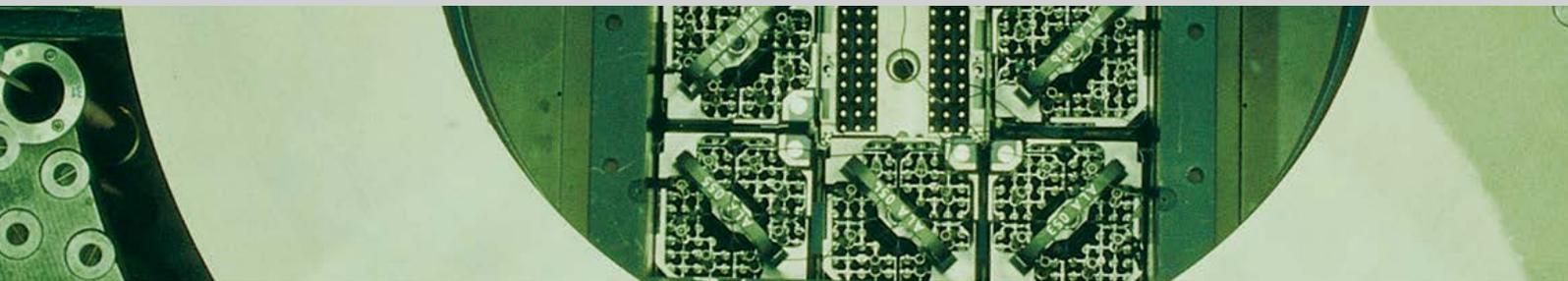




Schweizerische Eidgenossenschaft  
Confédération suisse  
Confederazione Svizzera  
Confederaziun svizra

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 2020

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht



## **Erfahrungs- und Forschungsbericht 2020**

Entwicklungen im Bereich der Grundlagen der nuklearen Aufsicht

## **Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2020**

Développements dans les bases techniques et légales pour la surveillance nucléaire

## **Research and Experience Report 2020**

Developments in the technical and legal basis of nuclear oversight

<b>Einleitung</b>	<b>4</b>
<b>Zusammenfassung</b>	<b>5</b>
<b>Résumé</b>	<b>8</b>
<b>Summary</b>	<b>11</b>
<b>1. Regulatorische Sicherheitsforschung</b>	<b>15</b>
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	21
1.1.4 PIONIC – Program for Investigation of Nondestructive Examination (NDE) by International Collaboration	24
1.1.5 ZINC – Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted Cracking of Structural Materials	27
1.1.6 PROACTIV – Probabilistische Integritäts-Analysen von Primärkreislaufkomponenten in KKW	28
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	32
1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	32
1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	33
1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange	34
1.3 Externe Ereignisse	36
1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	36
1.3.2 NEA IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten	39
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-II – Reliability of Operators in Emergency Situations	45
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	47
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	47
1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer	50
1.5.3 Verwendung von BEPU-Analysemethoden für generische PTS-Untersuchungen	51
1.5.4 Deterministische Analyse der Wirksamkeit von Handmassnahmen bei Ereignissen im Mitte-Loop-Betrieb mit fortschrittlichen Methoden	53
1.5.5 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells	55
1.5.6 MSWI Cool – Melt-Structure-Water-Interactions: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability	57
1.6 Strahlenschutz	59
1.6.1 Strahlenschutzforschung	59
1.6.2 Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection	61
1.7 Entsorgung	63
1.7.1 Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern	63
1.7.2 HELP – Hydrogen-Enhanced Local Plasticity	65
1.7.3 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	67
1.7.4 Experimente im Felslabor Mont Terri	69
1.7.5 Felslabor Mont Terri: SE-P-Experiment – Selbstabdichtungsprozesse in alten Auflockerungszonen	71
1.7.6 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche	73
1.7.7 Felslabor Mont Terri: PD-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen	75
1.7.8 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment – Untersuchung eines geschichteten hydraulischen Dichtelements	76

1.7.9	Felslabor Mont Terri: FS-B-Experiment – Folgen der Aktivierung einer Störung	78
1.7.10	Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen	80
1.7.11	Felslabor Mont Terri: HC-Experiment – Hydraulische Charakterisierung des Übergangs vom Opalinuston in die Passwang-Formation	83
1.7.12	Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston	84
1.7.13	Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen	86
1.7.14	BenVaSim – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH <sup>2</sup> M-Simulatoren	89
1.7.15	DECOVALEX-2023	93
1.7.16	Forschung im Rahmen des NEA Clay Club	95
1.7.17	Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2	96
1.7.18	Isochron-burial dating of Quaternary sediments	98
1.7.19	Quartärstratigraphie Hochrhein	100
1.7.20	Stochastisch-mechanische Analyse geologischer Strukturen	102
<b>2.</b>	<b>Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen</b>	<b>105</b>
2.1	Hanbit-1 (INES 2)	106
<b>3</b>	<b>Internationale Zusammenarbeit</b>	<b>109</b>
3.1	Internationale Übereinkommen	110
3.1.1	Übereinkommen über nukleare Sicherheit	110
3.1.2	Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	110
3.1.3	OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	111
3.1.4	Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM)	111
3.1.5	Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Espoo-Konvention)	111
3.2	Multilaterale Zusammenarbeit	112
3.2.1	Internationale Atomenergieagentur IAEA	112
3.2.2	Kernenergieagentur NEA der OECD	115
3.3	Behördenorganisationen	119
3.3.1	Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	119
3.3.2	European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	120
3.3.3	European Nuclear Security Regulators Association ENSRA	120
3.3.4	Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	121
3.3.5	EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	121
3.4	Bilaterale Zusammenarbeit	121
3.4.1	Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	122
3.4.2	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	122
3.4.3	Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	122
3.4.4	Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS)	123
3.5	Weitere internationale Zusammenarbeit	123
<b>4.</b>	<b>Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht</b>	<b>125</b>
4.1	Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G03: Geologische Tiefenlager	126
4.2	Neue Richtlinie ENSI-B17: Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle und Rückzug der Richtlinie ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente	126
4.3	Änderung der Richtlinie ENSI-B11: Notfallübungen	126
<b>5.</b>	<b>Strategie und Ausblick</b>	<b>127</b>
	<b>Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte</b>	<b>131</b>
	<b>Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien</b>	<b>339</b>
	<b>Anhang C: Publikationen und Vorträge 2020</b>	<b>344</b>
	<b>Anhang D: Richtlinien des ENSI</b>	<b>347</b>

# 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](http://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. Im Falle der Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt. Das Projekt LEAD des Paul Scherrer Instituts PSI schloss Ende 2020 seine erste dreijährige Phase ab. In dieser betrachteten die Forscher verstärkt das Zusammenwirken verschiedener Alterungsmechanismen, und sie erzielten wichtige Ergebnisse insbesondere zum Einfluss des Kühlmittels auf die Bruchzähigkeit der Stähle für Reaktordruckbehälter.
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. Das Projekt NEA CODAP (Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme) erstellte 2020 einen Erfahrungsbericht zur thermischen Ermüdung von Rohrleitungen.
3. Erdbeben, Hochwasser und Flugzeugabstürze sind **externe Ereignisse**, mit denen sich die vom ENSI unterstützte Forschung befasst. In seinem Projekt zu Kernanlagen befasst sich der Schweizerische Erdbebendienst (SED) auch mit der möglichen Auslösung von Erschütterungen bei der geologischen Tiefenlagerung. Der SED modellierte im Berichtsjahr thermische und bauinduzierte Effekte erstmals dreidimensional und kann nun das Potenzial für die Reaktivierung von Störungen im Opalinuston besser abschätzen.
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) ging Mitte 2020 in seine zweite Phase. Neben der Erkennung und Beurteilung von Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, werden neu auch Abhängigkeiten zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen thematisiert.
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) befasst sich neu mit Ereignissen in einer bestimmten Stillstandsphase von Druckwasserreaktoren, dem sogenannten Mitte-Loop-Betrieb. In diesem sind bestimmte Notkühlsysteme ganz oder teilweise ausser Betrieb. Für Störfälle in dieser Phase wird umfassend die Wirksamkeit von Handmassnahmen analysiert.
6. Die anwendungsorientierten Forschungsarbeiten des PSI im **Strahlenschutz** reichen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Seit Juli 2020 läuft zudem an der Universität Zürich eine Doktorarbeit zur Risikobeurteilung im Niedrigdosisbereich. Mittels Nanodosimetrie soll der biologische Schaden in Geweben direkt quantifiziert werden. Ziel ist, den Anteil verschiedener Strahlenarten genauer zu bestimmen, um bestehende Strahlenschutzmodelle optimieren zu können.
7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch

ihr vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Das Felslabor Mont Terri spielt dabei weiterhin eine zentrale Rolle mit neun vom ENSI unterstützten Experimenten im Berichtsjahr. Abgeschlossen wurde das HC-Experiment, das zu einem besseren Verständnis der geologischen Eigenschaften des Übergangs vom Opalinuston in die angrenzenden Gesteine beiträgt. Neu hinzugekommen ist das PD-Experiment, eine Zusammenarbeit mit der Universität Kyoto, welches die Auswirkungen von Deformationen des Wirtgesteins Opalinuston untersucht. Die Ergebnisse sollen dabei helfen, beim Bau eines geologischen Tiefenlagers angetroffene Störungen besser beurteilen zu können. Darüber hinaus beendete das von der Technischen Universität Clausthal in Deutschland geleitete Projekt BenVaSim seine erste Phase; der systematische Vergleich von Simulationsprogrammen erhöht die Prognosesicherheit für fluiddynamische und mechanische Prozesse in Tiefenlagersystemen. Zur überregionalen Landschaftsentwicklung konnten durch das Projekt Quartärstratigraphie Hochrhein neue Erkenntnisse gewonnen werden, welche die Erosion des Nordschweizerischen Entwässerungsnetzes im Eiszeitalter beleuchten. Schliesslich unterstützt das ENSI seit Herbst 2020 eine Dissertation an der Université Cergy bei Paris. Sie wird die geologischen Strukturen in der Nordschweiz stochastisch-mechanisch analysieren. Die Entwicklung von Spannung und Deformation sollen über eine Million Jahre simuliert werden, um Ungewissheiten abschätzen zu können.

Mehrheitlich konnten die Forschungsprojekte trotz der Corona-Pandemie ihre Arbeiten ohne wesentliche Abstriche weiterführen. Bei einigen Projekten kam es jedoch zu Verzögerungen, und im Felslabor Mont Terri mussten unaufschiebbare Messungen umorganisiert werden, weil Forscher aus dem Ausland zeitweise nicht anreisen konnten.

## 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 geht jeweils auf lehrreiche ausländische

Vorkommnisse ein. Sie werden analysiert, um ihre Relevanz für Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und bei Bedarf Verbesserungsmaßnahmen abzuleiten.

Im südkoreanischen Kernkraftwerk Hanbit-1 kam es im Zuge von Physiktests bei Nulleistung während des Anfahrens zu einer ungewollten Leistungserhöhung des Reaktors. Sie wurde nach einer Kette von Folgeereignissen, wie dem automatischen Start der Hilfsspeisewasserpumpe, zunächst durch eine Leistungsreduktion und schliesslich durch die manuelle Abschaltung der Anlage beendet. Letztere erfolgte jedoch erst mehr als elf Stunden nach Ereignisbeginn und stabilisierte die Anlage so in einem sicheren Zustand. Im Verlauf des Vorkommnisses kam es zu mehreren unangemessenen Handlungen des Personals. Die ENSI-Analyse zeigte zwar eine prinzipielle Übertragbarkeit auf Schweizer Kernkraftwerke, in diesen sind jedoch neben zusätzlichen automatischen Schutzsystemen auch entsprechende Vorschriften vorhanden, um einen solchen Ereignisverlauf zu verhindern.

## 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 länderübergreifenden Informations- und Erfahrungsaustausch.

Das ENSI war im Berichtsjahr im Rahmen von mehreren internationalen Übereinkommen aktiv. Im Oktober hat es den siebten Schweizer Länderbericht zur sogenannten Joint Convention bei der IAEA eingereicht. Dieses Übereinkommen gibt vor, wie die Vertragsparteien mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen umzugehen haben. Für dessen Überprüfungskonferenz wurde der frühere ENSI-Direktor Hans Wanner zum Präsidenten gewählt. Die für 2021 vorgesehene Veranstaltung wurde wegen der andauernden Corona-Pandemie auf den Sommer

2022 verschoben. Aus demselben Grund wurde die 2020 angesetzte achte Überprüfungskonferenz des Übereinkommens über nukleare Sicherheit von Kernkraftwerken (Convention on Nuclear Safety) zunächst ebenfalls um ein Jahr verschoben und dann abgesagt; die nächste reguläre Überprüfung wird im Jahr 2023 stattfinden. Intensive Diskussionen fanden 2020 zur Espoo-Konvention statt, welche grenzüberschreitende Umweltverträglichkeitsprüfungen (UVP) regelt. Im Dezember verabschiedeten die Mitgliedsstaaten schliesslich einen Leitfaden, der unter anderem die Frage behandelt, inwiefern bei Laufzeitverlängerungen von Kernkraftwerken künftig eine solche UVP durchzuführen ist.

Darüber hinaus hat das ENSI die für Herbst 2021 geplante IRRS-Mission (Integrated Regulatory Review Service) vorbereitet. Das ENSI lässt sich regelmässig von internationalen Experten daraufhin überprüfen, ob die Aufsichtstätigkeit den IAEA-Vorgaben entspricht.

## Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des Regelwerks wurde 2020 weitergeführt. Anhörungen wurden zu zwei Richtlinien des ENSI eröffnet und zu zwei weiteren abgeschlossen. Das ENSI verabschiedete folgende Richtlinien:

- ENSI-G03: Geologische Tiefenlager (Neuausgabe);
- ENSI-B11: Notfallübungen (Änderung);
- ENSI-B17: Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle (neue Richtlinie). Zugleich wurde die Richtlinie ENSI-G04 (Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente) zurückgezogen.

