. 101. AKU-Sitzung, Braunschweig/D, 14./15. März 2019.
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck (PSI): Internat. Messübung Aeroradiometrie ARM2017. 101. AKU-Sitzung, Braunschweig/D,, 14./15. März 2019.
B. Bucher	B. Bucher: Experiences and Challenges in three decades of AGS in Switzerland. University of Ferrara, June 21 2019.
B. Bucher	B. Bucher: Stand Erneuerung der Dosisleistungsmessnetze MADUK und NADAM. DSK UAG Datenaustausch, Neuherberg/D, 9./10. Juli 2019.
B. Bucher	B. Bucher: Stand Erneuerung MADUK und NADAM. DSK AG3, Bern, 12./13. September 2019.
B. Bucher	B. Bucher, F. Stoffel (NAZ): Erneuerung der MADUK-/NADAM-Systeme von ENSI und NAZ. KSR, Subkommission Umwelt, 9. Dezember 2019.
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck (PSI): Verification of measurement results during system and software transition. International Meeting on Airborne Gamma-Ray Spectrometric Software. Prag/CZ, 21./22. Mai 2019.
B. Bucher	B. Bucher: Update Erneuerung ODL-Messnetze MADUK und NADAM. 102. AKU-Sitzung, Kiel/DE, 17./18. Oktober 2019.
U. Bumann	U. Bumann: Impact of a 10'000-year Earthquake on the Surroundings of Beznau NPP, Expertengruppe Reaktorsicherheit ERS, Brugg, 5. April 2019
J. Dejoz	J. Dejoz: «REX from the Implementation of a dedicated regulatory guideline covering cyber threats», IAEA Technical Meeting on Computer Security, Berlin, 24.09.2019
R. Döring	R. Döring: Ageing Management and LTO of NPP's in Switzerland, Status 2019. US NRC Internat. Workshop on Age-Related Degradation of RPV and Internals, Rockville MD, May 23th – 24th, 2019
T. Ernst-Simonnot	T. Ernst-Simonnot: Planned decommissioning of Mühleberg NPP, Bilateral Meeting: SSM – ENSI, Stockholm, 09.04.2019
T. Ernst-Simonnot	T. Ernst-Simonnot: Decommissioning of Mühleberg NPP: Regulatory control of preparatory activities, Bilateral Meeting: SSM – ENSI, Stockholm, 09.04.2019
T. Ernst-Simonnot	T. Ernst-Simonnot: Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg; Vorbereitende Massnahmen, Erfahrungsaustausch GRS – ENSI zur Stilllegung: Brugg, 19. November 2019
T. Ernst-Simonnot	T. Ernst-Simonnot: Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg; Stilllegungsphase 1, Erfahrungsaustausch GRS – ENSI zur Stilllegung: Brugg, 19. November 2019
K. Germerdonk	K. Germerdonk: General introduction of ENSI and the Swiss regulatory framework, Bilateral Meeting SSM – ENSI, Stockholm, 09.04.2019
K. Germerdonk	K. Germerdonk: Preparation for Decommissioning of Mühleberg NPP, Bilateral Meeting ENSI - FANC - BEL V, 15.–16.05.2019
K. Germerdonk	K. Germerdonk: Indications for dryout turned out to be local crud, update to preliminary IRS Report 8606, 2019 Meeting of IRS National Coordinators and technical Committee of the IRS, Paris 7.–9.10.2019
K. Germerdonk	K. Germerdonk: Licensing Procedure and Inspection Fields in Decommissioning of Swiss NPP, WENRA decommissioning workshop from 5–7 November 2019, Berlin/Greifswald
A. Gorzel	A. Gorzel: Local cladding marks in a Swiss BWR, NEA WPBWR, KKM, 26.03.2019
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelles aus Aufsicht und Forschung, 36. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, ENSI, 03.04.2019