# Résumé

## Recherche réglementaire en 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 **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. Dans le cas des matériaux structurels, ce sont les processus de vieillissement qui concentrent l'attention. Le projet LEAD de l'Institut Paul Scherrer (PSI) a achevé à la fin 2020 sa première phase triennale. Dans celui-ci, les chercheurs ont analysé plus en détail l'interaction de différents mécanismes de vieillissement et ont pu en tirer des résultats importants, notamment en matière d'influence du fluide caloporteur sur la ténacité à la rupture des aciers utilisés pour la réalisation de la cuve de pression du réacteur.
2. Les projets de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE sur les **événements internes et les dommages** promeuvent l'échange international d'expériences sur les défaillances et les dommages subis par des composants, qui peuvent causer d'autres défaillances ou en influencer défavorablement le déroulement. Pour ce faire, des banques de données spécifiques sont mises en place. Elles permettent de collecter et d'analyser les expériences d'exploitation dans de nombreux pays. Le projet NEA CODAP (Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme) a publié en 2020 un rapport d'expérience sur la fatigue thermique de conduites.
3. Les séismes, les crues ou les chutes d'aéronefs constituent des **événements externes** traités par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. Dans son projet sur les installations nucléaires, le Service Sismologique Suisse (SED) traite aussi du déclenchement possible de tremblements lors de la réalisation de dépôts en couches géologiques profondes. Au cours de l'exercice de référence, le SED a étudié pour la première fois en trois dimensions les effets thermiques et mécaniques des travaux souterrains, et peut dès lors mieux évaluer le potentiel de réactivation de perturbations dans l'argile à Opalinus.
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 est entré à la mi-2020 dans sa deuxième phase. Outre la mise en évidence et l'appréciation d'erreurs de manipulation qui exercent une influence négative sur l'évolution d'une défaillance, le projet a aussi thématiqué les interdépendances lors de l'échec de plusieurs actions.
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. La Société allemande pour la sécurité des installations et des réacteurs nucléaires (Deutsche Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit) a récemment étudié les événements se produisant dans une certaine phase d'arrêt de réacteurs à eau sous pression, le fonctionnement dit «mid-loop». Lors de cette phase, certains systèmes de refroidissement de secours sont totalement ou partiellement à l'arrêt. L'analyse étudie de façon exhaustive l'efficacité des actions manuelles tentées pour contrer les défaillances survenant au cours de cette phase.

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. De plus, un doctorat a été lancé en juillet 2020 à l'Université de Zurich sur l'évaluation du risque dans le domaine des faibles doses. Les dommages biologiques subis par les tissus sont directement quantifiés par nanodosimétrie. L'objectif de ce sujet de recherche est de déterminer avec plus grande précision la part des différents types de rayonnement afin d'optimiser les modèles de radioprotection actuels.

7. Le domaine de recherche **gestion des déchets radioactifs** traite aussi bien du stockage en couches géologiques profondes que des étapes en amont telles que le transport et le stockage intermédiaire des déchets nucléaires. Le laboratoire souterrain de Mont Terri continue à jouer un rôle central pour neuves expérimentations soutenues sur l'année de référence par l'IFSN. L'expérience HC est achevée; elle a contribué à une meilleure compréhension des caractéristiques géologiques de transition entre l'argile à Opalinus et les roches limitrophes. Il s'y est ajouté l'expérience PD menée en coopération avec l'Université de Kyoto sur les effets de la déformation de la roche d'accueil qu'est l'argile à Opalinus. Les résultats de cette étude doivent aider à mieux évaluer les perturbations rencontrées lors de la réalisation d'un dépôt en couches géologiques profondes. Le projet BenVaSim dirigé par l'Université technique de Clausthal en Allemagne a en outre achevé sa première phase; la comparaison systématique de programmes de simulation augmente la sûreté de pronostic relative aux processus mécaniques et hydrodynamiques dans les systèmes de stockage en couches géologiques profondes. En matière de développement suprarégional des paysages, le projet Stratigraphie quaternaire du Rhin supérieur a permis de dégager de nouvelles données qui éclairent l'érosion du réseau d'écoulement des eaux du nord de la Suisse à l'époque glaciaire. L'IFSN finance enfin depuis l'automne 2020 une dissertation à l'Université de Cergy près de Paris. Elle vise à analyser de manière mécanique et stochastique les structures géologiques du nord de la Suisse. La simulation portera sur l'évolution des tensions et déformations sur un million d'années afin de pouvoir évaluer les incertitudes.

Pour l'essentiel, les projets de recherche ont pu mener leurs travaux sans pénalisation majeure en dépit de la pandémie de coronavirus. Certains projets ont toutefois enregistré des retards et des mesures impossibles à reporter ont dû être réorganisées au laboratoire souterrain de Mont Terri puisque des chercheurs étrangers n'ont pas pu se déplacer à certaines périodes de l'année.

## 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.

À la centrale sud-coréenne Hanbit-1, des tests physiques à puissance nulle au cours du démarrage du réacteur ont déclenché une augmentation de puissance non voulue de ce dernier. Cette augmentation a pu être arrêtée après toute une chaîne d'évènements consécutifs, comme le démarrage automatique de la pompe à eau d'alimentation de secours, tout d'abord par une réduction de la puissance, puis finalement par la mise à l'arrêt manuelle de l'installation. Cette dernière n'a pu toutefois être réalisée que onze heures après le début de l'évènement pour stabiliser l'installation dans un état sûr. Le déroulement de l'évènement a été caractérisé par plusieurs actions inappropriées du personnel. Une analyse de l'IFSN a certes montré la transposabilité de principe aux centrales nucléaires suisses, mais celles-ci disposent, outre de systèmes de protection automatique supplémentaires, de prescriptions d'exploitation destinées à éviter une telle évolution de l'évènement.

## 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.*

*Au cours de l'année de référence, l'IFSN a été active dans le cadre de plusieurs conventions internationales. En octobre, elle a adressé à ladite Joint Convention de l'AIEA le septième rapport national de la Suisse. Cette convention prescrit la manière dont les cocontractants doivent gérer les assemblages combustibles usés et les déchets radioactifs. Pour cette conférence de vérification, l'ancien directeur de l'IFSN, Hans Wanner, a été élu comme président. La réunion prévue pour 2021 a été reportée à l'été 2022 du fait de la persistance de la pandémie de coronavirus. Pour la même raison, la huitième conférence de vérification de la Convention sur la sécurité nucléaire de centrales nucléaires (Convention on Nuclear Safety), également prévue en 2020, a tout d'abord été repoussée d'un an pour être finalement annulée; la prochaine vérification régulière aura lieu en 2023. Des discussions serrées ont eu lieu en 2020 sur la Convention dite d'Espoo laquelle régit les études transnationales d'impact sur l'environnement (EIE). En décembre, les États membres ont finalement approuvé une ligne directrice qui traite entre autres de la question de la nécessité d'une telle EIE dans le cas de prolongation de la durée d'exploitation de centrales nucléaires.*

*L'IFSN a aussi préparé la mission IRRS (Integrated Regulatory Review Service) prévue à l'automne 2021. L'IFSN fait enfin l'objet de contrôles réguliers de la part d'experts internationaux afin de vérifier que sa mission de surveillance est bien conforme aux exigences de l'AIEA.*

## Modification des fondements juridiques de la surveillance nucléaire

*L'actualisation de la réglementation s'est poursuivie en 2020. Des consultations ont été ouvertes en ce qui concerne deux directives de l'IFSN, tandis que deux autres ont été achevées. L'IFSN a promulgué les directives suivantes:*

- *ENSI-G03: Dépôts de stockage en couches géologiques profondes (nouvelle édition);*
- *ENSI-B11: Exercices de gestion de situations d'urgence (modification);*
- *ENSI-B17: Exploitation de dépôts intermédiaires de stockage de déchets nucléaires (nouvelle directive). Dans le même temps, la directive ENSI-G04 (conception et exploitation de dépôts de stockage de déchets radioactifs et d'assemblages combustibles usés) a été retirée.*

# Summary

## Regulatory Safety Research

Projects in the ENSI Research Programme help 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 strengthen 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 comprises seven subject areas:

1. The **fuel and materials** sector covers the reactor core and the defence-in-depth barrier system used to contain the radioactive materials. Research into fuels is particularly concerned with high burn-up rates and behaviour under accident conditions. Where structural materials are concerned, the focus is on ageing processes. The LEAD project under the aegis of the Paul Scherrer Institut (PSI) completed its first three-year phase at the end of 2020. In it, researchers considered the interaction of different ageing processes in more detail, and obtained important results, especially relating to the influence of the coolant on the fracture toughness of the steels used in reactor pressure vessels.
2. Projects conducted under the auspices of the OECD's Nuclear Energy Agency (NEA) relating to **internal events and damage** encourage the international exchange of experience on accidents and on damage to components that could trigger accidents or adversely affect their course. Subject-specific databases are created for this purpose and used to facilitate the systematic analysis of operating experience from many countries. In 2020, the project NEA CODAP (Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme) produced an operating experience feedback report on thermal fatigue in pipes.
3. ENSI supports research projects addressing **external events** such as earthquakes, flooding and aircraft crashes. In its project on nuclear installations, the Swiss Seismological Service (SED) is also considering the possible triggering of seismic shocks during deep geological disposal. In the year under review, the Swiss Seismological Service modelled thermal and construction-induced effects in three dimensions for the first time and can now better estimate the potential for reactivation of faults in the Opalinus Clay.
4. The influence of operator actions on accidents in nuclear power plants is the most important **human factor** under consideration. The PSI ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) project entered its second phase in the middle of 2020. Alongside the identification and assessment of operating errors that negatively influence the course of an accident, the new phase also considers dependencies between multiple failures to act.
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 the quantitative identification of plant risk in probabilistic safety analyses. The German Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS [Organisation for Plant and Reactor Safety]) is reconsidering events during a specific shutdown phase of pressurised water reactors, the so-called mid-loop operation. During this, certain emergency cooling systems are either partially or completely out of operation. The effectiveness of manual actions is comprehensively analysed for accidents occurring during this phase.
6. PSI's applications-based research activities in the field of **radiological protection** range from radiation measurement techniques, through aerial radiometrics (measuring airborne radioactivity), to developing new radionuclide analysis methods. Moreover, since July 2020, one doctoral student has been researching low-dose-rate risk assessments. Here nanodosimetry is being used to quantify biological damage in tissue directly. The aim is to determine the proportion of different radiation types more accurately so that existing radiation protection models can be optimised.

7. Research into **waste management** covers not only deep geological disposal, but also preceding processes such as transport and interim storage of radioactive waste. Here, the Mount Terri Rock Laboratory plays a key role, carrying out nine ENSI-supported experiments in the course of the year under review. The HC experiment, which is contributing to a better understanding of the geological properties in the transition from Opalinus Clay to the adjoining rocks, has been completed. A new addition is the PD experiment, a cooperation with the University of Kyoto, that is examining the effects of deformations of the Opalinus Clay host rock. Here the results should help in assessing the faults likely to be encountered when constructing a deep geological repository. Moreover, the first phase of the BenVaSim project led by Clausthal Technical University in Germany ended its first phase; the systematic comparison of simulation programs increases the forecast reliability of fluid dynamic and mechanical processes in deep geological repository systems. The Hochrhein Valley Quaternary Terrace Deposits Project has uncovered new findings concerning supra-regional landscape development, shedding some light on erosion of the northern Swiss drainage system during the ice ages. Lastly, ENSI has been funding a PhD studentship at Université Cergy in Paris since autumn 2020. The aim of this research is to conduct a stochastic-mechanical analysis of the geological structures in northern Switzerland. The evolution of stress and deformation is to be simulated over a million-year period to allow the estimation of uncertainties. In spite of the COVID-19 pandemic, most research projects have been able, in general, to continue with their work without major setbacks. However, a number of projects were delayed, and in the Mont Terri Rock Laboratory, measurements that could not be delayed had to be reorganised because researchers could not travel from abroad.

### **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. Events in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Oversight Report. This report considers instructive events that have taken place in other

countries. These have been analysed to determine their relevance for Swiss nuclear facilities and, if necessary, are used to make improvements.

In the South Korean Nuclear Power Plant, Hanbit-1, an unintentional reactor power increase occurred upon startup during zero-power physical tests on the reactor. After a chain of subsequent events, such as the automatic startup of the auxiliary feed-water pump, it was ended first by reducing power and finally by manually shutting down the plant. However, the latter step, which resulted in a stable safe plant state, did not occur until more than eleven hours after the start of the incident. In the course of the event, a number of inappropriate actions were performed by the personnel. The ENSI analysis did indeed indicate that, in principle, the event could occur in a Swiss power plant; however, Swiss plants not only have additional automatic protection systems, but also appropriate instructions to prevent such a sequence of events.

### **International cooperation**

ENSI works closely with foreign regulators and international organisations. Most important amongst these are the International Atomic Energy Authority (IAEA), the Nuclear Energy Agency (NEA) of the Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) and the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), as well as bilateral 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 transnational exchanges of information and experience.

During the year under review, ENSI participated actively in a number of international conventions. In October it submitted the seventh Swiss National Report to the IAEA Joint Convention. This convention specifies how the contracting parties have to handle spent fuel and radioactive waste. Former ENSI director Hans Wanner was elected president for the convention's review conference. The event planned for 2021 has been postponed until summer 2022 because of the ongoing COVID-19 pandemic. For the same reason, the eighth review conference of the Convention on Nuclear Safety scheduled for 2020 was likewise initially postponed for one year and then cancelled; the next scheduled review will take place in 2023. Intensive discussions took place in 2020 as part of the Espoo Convention which

regulates transboundary environmental impact assessments (EIA). In December, the member states approved a guide which, amongst other topics, addresses the question of to what extent an EIA is to be carried out as part of the lifetime extension of nuclear power plants.