Autoren ENSI	Vortrag
A. Gorzel	A. Gorzel: BE-Untersuchungen im KKL – aktueller Stand, Deutsch-Schweizerische Kommission-Arbeitsgruppe 1, Baden, 07.–08.05.2019
A. Gorzel	A. Gorzel: Brennelement-Untersuchungen im KKL – aktueller Stand, Treffen BMU, GRS, PhB, ENSI, 03.06.2019
A. Gorzel	A. Gorzel: Local CRUD findings in a Swiss BWR, 20. Plenarsitzung der NEA Working Group on Fuel safety, Paris, 19.09.2019
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelle Reaktor- und Brennstoffthemen, 37. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, Baden, 07.11.2019
B. Graupner, J. Hansmann, M. Sentis	M. Rutenberg, J. Feierabend, K.-H. Lux, J. Maßmann, M. Pitz, M.L. Sentis, B.J. Graupner, J. Hansmann, O. Czaikowski, K. Wieczorek, L. Friedenberg, S. Hotzel, I. Kock, J. Rutqvist, M. Hu, and A.P. Rinaldi. «Introduction to a Benchmarking of TH2M Simulators for Subsurface Applications with First Results». In: DECOVALEX Symposium 2019, Brugg, Switzerland, 4.–5.11.2019.
M. Herfort	M. Herfort: ENSI-Experimente im Felslabor Mont Terri, Beitrag im Technischen Forum Sicherheit, Brugg, 19.03.2019
M. Herfort	M. Herfort: Felslabor Mont Terri: Einführung für Ingenieure. St. Ursanne, 06.09.2019
M. Herfort	M. Herfort: The Mont Terri Project: Research in a generic underground research rock laboratory. GeoMünster 2019, Annual Conference of the Deutsche Geologische Gesellschaft – Geologische Vereinigung (DGGV – The German Geological Society) and the Deutsche Mineralogische Gesellschaft (DMG – The German Mineralogical Society). Münster, Deutschland, 22.–25.09.2019. Veröffentlichtes Abstract unter http://www.geomuenster2019.de/assets/geomuenster_book_of_abstracts.pdf
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: Entwicklung des Strahlenschutzes, Gesetzliche Grundlagen im Strahlenschutz, Strahlenschutzplanung, Rechenprogramme zur Expositionsabschätzung, Umgang mit geschlossenen Strahlenquellen: Ausbildungskurse für Strahlenschutz-Sachverständige, -Techniker und -Fachkräfte an der Strahlenschutzschule PSI
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: Systematic Approach to RP in the Context of Nuclear Safety, RP Principles – Implementation in Safety Assessments, Management Responsibility, Protection against External Exposure, Source Term Reduction, Contamination Barriers of Radiological Controlled Area, Regulatory Control of RP in Nuclear Facilities, Education and Training: JOINT IAEA/ANL INTERREGIONAL TRAINING COURSE ON RADIATION PROTECTION FOR NUCLEAR EMBARKING COUNTRIES, Lemont, Illinois, USA November 11-15, 2019
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: Systematik des Strahlenschutzes als roter Faden für Ausbildungskurse: Sitzung des Arbeitskreis Ausbildung im Fachverband Strahlenschutz, 2.10.2019 Dresden
S.-G. Jahn	S.-G. Jahn: Optimierung in der Strahlenschutzpraxis – Einführungsvortrag: ENSI-Strahlenschutzseminar, 12.12.2019, Brugg
F. Koch	F. Koch: Alterungsmanagement in der Schweiz; Fachworkshop Zwischenlagerung, BGZ, Berlin, 22./23.10.2019
F. Koch	F. Koch: Transport of Radioactive Material in Switzerland; Transport Safety Standard Committee TRANSSC, 38th Meeting, IAEA, Wien, 26.06.2019
T. Krietsch	T. Krietsch: Regulatory Framework, Licensing and Supervision of Decommissioning, Bilateral Meeting: SSM – ENSI, Stockholm, April 9th, 2019
T. Krietsch	T. Krietsch: Decommissioning of other Nuclear Facilities, Bilateral Meeting: SSM – ENSI, Stockholm, April 9th, 2019
T. Krietsch	T. Krietsch: Übersicht über den Stand der Stilllegungsverfahren in der Schweiz. Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), 42. Sitzung der Arbeitsgruppe 1: Anlagensicherheit, Baden, 07. Mai 2018.
T. Krietsch	T. Krietsch: Genehmigung der Stilllegung von Kernanlagen in der Schweiz, Erfahrungsaustausch GRS – ENSI zur Stilllegung: Brugg, 19. November 2019
A. Luzio	A. Luzio: Herausforderungen der Digitalisierung aus Sicht der Behörde – Anforderungen der Behörde und Auswirkungen für die Betreiber. Nuklearforum Schweiz, Vertiefungskurs, Olten, 2019, 05.12.2019
A. Manco	A. Manco: IPPAS Mission Switzerland 2018. IAEA International Workshop on the International Physical Protection Advisory Service (IPPAS) for Potential IPPAS Team Members, Wien, 9.–13.09.2019