In addition to this, ENSI prepared its IRRS mission (Integrated Regulatory Review Service) planned for autumn 2021. ENSI regularly undergoes reviews by international experts to check that its regulatory activities comply with IAEA requirements.

## **Changes to the legal principles underlying nuclear surveillance**

Updating of the system of rules continued in 2020. Hearings for two ENSI guidelines opened, while two others were closed. ENSI adopted the following guidelines:

- *ENSI-G03: Deep geological repositories (new edition);*
- *ENSI-B11: Emergency exercises (revision);*
- *ENSI-B17: Operation of interim storage facilities for radioactive waste (new guideline). Simultaneously, guideline ENSI-G04 (design and operation of facilities for radioactive waste and spent fuel) has been withdrawn.*



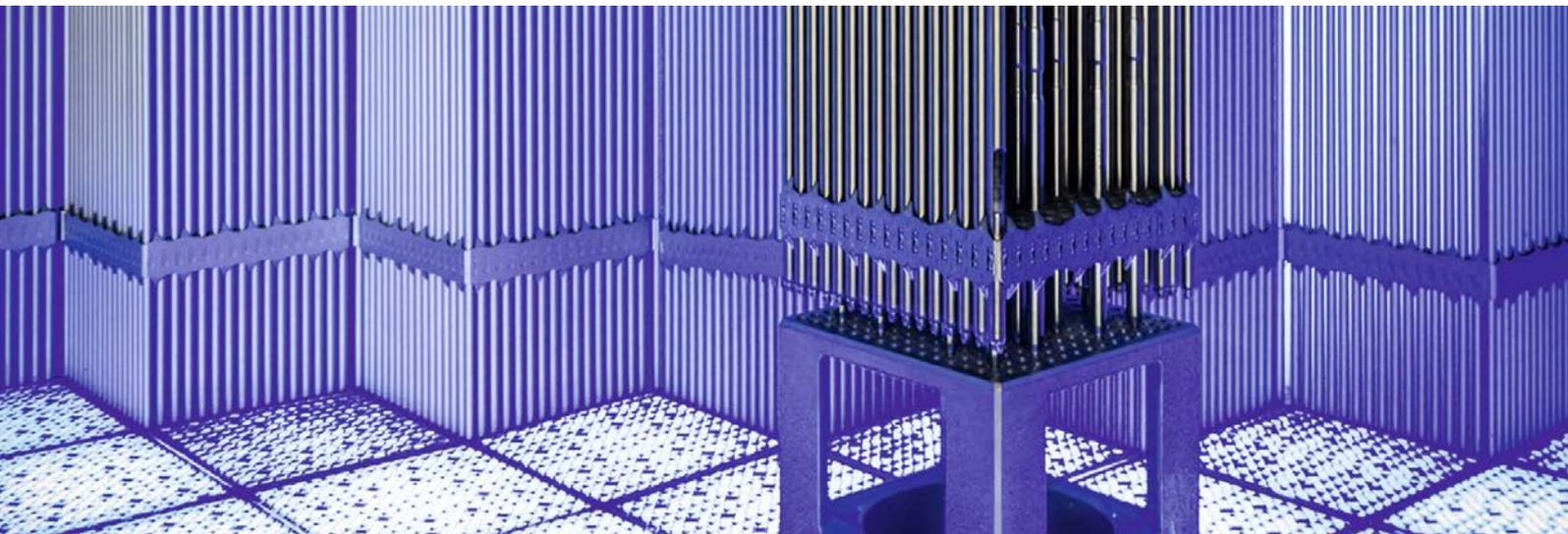


# 1. Regulatorische Sicherheitsforschung

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](http://www.ensi.ch) und gibt insbesondere folgende Ziele für die Forschungsprojekte des ENSI vor:

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

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



*Reaktorkern*

## 1.1 Brennstoffe und Materialien

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

### 1.1.1 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

Auftragnehmer: Studsvik (Schweden), unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency NEA  
ENSI-Projektbegleiter: Reiner Mailänder,  
Andreas Gorzel  
Bericht der Forscher in Anhang A

### Einleitung

Der nukleare Brennstoff hat die Form kleiner Zylinder von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser (Tabletten, englisch Pellets). Diese werden in Hüllrohre aus Zirkoniumlegierungen mit etwa 0,6 – 0,8 mm Wandstärke eingefüllt, welche wiederum zu Brennelementen zusammengesetzt werden. Um die Rückhaltung der radioaktiven Spaltprodukte zu gewährleisten, muss die Integrität der Hüllrohre vielfältigen Belastungen standhalten. Dies gilt vom Einsatz im Kernkraftwerk bis zur Entsorgung der abgebrannten Brennelemente.

Das Forschungsprojekt SCIP hat zum Ziel, Schädigungsmechanismen der Brennstoff-Hüllrohre mittels Laborexperimenten zu untersuchen, wobei der Einfluss der Pellets berücksichtigt wird. Die Materialversuche und -modellierungen werden bei der Firma Studsvik in Schweden durchgeführt (Abbildung 1). Studsvik verwendet dazu modernste, zum Teil selbst entwickelte Anlagen und Methoden.

Das ENSI unterstützt dieses Projekt seit 2009, seit Mitte 2019 läuft die vierte fünfjährige Phase (SCIP-IV). Mit dieser wurde das Themenfeld des Projekts erweitert. Neu wird auch das Verhalten von Brennstäben während der trockenen Zwischenlagerung und dem Transport abgebrannter Brennelemente betrachtet. Die Beteiligung am Projekt hat mit 37 Institutionen aus 15 Ländern bis Ende 2020 weiter zugenommen.



**Abbildung 1:**  
Luftbild der Firma Studsvik, etwa 75 km südwestlich von Stockholm. Quelle: Studsvik.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die bis Ende 2020 erzielten experimentellen Resultate sind erwartungsgemäss beschränkt, insbesondere deshalb, weil im Rahmen des Arbeitsprogramms zunächst mehrere Versuchsanlagen neu oder weiterentwickelt werden. An dieser Stelle wird eine Auswahl der wichtigsten Arbeiten des umfangreichen Programms beschrieben:

#### *Teilprojekt 1: Zwischenlagerung und Transport abgebrannter Brennelemente*

Die Eigenschaften der Hüllrohre ändern sich durch den Einsatz im Reaktor, aber auch während der Zwischenlagerung. Es muss sichergestellt sein, dass die Anforderungen an die Stabilität der Hüllrohre während Zwischenlagerung, Transporten und der späteren Verbringung in ein Tiefenlager eingehalten werden. Das Teilprojekt 1 beschäftigt sich mit mehreren Aspekten entlang dieses Weges.

Das Hüllrohr-Material nimmt während des Einsatzes im Reaktor Wasserstoff auf, insbesondere als Folge der Oxidation auf seiner Aussenseite. Dieser kann gelöst im Material, aber auch konzentriert als Hydride vorliegen und das Material spröder werden lassen. Mit fortschreitender Abkühlung während der Zwischenlagerung kann es zur Reorientierung von Hydriden kommen, was die Bildung von radialen Rissen durch das Hüllrohr begünstigen kann. Gleichzeitig kriecht das Hüllrohrmaterial wegen des Drucks in seinem Inneren. Dieser Vorgang wird in Art und Ausmass davon beeinflusst, wie stark die Brennstofftabletten an der Innenseite des Hüllrohrs haften, eine Folge physikalisch-chemischer Vorgänge während des

Reaktorbetriebs; speziell zu diesem Gesichtspunkt gibt es bisher wenig Daten. All diese Prozesse variieren zudem mit dem Abbrand des Brennstoffs. Ihr komplexes Zusammenspiel wirkt sich auf die mechanischen Eigenschaften des Hüllrohrs aus. Ziel des Projekts SCIP-IV ist, den Einfluss einzelner Faktoren auf das Gesamtverhalten besser zu verstehen. Eine Anlage für Kriechtests ist derzeit noch in Entwicklung. Gleichzeitig wurden Brennstäbe mikroskopisch sowie auf ihre mechanischen und chemischen Eigenschaften untersucht (pre-tests).

Ein weiterer Aspekt sind mechanische Belastungen der Brennstäbe während des Transports. Sie reichen von unvermeidlichen Vibrationen bis hin zu plötzlicher starker Beanspruchung bei einem Unfall. Zur Untersuchung der mechanischen Stabilität wurden Proben mikroskopisch charakterisiert und erste Biegeversuche durchgeführt (4-point bending).

Schliesslich wird der Umgang mit Brennstäben thematisiert, die nach dem Einsatz im Reaktor Schäden aufweisen. Als Folge davon konnte Wasser in die Hüllrohre eindringen, welches durch den regulären Trocknungsprozess vor dem Verladen in die Transportbehälter schwer zu entfernen ist. Dieses könnte im Laufe der Zeit durch Radiolyse Gas entwickeln, zudem ist es im Hinblick auf die Vermeidung von Kritikalität nicht erwünscht. Es läuft noch die Entwicklung einer Versuchsanlage für den Trocknungsvorgang, mit der insbesondere das Verhalten von Wasser an schwer zugänglichen Stellen innerhalb der Brennstäbe ermittelt werden soll. Auch dafür wurden geeignete Proben voruntersucht. Eine Apparatur zur thermo-

gravimetrischen Analyse wurde erfolgreich in Betrieb genommen.

#### *Teilprojekt 2: LOCAs und Temperaturtransienten*

Für die Simulation von Störfällen mit Kühlmittelverlust (Loss of Coolant Accidents LOCA) hat Studsvik bereits in der Projektphase SCIP-III zwei verschiedene Anlagen entwickelt. Eine davon versucht, die Bedingungen im Reaktor möglichst genau nachzubilden (integrale LOCA-Tests). Die andere ist eine einfachere Anlage für Heizversuche, mit der bestimmte Aspekte des Verhaltens von Brennstabsegmenten während LOCAs wie auch während anderer Temperaturtransienten untersucht werden können. Der Vorteil beider Anlagen ist, dass sie Tests ausserhalb eines Reaktors zulassen, was den Aufwand und die Kosten senkt und somit mehr Versuche ermöglicht.

Bei einem LOCA kann es durch fehlende Kühlung zum Aufblähen (sogenanntes Ballooning) und anschliessendem Bersten des Hüllrohrs kommen. Der Brennstoff kann dabei in kleine Stücke zerbersten (Fragmentierung) und teilweise aus dem Hüllrohr austreten. Seit längerem ist klar, dass der Abbrand des Brennstoffs für seine Fragmentierung eine bedeutende Rolle spielt, und es wurden Anstrengungen unternommen, um einen Schwellenwert des Abbrands zu ermitteln. Es ist aber auch deutlich geworden, dass weitere Einflussgrössen wichtig sind, die möglichst separat untersucht werden sollen. In SCIP-IV liegen die Schwerpunkte neben dem Abbrand auf dem Einfluss der Mikrostruktur des Brennstoffs, von aus den Pellets freigesetztem Spaltgas und dem damit zusammenhängenden Innendruck des Hüllrohrs. Dabei werden verschiedene Arten von Brennstoffen verglichen, darunter auch solche mit Additiven, also Zusatzstoffen wie zum Beispiel Chrom. So wurde im Jahr 2020 unter anderem ein LOCA-Test mit einem Brennstoff aus russischer Produktion durchgeführt (VVER fuel). Er eröffnet interessante Einsichten, weil beim VVER-Brennstoff die Pellets ringförmig sind. Die dadurch veränderte Spannungsverteilung im Brennstoff lässt Vergleiche mit den übrigen Brennstoffen zu, die zylindrisch sind.

Ein weiteres Thema sind LOCAs im Brennelement-Becken. Mehrere integrale Tests wurden durchgeführt. Entsprechend den speziellen Bedingungen bei einem solchen Unfall wurden die Proben langsam in einer Luft-Wasserdampf-Atmosphäre aufgeheizt, bis es zum Bersten des Hüllrohrs kam. Der Vergleich mit Vorausrechnungen zeigte, dass die

eingesetzten Rechenprogramme, die für LOCAs im Reaktor entwickelt wurden, im Hinblick auf solche LOCAs noch verbessert werden sollten, da sie die Bersttemperatur deutlich unterschätzten.

#### *Teilprojekt 3: 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 gilt Iod als wichtiges chemisches Agens.

Dieses Teilprojekt ist in SCIP-IV im Umfang kleiner als die beiden vorherigen. Es soll sich auf die Mikrostruktur und -chemie im Bereich der Risspitze konzentrieren. Dafür will Studsvik auch externe Spezialisten von Universitäten beiziehen. Bis jetzt wurden geeignete Brennstäbe insbesondere durch elektronenmikroskopische Untersuchungen ausgewählt und charakterisiert.

#### *Teilprojekt 4: Modellierung*

Die Modellierung hat für SCIP-IV vor allem unterstützenden Charakter und beruht grossenteils auf freiwilligen Beiträgen einzelner Projektteilnehmer. Modellierungen werden vorlaufend zu Tests durchgeführt, um die Planung und Auslegung der Experimente zu unterstützen, und im Anschluss an die Versuche, um die Resultate nachzuvollziehen. Werden dabei mehrere Rechnungen mit verschiedenen Simulationsprogrammen durchgeführt (Benchmark), kann damit auch Verbesserungsbedarf in der Software identifiziert werden. Im Berichtsjahr hat Studsvik einen solchen Benchmark vorbereitet, mit dem der Innendruck von Brennstäben am Ende des Einsatzes im Reaktor berechnet werden soll.

#### **Bedeutung des Projektes,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken und Lagerbehältern. Dement-

sprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Im SCIP-Programm werden aktuelle und mögliche zukünftige Hüllrohr- und Brennstoffmaterialien in Bezug auf ihr Betriebs- und Störfallverhalten untersucht. Die Ergebnisse werden vom ENSI für die Beurteilung von neu in der Schweiz eingesetztem, weiter entwickeltem Brennstoff verwendet. Gegebenenfalls wird mit ihnen aber auch die Einhaltung von Sicherheitskriterien bei bereits im Einsatz befindlichen Brennelementen neu überprüft. Zudem wird auf der Basis dieser Forschung die Analysesoftware auf ihre Korrektheit überprüft und gegebenenfalls weiterentwickelt.

### **Ausblick**

Im kommenden Jahr sollen die oben genannten Anlagen komplettiert und ihre Funktion getestet werden, insbesondere in den Teilprojekten 1 und 3. Darüber hinaus stehen zahlreiche weitere Experimente und Laboruntersuchungen an, die dafür nötigen Materialentscheide wurden beim Projekttreffen im Dezember 2020 getroffen.

Derzeit wird zudem eine längerfristig wichtige Aktivität lanciert. Nach der Stilllegung des Halden-Reaktors Mitte 2018 verbleiben zahlreiche Brennstabproben beim Betreiber, dem norwegischen Institut für Energietechnik IFE (siehe auch die Berichte zum NEA Halden Reactor Project in den Erfahrungs- und Forschungsberichten bis 2018). Sie sind grundsätzlich als Abfall zu entsorgen, stellen aber gleichzeitig eine wertvolle Ressource für weitere Forschungsvorhaben dar, insbesondere für das Projekt NEA SCIP. Deshalb plant die Firma Studsvik, in den kommenden Jahren eine Auswahl der Proben von Halden nach Studsvik zu überführen. Der Zeitplan dafür steht derzeit noch nicht endgültig fest, viele Teilnehmer von SCIP-IV, darunter auch das ENSI, haben aber schon zugesichert, dieses Projekt zu unterstützen.

### **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 Stützens eines Steuerelementantriebs im DWR, im SWR das Entkuppeln eines Steuerelements von seinem Antrieb. 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. Mit dem neuen Wasserkreislauf steht eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen zur Verfügung.

#### **Projektziele des Berichtsjahres**

##### **und deren Umsetzung**

Im Projekt ergaben sich Verzögerungen durch die COVID-19-Pandemie und durch Forderungen der französischen Aufsichtsbehörde ANS im Nachgang der periodischen Sicherheitsüberprüfung. Beim Qualifizierungstest von 2018, dem ersten Test seit dem Reaktorumbau, kam es zu Schäden an dem dabei verwendeten Zirkaloy-4-Hüllrohr. Untersuchungen in den heissen Zellen zeigten nun, dass die Schweissnähte der Proben dicht blieben, die zwei Öffnungen im Hüllrohr erwiesen sich als duktile Risse. Voruntersuchungen und Auslegungsrechnungen für die kommenden Tests wurden durchgeführt. Im nächsten Test ist ein hoher Enthalpieeintrag und mehrsekündiges Filmsieden an einer Hochabbrandprobe mit dem aktuell in vielen DWR-Anlagen zum Einsatz kom-

menden Hüllrohr-Typ M5 des Herstellers Framatome geplant.

### **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, vgl. Kap. 1.7.18) genauer zu modellieren. Damit können die festgelegten Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle überprüft und erforderlichenfalls verbessert werden.

#### **Ausblick**

Ab 2021 sind zwei RIA-Tests pro Jahr geplant. Das technische Beratungsgremium einigte sich darauf, den geplanten Test mit dem aktuell zum Einsatz kommenden Hüllrohr mit der Bezeichnung «Optimized ZIRLO» des Herstellers Westinghouse zeitlich vorzuziehen (voraussichtlich 2022). Der Abschluss des Projekts ist für 2026 vorgesehen.



## Strukturmaterialien

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

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

#### Einleitung

Das Projekt LEAD wurde zu Beginn des Jahres 2018 gestartet und war in der ersten Phase 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 Stählen für Reaktordruckbehälter (RDB)
- TP3: Umgebungseinfluss (Wasserchemie) auf die Ermüdungsrissbildung und das Ermüdungskurzrischwachstum in austenitischen rostfreien Stählen
- TP4: Überlagerung und Synergien von Alterungsmechanismen

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

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

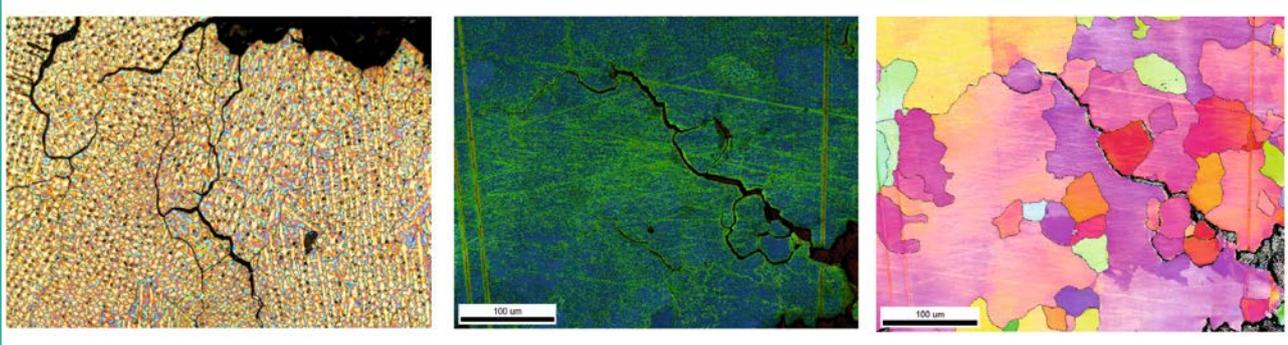
quantitativen Daten voraus, die zur Initiierung und zum Wachstum von Rissen führen können. Eine fundierte Kenntnis über den Alterungszustand der einzelnen Komponenten ist für die Bewertung der Strukturintegrität von Rohrleitungen und Behältern wesentlich. Auch bei der Festlegung und Überprüfung der Inspektionsintervalle der Wiederholungsprüfprogramme ist die Anfälligkeit auf Risskorrosion und Ermüdung wesentlich.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

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

Im Fokus dieses Teilprojektes stehen der Einfluss des Oberflächenzustandes auf die SpRK-Rissbildung und die Oberflächenmodifikation als mögliche SpRK-Gegenmassnahmen. Des Weiteren soll das SpRK-Rissbildungsverhalten der Legierung Alloy 182 unter verschiedenen Umgebungsbedingungen (Wasserchemie) weiter charakterisiert werden. Erkenntnisse aus dem Vorgängerprojekt haben klar aufgezeigt, dass auch bei den gegenüber dem Druckwasserreaktor (DWR) tieferen Temperaturen des Siedewasserreaktors (SWR) unter bestimmten Wasserchemiebedingungen eine SpRK-Anfälligkeit vorliegt (Abbildung 2).

Im Jahr 2020 konnten die Durchführung der Initiierungstests mit den CERT-Prüfkörpern (Constant Extension Rate Tensile Specimen) aus dem MEAC-TOS-Projekt der EU abgeschlossen werden. Abgedeckt wurden hier das Schweißgut Alloy 182 und kaltverfestigter austenitischer Stahl 316L in SWR-Normalwasserchemie bei 288 °C. Die Versuchsauswertung ist noch nicht abgeschlossen. Die



**Abbildung 2:** Interkristalline Spannungsrisskorrosion im Schweißgut Alloy 182. Umgebungsbedingungen entsprechend einem Siedewasserreaktor mit Normalwasserchemie bei 274 °C. Im rechten Bild werden die einzelnen Kristalle mit polarisiertem Licht deutlich sichtbar. Quelle: PSI.

vorläufigen Ergebnisse zeigen etwas geringere Initiierungsschwellen bei elektropolierten Oberflächen gegenüber den geschliffenen. Ebenso erhöht eine Spannungsarmglühung die Initiierungsspannung gegenüber dem geschweißten Zustand. Eine Bewertung des Einflusses der unterschiedlichen Oberflächen-Modifikationstechniken war mit den Proben des MEACTOS-Projektes nicht möglich. Es erscheint fraglich, ob die CERT-Prüfkörper für diese Untersuchungen geeignet sind. Aufgrund der unterschiedlichen lokalen Auswirkungen der Modifikationstechniken auf den Mikro-Eigenstresszustand dünner Oberflächenschichten der CERT-Prüfkörper gegenüber der beabsichtigten Beeinflussung der Makro-Eigenstressungen streuen die Versuchsergebnisse stark. Obwohl die Risswachstumsgeschwindigkeit in sauerstoffreicher Normalwasserchemie (NWC) höher als in wasserstoffhaltigem Hochtemperaturwasser (HTW) ist, wurde bei der Initiierungsschwelle ein umgekehrter Effekt festgestellt.

*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 sprödduktilen 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 im März 2019 eine Doktorarbeit 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  $J_{IC}$  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 Ermüdungskurzrischwachstum in austenitischen rostfreien Stählen*

Ziel dieses Teilprojektes ist die Untersuchung des Einflusses der Mittelspannung, von langen Halte-dauern statischer Belastungen und der Oberflächenbedingungen auf die Ermüdungsrissbildung in rostfreien austenitischen Stählen. Die Versuche erfolgen unter Heisswasserbedingungen. Diese Erkenntnisse sollen in kerntechnische Regelwerke einfließen. Im Rahmen einer Doktorarbeit soll auch das Verständnis der Mechanismen des Umgebungs- und Mittelspannungseinflusses verbessert werden.

Die Ergebnisse des Teilprojektes gingen auch in den Abschlussbericht des EU-Projekts INCEFA+ ein, das im Oktober 2020 abgeschlossen wurde. Dieses umfasste über 250 sowohl spannungs- als auch

dehnungskontrollierte Versuche mit niederfrequenter Beanspruchung am Werkstoff 304L (low-cycle-fatigue LCF). Die Dehnungsamplituden und die Wasserchemie zeigten einen klaren Einfluss auf die Ermüdungslebensdauer. Deren Reduzierungen lagen im Bereich der Vorhersagen der amerikanischen Richtlinie NUREG/CR-6909. Dagegen wurde weder durch die Mitteldehnung noch die statischen Haltezeiten ein signifikanter Einfluss festgestellt, sowohl in Luft (300 °C) als auch unter HTW-Wasserchemie. Die Oberflächenrauheit zeigte einen Effekt, der jedoch deutlich kleiner war als in der Richtlinie NUREG/CR-6909 angegeben. Deutliche Unterschiede zwischen Luft und DWR-Umgebungsbedingungen wurden nicht festgestellt.

Sowohl für die spannungs- als auch für die dehnungskontrollierten Versuche konnte der Mittelspannungseinfluss im niederzyklischen Bereich ( $< 10^5$  Zyklen) mit einem modifizierten Schädigungsparameter nach Smith-Watson-Topper (SWT) korreliert werden. Er entspricht den Vorhersagewerten der Richtlinie NUREG/CR-6909. Die extrapolierte Dauerfestigkeit auf Basis des SWT-Parameters nähert sich für Luft und DWR-Umgebungsbedingungen dem selben Wert. Im hochzyklischen Bereich ( $> 10^5$  Zyklen) unter den Heisswasserbedingungen eines SWR hingegen scheinen Zug-Mittelspannungen bei den hier gewählten Versuchsbedingungen 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.

Aufgrund der Beschränkungen durch die Coronapandemie waren in den beteiligten Instituten im Berichtsjahr keine Versuchsdurchführungen möglich. Die geplanten Tests mussten in das Folgeprojekt LEAD-II verschoben werden.

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. Als Langzeiteffekte sind

thermisch aktivierte Prozesse in der Gitterstruktur möglich, die zu kleinen geordneten Bereichen im Nanometerbereich und zu Versetzungsbehinderungen führen können. Diese können die Fließgrenze und Härte erhöhen, zu lokalen plastischen Verzerrungen führen und somit die Anfälligkeit für SpRK erhöhen. Eine erste Testreihe zu SpRK-Initiierung und -Risswachstum unter SWR- und DWR-Bedingungen wurde 2019 durchgeführt. Die thermische Alterung zeigt demnach keinen grossen Einfluss auf SpRK-Rissbildung und -Risswachstum. Für statistisch abgesicherte Ergebnisse bezüglich SpRK-Rissbildung ist die Anzahl an Tests aufgrund der grossen Streuung jedoch zu gering.

#### **Bedeutung des Projektes,**

##### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Die Kernenergiegesetzgebung der Schweiz sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Somit basiert die Entscheidung für einen sicheren Betrieb der Kernanlagen primär auf technischen Erkenntnissen über den Zustand der Anlagen und deren Komponenten. In diesem Umfeld sind die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten sehr wichtig.

Die im Rahmen des Projekts LEAD gewonnenen Erkenntnisse sollen auch wesentlich dazu beitragen, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Die ausgewählten Themen sind auf die schweizerischen Bedürfnisse zugeschnitten und werden auch international als wichtige Erkenntnisse für einen sicheren Langzeitbetrieb angesehen. Die Expertise von PSI-Experten zu ausgewählten Fragestellungen, insbesondere zum Thema Risskorrosion an Nickelbasislegierungen, wurde auch für die ENSI-Beurteilungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit berücksichtigt. Durch die gute Vernetzung des Projektes mit weiteren internationalen Forschungsprogrammen ist sichergestellt, dass die Ergebnisse des LEAD-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden. Die aktuelle Entwicklung von neuen SpRK- und Ermüdungs-Grenzkurven für Druckbehälterstahl und Alloy 82 in Zusammenarbeit mit dem amerikanischen 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 wichti-

gen Beitrag zum Thema Ausbildung, Wissenserhaltung und Vertiefung der theoretischen Grundlagen für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke. Es unterstützt weiterhin den Kompetenzerhalt im Bereich der mechanischen Prüfungen von radioaktiven Strukturmaterialien.