Autoren ENSI	Vortrag
H. Mattli	H. Mattli: Erfahrungsaustausch RENEGADE mit fedpol, Luftwaffe, NAZ, Kantonspolizei BE/AG/SO, Kernanlagen, Brugg, 08.02.2019
H. Mattli	H. Mattli: Leistungen des ENSI im Rahmen der Nuclear Forensic, Bern, 14.02.2019
H. Mattli	H. Mattli: Manufacture and Effect of Home Made Explosive (HME), IPSF Oslo, 5.–10.05.2019
H. Mattli	H. Mattli: Erfahrungsaustausch Personensicherheitsprüfungen mit der Fachstelle GS VBS, Brugg, 28.05.2019
H. Mattli	H. Mattli: Sicherung in den Schweizer KKW, Besprechung mit der «Post», Brugg, 06.08.2019
J. Minges	J. Minges: Stand Rückbau von Forschungsanlagen, 38. DSK-AG4-Sitzung, Philippsburg (D), 19. Juni 2019
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: International cooperation in nuclear regulatory aspects. Summer Institute of the World Nuclear University. Baden, 18.07.2019
M. Rahn	M. Rahn: Final disposal of radioactive Waste: geologic information as key issues in site selection. Vortrag im Rahmen des Kolloquiums der Österreichischen Geologischen Gesellschaft, Wien, 5. Dezember 2019.
M. Rahn	Nibourel L., Rahn M., Berger A., Dunkl I., Herman F., Diehl T. and Herwegh, M. (2019): Young orogen-parallel growth of External Crystalline Massifs: insights from low T thermochronology in the Aar Massif (Swiss Alps). Geophysical Research Abstracts, Vol. 21, EGU2019-15515, 2019 (https://meetingorganizer.copernicus.org/EGU2019/EGU2019-15515.pdf).
M. Rahn	Nibourel L., Rahn M., Dunkl I., Herman F., Berger A., Diehl T., Herwegh M. (2019): Orogen-parallel migration of exhumation in the eastern Aar Massif revealed by low-T thermochronology. 14th Emile Argand Conference on Alpine Geological Studies, Sion, 4.–6. September 2019 (http://wp.unil.ch/alpshop2019/files/2019/08/3_circular-1.pdf)
R. Rusch	R. Rusch: Protection en cas d'urgence aux environs des installations nucléaires. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 15.03.2019.
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie, Kurs 310/312, Strahlenschutzschule PSI, 24. Januar 2019
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologie, Kurs 420, Strahlenschutzschule PSI, 14. März und 14. November 2019 2019
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Non-human Biota, Technisches Forum, Brugg, 4. Juni 2019
R. Scheidegger	R. Scheidegger: Strahlenbiologische Grundlagen, Strahlenschutztagung KomABC, KSR, KNS, Bern, 14. Juni 2019
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, M. Stadler, F. Stangenberg: Investigations on Inclined Bending Tests (IB) Including Related Force Plate Tests, IMPACT IV - NEREID, 2nd Technical Advisory Group Meeting, Espoo, Finnland, 04–05.12.2019
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, P. Zwicky: Blind Predictions of ITP1, ITP2 & IPT4, IMPACT IV - NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 03.12.2019
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, B. Wilding: Blind Prediction of IP1, IMPACT IV–NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finnland, 03.12.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: The Role of the Vice-Presidents in the Convention on Nuclear Safety, CNS Officers' Turnover Meeting, Wien, 9.03.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: Overview of recent events in Switzerland, Bilateral Meeting ENSI–FANC/Bel V, Brugg, 16.05.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: Evénements significatifs sur le parc et Avancement du projet de mise à l'arrêt de Mühleberg, planification et mise en œuvre 29ème Réunion de la Commission Franco-Suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS), Strasbourg, 27.–28.05.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: Decommissioning and Inspection Practices, 7th Meeting of the Commissione Italo-Svizzera for cooperation in nuclear safety matters (CIS), Arona, 2.–3.07.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: NPP Mühleberg: Preparation of decommissioning, 7th Meeting of the KWU Regulators Club, Madrid, 9.–11.07.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: Die Rolle des ENSI bei der Entsorgung radioaktiver Abfälle NAGRA Informationsreise nach Schweden und Deutschland, 8.–10.08.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: Ramsar: Reise in die radioaktivste Stadt der Welt, Pensionierten Vereinigung ENSI (PVE), Brugg, 21.08.2019
G. Schwarz, M. Bruderer	G. Schwarz, M. Bruderer: Lehren aus dem Unfall in Fukushima: Ablauf, Schwierigkeiten und Konsequenzen für die Schweiz, Schulung des Kantonalen Führungsstabes Aargau, Liebegg, 25.09.2019