#### **Ausblick**

Der grösste Teil des Projektes konnte wie geplant Ende 2020 abgeschlossen werden. Der Abschlussbericht wird Ende März 2021 erwartet. Das Teilprojekt IV-1 wurde wegen Verzögerungen im Gefolge der Corona-Pandemie in das Anfang 2021 gestartete Folgeprojekt LEAD-II verschoben.

#### **1.1.4 PIONIC – Program for Investigation of Nondestructive 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 die Projekttreffen – bedingt durch die Einschränkungen aufgrund der Pandemie-Massnahmen – ausschliesslich virtuell statt. Hierzu wurden für jedes Teilprojekt separate Videokonferenzen angesetzt. Aufgrund der internationalen Beteiligung mit Teilnehmern aus Nordamerika, Europa und Asien stellte dies eine besondere Herausforderung dar. Die Diskussion der Ergebnisse der verschiedenen Teilprojekte und der fachliche Austausch neuer Ideen gestaltete sich durch den reduzierten Zeitrahmen und die fehlenden persönlichen Gespräche deutlich schwieriger. Die bewährten kurzen Telefonkonferenzen zur Abstimmung der Arbeiten zwischen den Treffen wurden beibehalten.

#### **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 erlau-

ben. 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 unter Verwendung der für eine bessere Vergleichbarkeit optimierten Vorgaben fortgeführt. Die Randbedingungen für die weitergehenden Simulationen mit realistischer Schweissnaht und mit Riss wurden präzisiert und die dafür erforderlichen Schritte vorbereitet. Für die Erstellung des Schweissnahtmodells sollen zusätzlich am Pacific Northwest National Laboratory (PNNL) in den USA mittels EBSD (Electron Backscatter Diffraction) Daten zur Kornstruktur und Kornorientierung in der Schweissnaht ermittelt werden. Hierfür wurde dem PNNL eine der Testkörper-Scheiben aus den metallographischen Untersuchungen des PSI zur Verfügung gestellt.

#### *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 Ultraschallprüfungen des SVTI N an den am PSI gefertigten Ultraschall-Testkörpern mit Spannungskorrosionsrissen und deren Auswertung vollständig abgeschlossen. Die experimentellen Untersuchungen zur Rissdetektion und -charakterisierung mit Ultraschall dienen als Referenz für die Modellierung im Teilprojekt 1. Dasselbe gilt für die Ergebnisse der vom PSI an den Testkörpern durchgeführten metallographischen Untersuchungen und für die geplanten EBSD-Untersuchungen am PNNL. Die Ultraschall-Testkörper sollen nun ebenfalls dem PNNL zur Verfügung gestellt werden für Ultraschallprüfungen mit weiteren Prüftechniken.

Die vom schwedischen Projektpartner koordinierte Fertigung des Ultraschalltestkörpers für die Prü-

fung von Bodendurchführungen eines Reaktor-druckbehälters wurde im Berichtszeitraum abgeschlossen. Bevor der Testkörper im Ringversuch von mehreren Prüfdienstleistern mit ZfP-Methoden untersucht werden soll, erfolgt eine umfassende Charakterisierung der Testfehler.

#### *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. Die Früherkennung der durch thermische Alterung bedingten Materialveränderungen im Stadium vor Rissentstehung stellt eine besondere Herausforderung für die zerstörungsfreie Prüfung dar.

Das unter Koordination der koreanischen Projektpartner erstellte Programm für einen Ringversuch mit verschiedenen ZfP-Verfahren an geeigneten Testkörpern wurde weiter angepasst. Für die Studie werden noch zusätzliche Teilnehmer gesucht.

#### *Teilprojekt 4 «Probability of Detection Analysis»*

Gegenstand des Teilprojekts 4 ist die möglichst realistische probabilistische Bewertung des Leistungsvermögens von Ultraschallprüftechniken im Feld unter Anwendung so genannter Probability-of-Detection (POD)-Analysen. Dieses soll anhand ermittelter Auffindwahrscheinlichkeiten von im Labor hergestellten sowie modellierten Rissen erfolgen. 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 beziehungsweise bei der Fehlergrößenbestimmung berücksichtigt.

Die Aktivitäten im Teilprojekt 4 dienen weiterhin 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 – zwecks Erhöhung der verfügbaren Testkörper- und Fehlerpopulation – künstlich veränderten («manipulierten») realen Datensätzen 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.

Im Berichtszeitraum wurden die Ergebnisse des vom finnischen Projektpartner initiierten virtuellen Ringversuchs ausgewertet und den Projektpartnern vorgestellt. Im Projektkonsortium wurden gemeinsam die weiteren Schritte diskutiert. In dem abgeschlossenen virtuellen Ringversuch wurden die durch Manipulation realer Daten generierten Ultraschalldatensätze von verschiedenen Auswertern analysiert und die Ergebnisse mittels POD-Analysen bewertet. In einem zweiten Ringversuch sollen nun die Datensätze mit einer grösseren Zahl an Signalen von kleinen Rissen ergänzt und von denselben Teams sowie gegebenenfalls weiteren Teilnehmern untersucht werden. Dazu wurden im Berichtszeitraum vom finnischen Projektpartner neue Ultraschalldaten an relevanten Fehlern aufgenommen.

Aus den Aktivitäten des Teilprojektes 4 haben sich Überlegungen zur Anwendung von maschinellem Lernen («Machine Learning») in der Auswertung von ZfP-Daten ergeben. Die Nutzung solcher intelligenter, lernfähiger Werkzeuge für die automatisierte Auswertung von Datensätzen entwickelt sich zunehmend und soll in einem ergänzenden Teilprojekt im Rahmen von PIONIC weiterverfolgt werden.

### **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 Beurtei-

lung 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**

Zusätzlich zu den Ergebnissen der vom PSI durchgeführten metallographischen Untersuchungen an den Testkörpern mit Spannungskorrosionsrisiken werden am PNNL aus EBSD-Untersuchungen Daten zur Kornstruktur und Kornorientierung in der Schweissnaht ermittelt. Diese werden dazu dienen, ein Modell der Schweissnaht und der Risse zu erstellen, welches für die Ultraschallmodellierung verwendet werden kann.

Die POD-Analysen unter Verwendung der Informationen aus den verschiedenen Teilprojekten werden weitergeführt. Ebenfalls fortgesetzt werden die Arbeiten zur Entwicklung einer POD-Richtlinie für die Kerntechnik. Die Aktivitäten zur Einbeziehung von «Machine Learning» werden als neues Teilprojekt ergänzt.

### 1.1.5 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

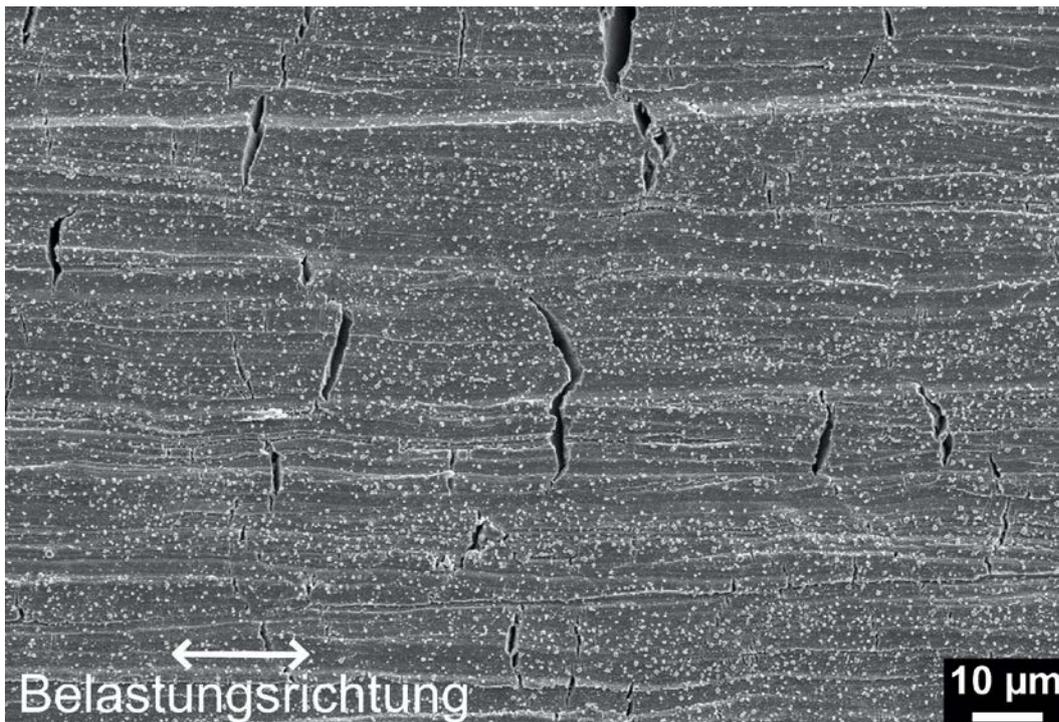
Die Sicherheit und Lebensdauer von Druck- und Siedewasserreaktoren (DWR und SWR) werden massgeblich durch die Strukturintegrität des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Hauptkühlmittelleitungen bestimmt. Die Zugabe von Zink (Zn) in das Primärwasser hat sich als wirksames Mittel zur Absenkung der radioaktiven Kontamination in den Leitungen und damit zur Reduzierung der Ortsdosisleistungen an den Systemen und Komponenten herausgestellt. Darüber hinaus haben einige wenige Untersuchungen darauf hingewiesen, dass die Zn-Einspeisung auch einen positiven Effekt auf die Minimierung der Schädigung von Strukturmaterialien haben könnte. Die Wirksamkeit von Zn auf die Abschwächung der Spannungsrisskorrosion (SpRK) in Dampferzeugerrohren (Alloy 600, DWR) wurde in einigen Untersuchungen gezeigt (Angell 1999; Norring&Engström 2008). Über den Einfluss der Zn-Zugabe auf das SpRK-Verhalten (insbesondere die Rissausbreitung) anderer Komponenten und Systeme in einem Kernkraftwerk ist jedoch sehr

wenig bekannt. Des Weiteren ist der Wirkmechanismus von Zn auf die SpRK-Initiierung und -Ausbreitung für verschiedene Arten von Materialien nur unzureichend untersucht. Da die Zn-Zugabe in Schweizer Kernkraftwerken angewendet wird, ist es wichtig, dass der mögliche Einfluss von Zn auf das SpRK-Verhalten genauer und unabhängig von industriellen Interessen erforscht wird.

Der besondere Schwerpunkt des Projekts liegt auf der Untersuchung der SpRK-Initiierungsschwelle in Abhängigkeit von der Spannung und der Zeit sowie der SpRK-Ausbreitungsrate in einer Ni-Basis-Legierung (Schweissgut Alloy 182) und einem Edelstahl (kaltverformter AISI 316L). Sie erfolgt in simulierter SWR- und DWR-Umgebung mit unterschiedlichen Gehalten an Zn. Zudem werden die Zusammensetzung, die Struktur, die mechanischen Eigenschaften und die Repassivierungskinetik von Oberflächen und Rissflanken-Oxidschichten mit und ohne Zn-Einspeisung charakterisiert.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der Anfangsphase des Projekts wurde die Literatur zur Zn-Wasserchemie in SWR und DWR recherchiert und ausgewertet. Der Stand der Technik zur Zn-Zugabe im Zusammenhang mit SpRK wurde in einem internen Bericht zusammengefasst. Basierend auf dieser Literaturstudie wurden ein vorläufiges Prüfprogramm entwickelt und Probetypen ausgewählt. Es wurde eine Reihe von Coupons, flachen konischen und kompakten Zugproben hergestellt.



**Abbildung 3:** Rasterelektronenmikroskop-Aufnahme von SpRK-Rissen in 20% kaltverformtem rostfreiem Stahl (AISI 316L), entstanden während eines langsamen Dehnratenzugversuches unter simulierten Druckwasserreaktorbedingungen (Primärkreislaufwasser bei 320 °C). Quelle: PSI.

Zur Untersuchung des SpRK-Initiierungs- und Risswachstumsverhaltens von Alloy 182 und kaltverformtem Edelstahl AISI 316L (Abbildung 3) waren Zugversuche mit konstanter Dehnrage mit flachen konischen Zugproben geplant. Zudem sollten langsame Dehnrage- und konstante Lastversuche mit stumpf eingekerbten oder vorge-rissenen Kompaktzugproben in Zn-haltigem und Zn-freiem Hochtemperaturwasser durchgeführt werden.

Ein wesentlicher Teil der durchgeführten Arbeiten waren die Implementierung und Erneuerung der Versuchsanlagen. Eine Zn-Injektionsanlage wurde installiert, um SpRK-Zugversuche während der Zn-Einspeisung durchführen zu können. Eine weitere Anlage wurde um einen Vier-Liter-Autoklaven mit einer elektromechanischen Belastungsvorrichtung von maximal 25 kN erweitert. Ausserdem wurde ein Couponhalter konstruiert und installiert, um Proben während eines laufenden Experiments einlegen und entnehmen zu können. Ein drittes Autoklavensystem wurde ebenfalls um ein Zn-Injektionssystem erweitert. Die ersten Referenz-Expositions- und SpRK-Initiierungsexperimente (ohne Zn-Injektion) konnten gestartet werden. Ein Projekt-treffen fand im Januar 2020 am PSI statt. Aufgrund der Pandemie und entsprechender Verzögerung wurde das zweite geplante Projekt-treffen auf Februar 2021 verschoben.

Nach einem guten Projektstart mit der Literatur-recherche sowie der Material- und Probenherstellung beeinträchtigte leider die COVID-19-Pandemie den weiteren Projektfortschritt erheblich. Die beiden neuen Mitarbeiter (Post-Doc und Doktorand), welche Anfang 2020 rekrutiert wurden, konnten letztlich erst mit fünfmonatiger Verspätung starten. Auch der Aufbau der experimentellen Einrichtungen wurde verlangsamt. Daher konnten nicht alle Ziele und Meilensteine des ersten Projektjahres erreicht werden. Dadurch dürfte sich der Projektabschluss voraussichtlich um etwa sechs Monate verzögern.

### **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 Zn-Einspeisung erhält. Neben einer Quantifizierung des Einflusses von Zn auf das SpRK-Verhalten trägt das Projekt auch dazu bei, Wissenschaftler auf dem Gebiet der Wasserchemie und der Anlagenalterungs-Überwachung auszubilden. Das Thema ist

für die in Betrieb befindlichen Schweizer SWR- und DWR-Reaktortypen relevant.

### **Ausblick**

Im zweiten Projektjahr wird die systematische Serie von Expositions- und SpRK-Tests mit Zn-Einspeisung beginnen. Es werden erste Ergebnisse zu den Spannungsschwellen der SpRK-Initiierung und den SpRK-Ausbreitungsraten der beiden Werkstoffe erwartet. Darüber hinaus werden die Materialien weiter charakterisiert, die Analysemethoden erforscht und erste Probekörper im Detail untersucht. Der Bericht zur Literaturrecherche wird veröffentlicht und die Projektergebnisse werden bei Konferenzen vorgestellt, falls diese stattfinden.

### **Zitierte Literatur**

- *M.G. Angell, S.J. Allan and G.P. Airey:* «The Effect of Primary Coolant Zinc Additions on the SCC Behaviour of Alloy 600 and 690», 9<sup>th</sup> Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, TMS, 1999.
- *K. Norring, J. Engström:* «Initiation of SCC in Nickel Base Alloys in Primary PWR Environment: Studies at Studsvik since Mid 1980s», Energy materials, 2008, 3(2), 113–118.

### **1.1.6 PROACTIV – Probabilistische Integritäts-Analysen von Primärkreislaufkomponenten in KKWs**

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

#### **Einleitung**

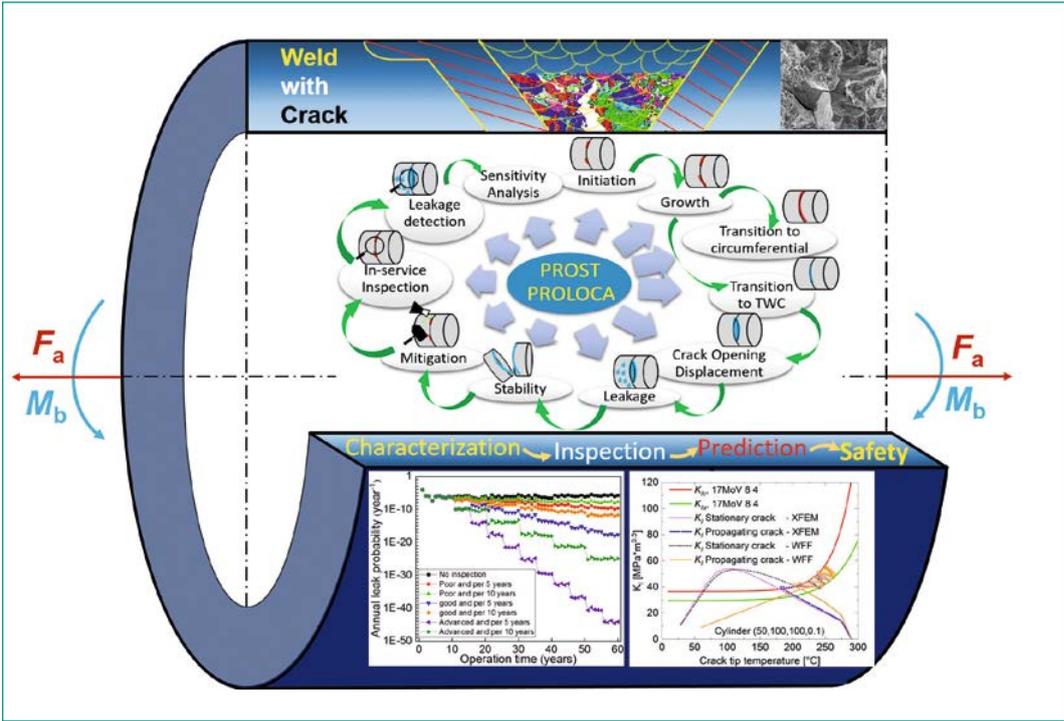
Wichtige Sicherheitsnachweise in Kernkraftwerken sind Leck-vor-Bruch-Nachweise (Leak-Before-Break, LBB) für drückführende Rohrleitungen und der Nachweis gegen Sprödbruch des Reaktor-druckbehälters (RDB) bei Notkühl-szenarien (Pressurized Thermal Shock, PTS). Insbesondere in den meisten europäischen Ländern erfolgen diese Nachweise traditionell 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 mithilfe, die Vorgehensweise und den Umfang der Betriebsüberwachung wie auch von wiederkehrenden Prüfungen zu optimieren, um damit die Absicherung der Qualität im Betrieb massgeblich zu unterstützen. 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 soll, bevor ein Schaden grösseren Ausmasses eintritt. Bei solchen Beurteilungen werden 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 PRO-LOCA und PROST durchgeführt. Einen Überblick vermittelt Abbildung 4, wobei auch die im TP II thematisierte XFEM (Extended Finite Element Method) einbezogen wird. Seit 2020 steht auch der von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC genutzte Code xLPR (extremely Low Probability of Rupture) zur Verfügung.

Im Berichtsjahr wurden im TP I unter anderem vergleichende Untersuchungen mit den beiden Codes PRO-LOCA und PROST durchgeführt. Ziel der Untersuchung war die Berechnung von zeitabhängigen Wahrscheinlichkeiten für Rissinitiation und Leckgrösse/-rate in Abhängigkeit der Erkennungswahrscheinlichkeit mit zerstörungsfreien Prüfverfahren (Probability of Detection POD) und den Inspektionsintervallen. Dabei wurden auch der Einfluss von Schweissschweißungen, Schweißspannungen (Weld Residual Stress WRS), thermischen Spannungen, Ermüdung, Spannungsrisskorrosion und Erdbebenbelastung betrachtet. Das Berechnungsprogramm PROST wird angewendet, um den Einfluss der Inspektionen auf die Leckagewahrscheinlichkeit einer Mischnaht (Dissimilar Metal Weld DMW) am Speisewasserstutzen zu untersuchen. Weiterhin wird der Einfluss von Risstiefe, WRS, POD und Inspektionsintervallen auf die Leckagewahrscheinlichkeit eines Rohres mit DMW analysiert. Die Erkennungswahrscheinlichkeit hat dabei den grössten Einfluss auf die Verringerung der jährlichen Leckagewahrscheinlichkeit bei kleinen Anfangsrisstiefen gezeigt, da die Anfangsrisstiefe der primäre Faktor ist. Die Erfahrungen in der Anwendung probabilistischer Ansätze im Zusammenhang mit LBB-Untersuchungen wurden in einer fortgesetzten Beteiligung an Vergleichsrechnungen (LBB-Benchmark) im Rahmen der OECD-NEA weiter vertieft. In diesen LBB-Analysen wurden neben dem Innendruck auch die Rohrleitungskräfte und -momente aus Normalbetrieb sowie Erdbebenlasten berücksich-



**Abbildung 4:** Integritätsbewertung einer geschweissten Rohrleitung mit probabilistischen Leck-vor-Bruch-Analysen, Quelle: PSI.

tigt, um die Materialermüdung einer rissbehafteten Rohrleitung, Leckgrößen und -raten zu berechnen und mit den berechneten Resultaten der weiteren Teilnehmer sowie mit solchen aus Experimenten zu vergleichen. Der Benchmark wurde im Berichtszeitraum abgeschlossen. Anfang Jahr 2021 ist eine Fortsetzung als Phase II mit geänderter Aufgabenstellung gestartet. Bereits im Jahr 2020 wurde ein weiterer OECD-NEA-Benchmark zur Berechnung von Leckraten gestartet.

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 Risspitzenbeanspruchungen 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, Rissarrest und Risspfaden ermöglicht. Allerdings ist die Methode für die praktische Anwendung in der Aufsicht von Nuklearanlagen noch nicht ausreichend 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. Dabei wird auch die Zuverlässigkeit und Genauigkeit der im FEM-Code ABAQUS implementierten XFEM ermittelt. Zu diesem Zweck waren Thermoschockexperimente mit Hilfe eines verkleinerten RDB-Ersatzmodells aus einem Material mit sehr hoher Duktil-Spröd-Übergangstemperatur, ähnlich einem versprödeten RDB am Ende der Lebensdauer, geplant. Nachdem es zunächst wegen Problemen mit der Materialverfügbarkeit zu Verzögerungen gekommen ist, konnte inzwischen ein anderes geeignetes Material bestellt werden. Es wird davon ausgegangen, dass die experimentellen Arbeiten 2021 starten werden, aber möglicherweise nicht mehr innerhalb der Projektlaufzeit abgeschlossen werden können.

Im OECD-XFEM-Benchmark wurden Spannungsintensitätsfaktoren für verschiedene Belastungs- und Risskonfigurationen mittels XFEM berechnet und mit analytischen Lösungen sowie zwischen den Teilnehmern verglichen. Dieser Benchmark wurde im Jahr 2020 erfolgreich abgeschlossen.

Das TP III beschäftigt sich mit der Anwendung von Kleinproben zur Ermittlung der Sprödbruch-

eigenschaften des RDB-Materials. Bei der Überwachung des Versprödungszustandes von älteren RDBs gibt es internationale Bestrebungen, anstelle von standardisierten Bruchmechanikproben auch Klein- und Kleinstproben zu verwenden. Der Bedarf hierfür ergibt sich insbesondere dadurch, dass das aus den Bestrahlungsprogrammen zur Verfügung stehende bestrahlte Material limitiert ist in Bezug auf Probenanzahl und -grösse. Standardmässig wird die Bruchzähigkeit mit 1T-Proben (25 mm Dicke) ermittelt. Bei bestrahltem RDB-Material stehen jedoch für laufende Reaktoren nur eine begrenzte Anzahl von Begleitproben zur Verfügung, bei denen es sich typischerweise um 10 mm dicke Kerbschlagbiegeproben handelt. Unter Umständen sind auch wenige Bruchmechanikproben, die jedoch in der Regel kleiner sind als die Standardproben, vorhanden. Obwohl die relevante Werkstoffprüfnorm ASTM E 1921 keine Limitierungen bezüglich der Probengrösse vorschreibt, bestehen im Zusammenhang mit stark verkleinerten Bruchmechanikproben eine Reihe noch offener Fragestellungen wie ein veränderter Bruchmechanismus in Folge einer niedrigeren Querdehnungsbehinderung (Constraint) und einem statistischen Grösseneinfluss, der sich besonders bei inhomogenen Materialien bemerkbar machen dürfte. Erste Ergebnisse aus internationalen Ringversuchen haben die grundsätzliche Anwendbarkeit demonstriert. Es gibt allerdings nach wie vor offene Fragen, inwieweit die Übertragbarkeit der Resultate aus Kleinproben auf Komponenten gewährleistet ist und wie eine allfällige Materialinhomogenität die Ergebnisse beeinflussen kann und bei der Interpretation zu berücksichtigen ist. Im TP III soll deshalb in einer Doktorarbeit untersucht werden, ob der Einfluss der Probengrösse (Size Effect) von demjenigen der Materialinhomogenität auf die ermittelte Bruchzähigkeit separiert werden kann. Die Aufgabenstellungen der Dissertation wurden basierend auf dem vorher eruierten Stand von Wissenschaft und Technik auf dem Gebiet der Bruchmechanik an Kleinstproben definiert. Trotz Rekrutierungsproblemen bedingt durch die Corona-Pandemie konnte das Dissertationsprojekt am 1. September 2020 gestartet werden. Neben experimentellen Bruchzähigkeitsuntersuchungen im duktilen bis spröden Übergangsbereich von inhomogenen ferritischen Stählen mittels unterdimensionierten Bruchmechanikproben und Mikrostrukturanalysen werden zur Interpretation der Ergebnisse numerische Modellierungen des Rissverhaltens

mittels FEM und Local Approach to Fracture (LAF) durchgeführt.

Durch die Beteiligung des PSI am 2020 gestarteten EU-Projekt FRACTESUS zum Thema Mini-CT-Proben sind signifikante Synergien mit TP III von PRO-ACTIV zu erwarten.

Die Hauptziele für 2020 konnten erreicht werden. Bedingt durch Probleme bei der Beschaffung des geplanten Materials und der Covid-19-Situation ist es jedoch auch zu Verzögerungen insbesondere beim experimentellen Teil gekommen.

### **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 kommen 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 Sprödbbruch-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, auch ausserhalb der USA, immer stärker zur Anwendung. Mit der Kleinprobentechnik besteht die Chance, die Datenbasis für den Werkstoffzustand des RDB bei begrenzter Menge an bestrahltem Material zu erweitern. Die Teilnahme an Benchmarks der OECD-NEA ermöglicht dem ENSI und dem PSI, sich besser mit Fachexperten aus anderen Ländern auszutauschen und zu vernetzen.