Autoren ENSI	Vortrag
G. Schwarz	G. Schwarz: Switzerland back-fitting standards to existing NPPs, International Conference on Effective Nuclear and Radiation Regulatory Systems, Den Haag, 4.–7.11.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: Nuclear regulatory actions following the Fukushima accident, Symposium of the Dutch Royal Engineering Society, Den Haag, 8.11.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: Skill and competence maintenance, Regional Seminar on Nuclear Safety and Radiation Protection, Montrouge, 28.–29.11.2019
G. Schwarz	G. Schwarz: Preparation of the Swiss Regulator for the permanent shutdown of NPP, 42th Meeting of the OECD/NEA Committee on Nuclear Regulatory Activities, Paris, 2.–3.12.2019
B. Stauffer	B. Stauffer: «Regional cooperation on nuclear security in Europe: the European Nuclear Security Regulators Association ENSRA», Third International Regulators Conference on Nuclear Security, Marrakesch, 02.10.2019
B. Stauffer	B. Stauffer: «Switzerland's Implementation of Nuclear Security Series Guidance», IAEA Nuclear Security Guidance Committee (NSGC), Wien, 20.11.2019
B. Stauffer	B. Stauffer: Das Nuclear Security Guidance Committee (NSGC), 10. Sitzung der Gruppe Nuklearpartner Schweiz (GNP), Bern, 04.12.2019
B. Stauffer, H. Wanner	B. Stauffer, H. Wanner: TOP 6: Die nukleare Sicherung in der Schweiz, 37. Hauptsitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK), Leipzig, 26.11.2019
R. Sutter	R. Sutter: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 21.03.2019
T. Szczesiak	T. Szczesiak: Erdbebensicherheit der Kernkraftwerke in der Schweiz. IDA Erdbebenrisikomanagement – 3. Sitzung, Bern, 12. Juni 2019
H. Wanner	H. Wanner: Schweizer Kernkraftwerke: Stand der Dinge, Üetliberg-Stamm, 23. Januar 2019
H. Wanner	H. Wanner: Neues aus dem ENSI, Kiwanis Club Zurzach, 20. Februar 2019
H. Wanner	H. Wanner: The Role of Research in the Development of Safety – ENSI's Research Strategy, Safir2018 Final Seminar, Helsinki, Finnland, 21. März 2019
H. Wanner	H. Wanner: (How) can peer reviews improve nuclear safety? Eurosafe2019, Köln, 4. November 2019

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2019)

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	**Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke**	**August 2019**
ENSI-G03	**Spezifische Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager und Anforderungen an den Sicherheitsnachweis** Geologische Tiefenlager (Titel der in Anhörung befindlichen Neuausgabe)	**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	Anlageninterner Strahlenschutz	
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	**Gesuchsunterlagen 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**	**August 2019**
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-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-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986

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-10919
ISSN 1664-3178
© ENSI, April 2020

ENSI-AN-10919
ISSN 1664-3178

ENSI, Industriestrasse 19, 5200 Brugg, Schweiz, Telefon +41 56 460 84 00, info@ensi.ch, www.ensi.ch