Das Projekt PROACTIV leistet einen wichtigen Beitrag zur Aufrechterhaltung einer unabhängigen Expertise (Kompetenzerhalt) in der Schweiz sowie zur Ausbildung von Spezialisten (Nachwuchsförderung) auf diesem für die Sicherheit der KKW entscheidenden Gebiet. Die am PSI vorhandene Ex-

pertise 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, indem diese auf weitere Komponenten angewendet werden. 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. Bisher arbeitet das PSI mit PRO-LOCA und den von der GRS entwickelten Programmen PROST und WinLeck für probabilistische Integritätsanalysen von druckführenden Komponenten unter Berücksichtigung von aktiven Schädigungsmechanismen. Des Weiteren steht seit 2020 die von der U.S.NRC genutzte und ebenfalls im Rahmen von PARTRIDGE entstandene Software xLPR inklusive des Codes LEAPOR zur Leckratenberechnung zur Verfügung. Das PSI beteiligt sich an der neu geplanten und Anfang des Jahres 2021 gestarteten Phase II des LBB-Benchmarks sowie an der Fertigstellung des Leckraten-Benchmarks der OECD-NEA. Ein weiterer neu gestarteter Benchmark (PFM-Benchmark) beschäftigt sich mit der probabilistischen Bruchmechanik für die Anwendung an Rohrleitungen.

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. Bis zum Projektende soll eine praktische Anleitung zur Anwendung der XFEM erarbeitet werden. Besonderes Gewicht wird auf die Validierung der Berechnungsmethoden mittels Thermochockversuchen an speziell entwickelten RDB-Ersatzmodellen gelegt werden. Eine entsprechende Versuchsanlage wurde vorbereitet, und nachdem geeignetes Material beschafft wurde, sollen im laufenden Projektjahr die Versuche beginnen.



## 1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Nuclear Energy Agency NEA koordiniert, die zur Organisation for Economic Cooperation 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

Der sechste Erfahrungsbericht, welcher die seit 1998 gesammelte Betriebserfahrung hinsichtlich thermischer Ermüdung behandelt, wurde publiziert (A review of the «Post-1998» experience with thermal fatigue in heavy water and light water reactor piping components). Er ist auf der Website der NEA verfügbar: <http://www.oecd-nea.org/nsd/docs/indexcsni.html>

In Erstellung ist der siebte Erfahrungsbericht, welcher sich mit Erkenntnissen und der Bewertung der Betriebserfahrung mit Fokus auf den verlängerten Betrieb beziehungsweise den Langzeitbetrieb befasst (A review of operating experience involving passive component material degradation in periods of extended/long term operation). Dessen Publikation soll im Jahre 2021 erfolgen. Die Datenbank wurde um die Erfassung von Ereignissen mit Wärmetauscherrohren und Ventilbauteilen sowie HDPE-Kunststoffrohren (High Density Polyethylen) erweitert. Aufgrund der Coronapandemie wurden die Projekttreffen im April und Oktober 2020 virtuell durchgeführt.

## Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst bis heute über 5200 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 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 Folgemaassnahmen der Betreiber zu bewerten. Ein wichtiger Nebenaspekt beim Projekt CODAP ist der damit mögliche Wissens- und Erfahrungstransfer an die nachfolgende Generation von Nuklearingenieuren, so dass das Wissen aus früheren Schadensfällen nicht durch den Personalwechsel verloren geht.

## Ausblick

Mit dem Jahr 2021 beginnt die Phase 4 des Projekts (2021–2023). Die administrativen Vorbereitungen hierzu wurden 2020 gestartet.

Der Fokus liegt unverändert auf der weiteren Datensammlung. Weitere Schwerpunkte sind laufende Verbesserungen in der Handhabung der Datenbank, die Publikation des siebten sowie der Entwurf eines achten Erfahrungsberichts.

## 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 2020 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

- **Datenerfassung:** Die Datenbank enthält (Stand Anfang Oktober 2020) 2093 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen. Damit sind im Berichtsjahr über 200 neue Ereignisse (insbesondere von den Komponententypen Dieselgeneratoren und Zentrifugalpumpen) in die Datenbank eingeflossen.
- **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 darge-

legt. Um die Aktualität der Komponentenberichte sicherzustellen, werden diese regelmässig überarbeitet. Im Berichtsjahr wurde eine Neufassung des Komponentenberichts zu Sicherheitsventilen fertiggestellt. Ferner wurde an der Aktualisierung des Komponentenberichtes zu Motorarmaturen gearbeitet.

- **Berichte zu definierten Themen (so genannte «topical reports»):** Im Rahmen des ICDE werden regelmässig Workshops zu ausgewählten Themen organisiert. Dabei werden entsprechende Ereignisse aus der ICDE-Datenbank analysiert. Aus den Analysen werden Erkenntnisse zum besseren Verständnis der CCF-Ereignisse gesammelt. Die Ergebnisse der Workshops werden in Berichten zusammengefasst und dienen auch zur Verbesserung der Angaben in der ICDE-Datenbank. 2020 wurde ein Bericht zum Thema «external factors» verabschiedet. Ein weiterer Bericht zum Thema «Intersystem dependencies» (also systemübergreifende Abhängigkeiten) wurde veröffentlicht.

#### **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 Behandlung von CCF in probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) genutzt werden.

##### **Ausblick**

Folgende Ziele sind für das nächste Jahr angesetzt:

- Der Komponentenbericht zu Motorarmaturen wird weiterentwickelt.
- Der «topical report» zum Thema «pre-initiator human errors» (das heisst menschliche Fehlhandlungen vor dem Auftreten eines auslösenden Ereignisses) wird fertiggestellt.

### **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 teilnehmenden 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 NEA 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 2020 begann die sechste Phase des Projekts. Der Bericht «Survey of Member Countries' Nuclear Power Plant Fire Protection Regulations by the OECD Nuclear Energy Agency (NEA) Fire Incidents Records Exchange (FIRE) Database Project – Topical Report No. 2» ist nun als NUREG/IA 0519 von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S. NRC veröffentlicht worden.

Es wurde eine Erfassung der Sicherheitsrelevanz der Räume, in denen die bisher dokumentierten Brandereignisse stattfanden, unternommen. Zudem wurden kontinuierlich weitere Brandereignisse aus verschiedenen Mitgliedsländern in die Datenbank eingeführt und Erkenntnisse aus diesen und anderen Ereignissen diskutiert.

Erkenntnisse des Projekts NEA FIRE hatten vor einigen Jahren zur Durchführung von Versuchen zu hochenergetischen Lichtbögen an Schaltanlagen im Rahmen des Projekts NEA HEAF (High Energy Arcing Fault Events) geführt. Mittlerweile hat dieses Projekt herausgefunden, dass eine entscheidende Einflussgrösse für die Zerstörungskraft von Lichtbögen die Gegenwart von Aluminium in stromführenden Teilen der betroffenen Komponente ist. Es wird daher derzeit abgeklärt, ob in sicherheitsrelevanten Anlagebereichen der

Schweizer Kernkraftwerke Aluminium in entsprechender Weise vorhanden ist.

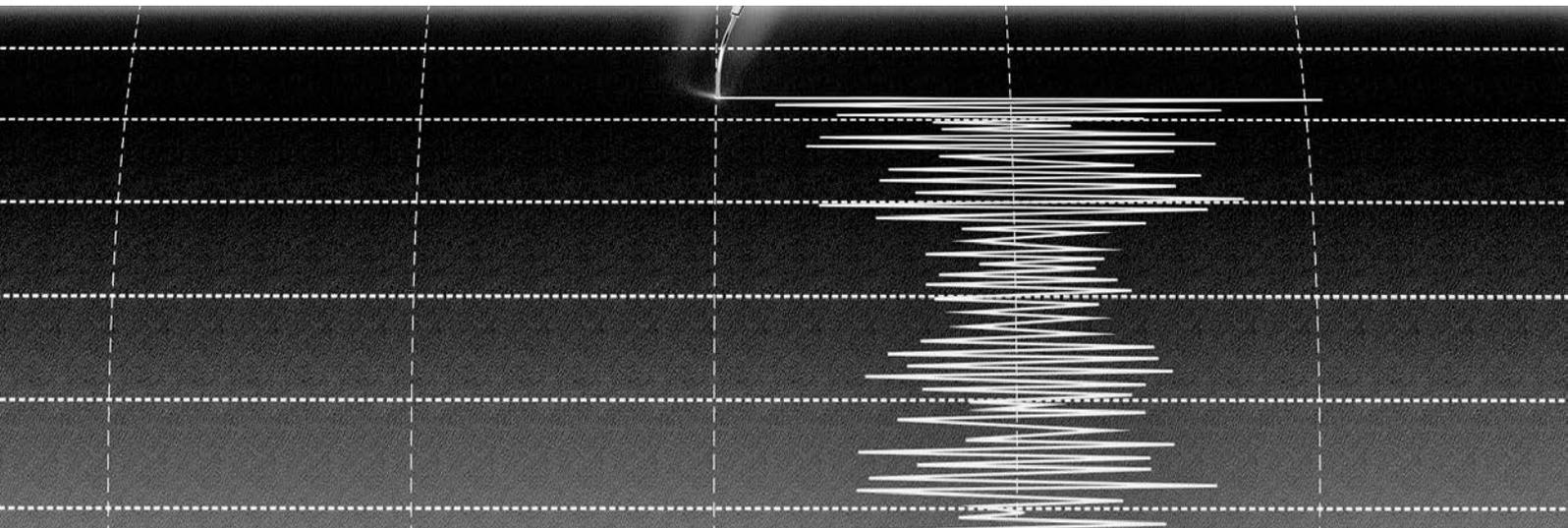
### **Bedeutung des Projektes,**

#### **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)

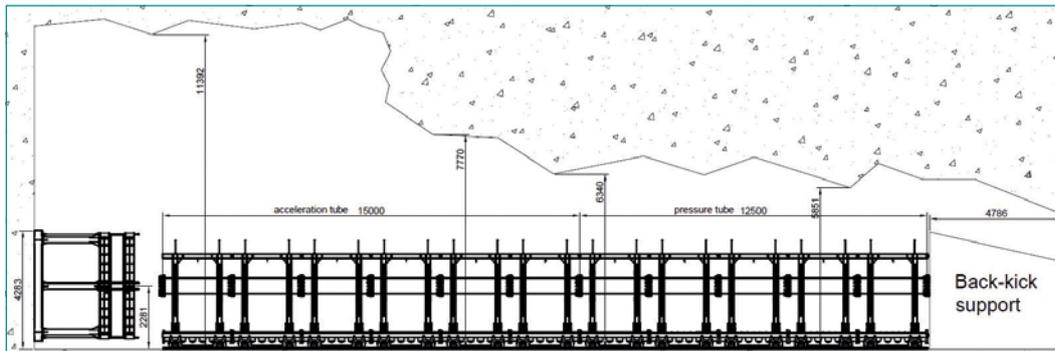
ENSI-Projektbegleiter: Christian Schneeberger  
Bericht der Forscher in Anhang A

#### 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 läuft voraussichtlich bis 2022. VTT und die finnische Aufsichtsbehörde STUK starteten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I (2006–2008), 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 in grösserem Massstab mit dementsprechend grösseren und dickeren Stahlbetonplatten, Versuchen mit schiefem Projektanprall und Versuchen mit randnahen Belastungen. In einer übergeordneten Testmatrix sind diese Untersuchungsinhalte den drei in den vorherigen Projektphasen durchgeführten Versuchstypen zugeordnet (Durchstanzversuche mit Hartgeschossen, Versuche an biegeweichen Platten mit verformbaren Projektilen und Versuche an Platten mit kombiniertem Biege- und Durchstanzverhalten). 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 Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät.



**Abbildung 5:**  
IMPACT IV - NEREID,  
Seitenansicht der neuen  
Versuchsanlage  
(Planungsstand  
12/2020). Massangaben  
in mm. Quelle: VTT

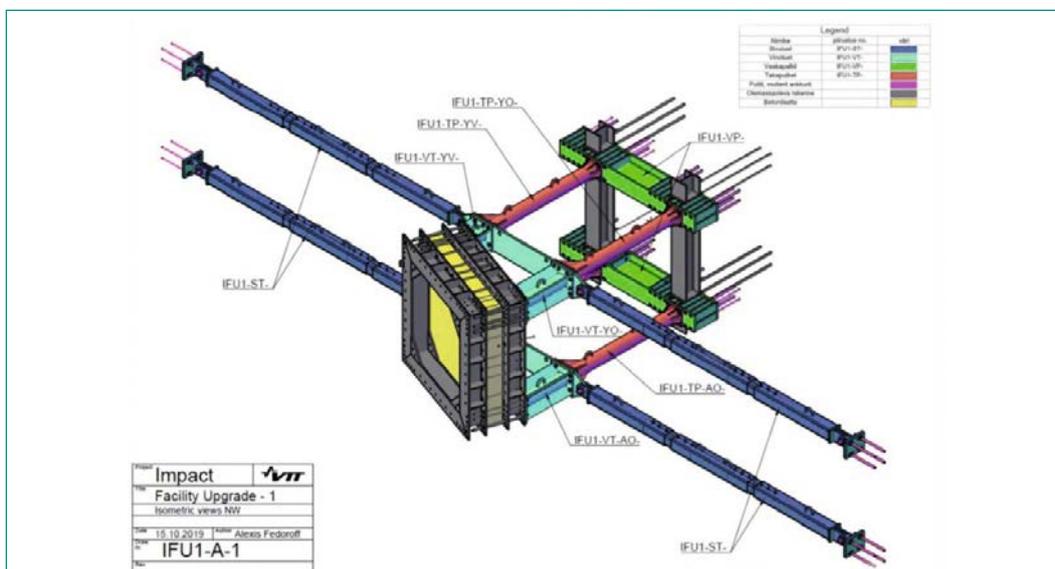
### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für die Tests mit grösseren Stahlbetonplatten ist die Errichtung einer neuen Versuchsanlage bei VTT in Espoo erforderlich. Neben dem Umgang mit grösseren Versuchsobjekten muss diese Anlage darauf ausgelegt werden, massstabsgerecht grössere und schwerere Projektile auf mindestens die gleichen Geschwindigkeiten wie in den bisherigen Tests beschleunigen zu können. Die durch die Corona-Pandemie verzögerte Planung der neuen Versuchsanlage ist so weit fortgeschritten, dass ihre Errichtung voraussichtlich im Jahr 2021 stattfinden wird. Gemäss dem in Abbildung 5 gezeigten Planungsstand können damit Platten mit bis zu 3,5 m Spannweite getestet werden.

Daher wurde die Versuchsplanung darauf ausgerichtet, mit den Versuchen zu beginnen, deren Durchführung mit der bestehenden Versuchsanlage möglich ist. Hierbei handelt es sich zunächst um die Tests zur Untersuchung der Auswirkungen der Plattendicke auf das Durchstanzverhalten beim Anprall von Hartgeschossen («Increased Thickness Punching Tests» ITP). Aufgrund der weitestgehend auf den Anprallbereich begrenzten Auswirkungen

ist eine Vergrösserung der Spannweite zugleich mit der Plattendicke nicht erforderlich. Die in dieser Versuchsreihe durchgeführten Tests wurden im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019 behandelt. Im Jahr 2020 wurden Versuche mit schiefem Anprall eines Hartgeschosses («Inclined Punching Test» IP1) sowie mit schiefem Anprall eines verformbaren Projektils («Inclined Bending Tests» IB1 bis IB4) durchgeführt. Dafür wurde die aus zwei miteinander verschraubten Rahmen und einer rückwärtigen Abstützung bestehende Stahlkonstruktion zur Aufnahme der Versuchsplatten um ein Adapterbauteil für den jeweiligen Neigungswinkel und seitliche Abstützungen gemäss Abbildung 6 ergänzt.

Die vom ENSI vorgeschlagenen Versuche mit schiefem Anprall eines verformbaren Projektils auf eine biegeweiche Stahlbetonplatte haben die Zielsetzung, den Einfluss des Anprallwinkels auf die durch das kinetische Verhalten des Projektils auf der Plattenoberfläche bestimmte Belastung und das hierdurch bewirkte Verformungsverhalten der Platte zu untersuchen. Die Versuchsreihe wurde im Berichtsjahr mit den vier Versuchen IB1 bis IB4 an 150 mm dicken Stahlbetonplatten und dem dazu-



**Abbildung 6:**  
IMPACT IV - NEREID,  
Anordnung für  
Versuche mit schiefem  
Projektilanprall.  
Quelle: VTT

gehörigen Versuch zur Untersuchung der Lastcharakteristik beim Anprall auf eine starre Stahlplatte («Inclined Force Plate Test» FPI1) vollständig durchgeführt.

Die Tests IB2 und IB4 mit dem Neigungswinkel  $10^\circ$  ergaben für beide Anprallgeschwindigkeiten 110 m/s und 130 m/s, dass das 50 kg schwere Projektil während des Knautschvorgangs nur um wenige Zentimeter seitlich wegrutschte, was neben den Aufnahmen der Hochgeschwindigkeitskamera auch aus den Projektilspuren an den Platten Vorderseiten gemäss Abbildung 7 erkennbar ist. Bei einem Anprall auf eine um  $20^\circ$  geneigte Platte gleitet das Projektil ab und trifft nach ca. 20 ms auf den Stahlrahmen. Aufgrund der Rotation des Projektils erfolgt nach weiteren 10 ms ein nächster Anprall mit der am Projektilende befindlichen 25 mm dicken und 10 kg schweren Stahlplatte. Die hierdurch bewirkte Schädigung der Plattenoberfläche ist auf den Fotos in Abbildung 7 zu sehen. Der beschriebene Zeitablauf in den Tests IB1 und IB3 mit dem Neigungswinkel  $20^\circ$  ist für beide Anprallgeschwindigkeiten 110 m/s und 130 m/s nahezu übereinstimmend. Für den Test IB1 wurde ein 100 mm dickes Holzelement als seitlicher Rahmenschutz verwendet.

Die in Abbildung 7 rechts neben den Fotos dargestellten Ergebnisse von numerischen Simulationen mit der Berechnungssoftware LS-DYNA stammen aus Analysen, in denen zur Berücksichtigung der Kraftübertragung zwischen Projektil und Platte ein effektiver Reibungskoeffizient angenommen werden muss. Bei einer Annahme von  $\mu = 0,2$  für den Anprallwinkel  $20^\circ$  sowie  $\mu = 0,4$  für den Anprallwinkel  $10^\circ$  bestehen gute Übereinstimmungen der berechneten Werte mit den Testergebnissen. Erwartungsgemäss resultieren bei schiefem Anprall

geringere Plattenverschiebungen als bei einem senkrechten Anprall.

Die Treffen der aus den teilnehmenden Partnern bestehenden Experten wurden im Berichtsjahr als Videokonferenzen abgehalten. An den insgesamt fünf Konferenzen im Juni, Juli, Oktober, November und Dezember nahm das ENSI zusammen mit seinen Experten teil. Bestandteil des letzten Treffens im Dezember war auch ein Workshop, bei dem die Partner die Methodik der Analysen und die daraus folgenden Resultate präsentierten.

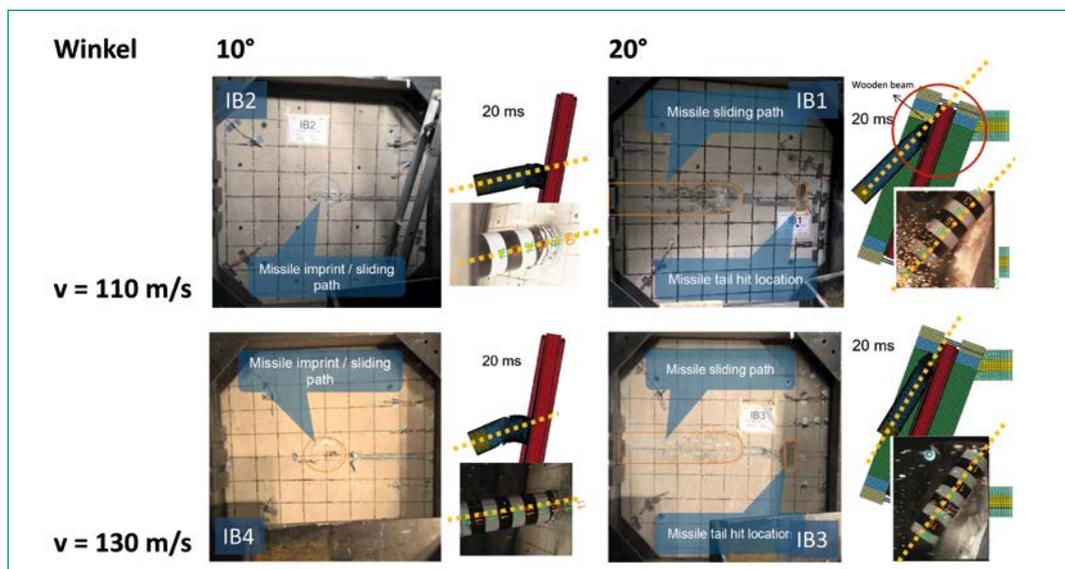
### Bedeutung des Projektes,

#### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit der weiter fortgesetzten Beteiligung an 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 Berücksichtigung der Erkenntnisse bei der Validierung der Berechnungsmodelle trägt zu einer realistischeren Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven bei. Die vom ENSI damit durchgeführten rechnerischen Analysen haben die in den Tests beobachtete Interaktion von Projektil und Versuchskörper 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

**Abbildung 7:**  
IMPACT IV - NEREID,  
Plattenvorderseiten mit  
Projektilspuren nach  
den Tests IB1 bis IB4 im  
Vergleich zum  
rechnerischen  
Projektilverhalten.  
Quelle: VTT, B&H



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.

### **Ausblick**

Bei den bereits 2019 durchgeführten Tests ITP2 und ITP4 der Versuchsserie zum Durchstanzverhalten bei grösseren Plattendicken hat sich gezeigt, dass die bislang verwendeten Projektilen dem durch die grössere Plattendicke erhöhten Widerstand nicht standgehalten haben. Diese als Hartkörperanprall konzipierten Versuche werden deshalb im Jahr 2021 als Tests ITP2R und ITP4R mit einem konstruktiv verstärkten Projektil wiederholt.

Mit der bestehenden Versuchseinrichtung für Platten mit 2 m Spannweite wird im Jahr 2021 weiterhin der schon für 2020 vorgesehene Versuch mit schiefer Anprall IP2 durchgeführt. Ergänzend sind zwei Versuche mit 15 cm dicken, schubbewehrten Stahlbetonplatten geplant, in denen die Längsbewehrung im Anprallbereich mittels Übergreifungsstoss verbunden wird. Ebenfalls soll im Jahr 2021 der als individuelles Testmodell geplante «Near Edge Test» zur Untersuchung von auflagenahen Stosseinsparungen durchgeführt werden.

Der Planungsstand der neuen Versuchseinrichtung, auf der Versuche mit grösseren Platten durchgeführt werden können, ist so weit fortgeschritten, dass ihre Errichtung voraussichtlich im Jahr 2021 stattfinden wird.

### **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 von dadurch induzierten 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. Die Projektphase B wurde im September 2017 mit der Bekanntgabe der Versuchsergebnisse der neu durchgeführten Tests eingeleitet. Die in der Projektphase B von den Benchmark-Teilnehmern zum Vergleich mit den Testresultaten durchgeführten Kalibrierungsberechnungen wurden den Organisatoren im März 2019 zugestellt.

### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Die Projektziele des Berichtsjahres bestanden in der Durchführung eines Workshops zur Vorstellung der Berechnungsergebnisse durch die Benchmark-Teilnehmer und der anschliessenden Ausarbeitung des Abschlussberichts durch die Organisatoren. Aufgrund der Corona-Pandemie konnte der für Mai 2020 geplante Workshop im Berichtsjahr nicht durchgeführt werden. Wegen der damit verbundenen Verzögerungen erwies sich auch die bis zum Jahresende 2020 geplante Fertigstellung des Abschlussberichts als nicht umsetzbar. Für die Prüfung des Abschlussberichts wurden zusätzlich zum Organisationskomitee einige Experten eingeladen.

### **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 aus den genannten Gründen verzögert und konnte 2020 nicht abgeschlossen werden. Seitens des Organisationskomitees ist geplant, dass der Abschlussbericht 2021 fertiggestellt wird. Ob der Schlussworkshop stattfinden kann, wird von der Pandemiesituation abhängen.

### **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 der Forschungszusammenarbeit zwischen ENSI und SED sind der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen sowie das Verfolgen neuer Erkenntnisse in der nationalen und internationalen Erdbebenforschung. Die für das Projekt etablierte Forschergruppe steht ausserdem für die 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:

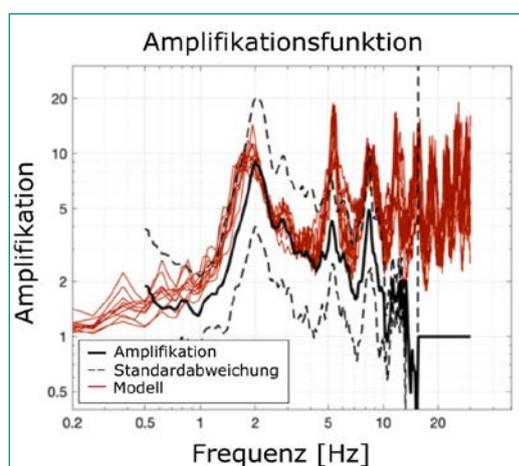
1. Eine umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd und der Erdbebenskalierung;
2. Das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nichtlinearen Medien sowohl an der Erdoberfläche (Kernkraftwerke, Zwischenlager,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

#### **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 (GMPEs) beschrieben. Im zweiten Schritt wird anhand von empirischen oder numerischen Modellen die Verstärkung (Amplifikation) 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 für das ENSI hierzu 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 wurde im Berichtsjahr eine mathematische Methode zur Abschätzung der Amplifikation und der oberflächennahen Gesteinseigenschaften sowie deren Unsicherheiten entwickelt. Sie basiert auf Daten

der Standortcharakterisierung mittels passiver (wie H/V-Verhältnis, Dispersionskurven) und aktiver Messungen (wie 2D-Seismik). Diese sogenannte Inversionsmethode, welche die Berücksichtigung von geologischen Rahmenbedingungen wie beispielsweise der Anzahl geologischer Schichten erlaubt, wurde an synthetischen und realen Daten aus dem Schweizer Starkbeben-Netzwerk getestet. Erste Resultate zeigen, dass die Modellierung der theoretisch vorhergesagten Amplifikation teilweise gut mit den empirischen Daten übereinstimmt (Abbildung 8). Dieses Element kann in Zukunft als Grundlage für eine verbesserte standortspezifische Gefährdungsabschätzung oder für die Weiterentwicklung des stochastischen Abminderungsmodells der Schweiz dienen. Ein weiterer Forschungsschwerpunkt war die Bestimmung der Veränderung der Amplitude und Dauer von seismischen Signalen im Untergrund gegenüber jenen an der Oberfläche mittels eines Physik-basierten Modells. Dies ist ein wichtiger Aspekt für Erdbebengefährdungsstudien im Hinblick auf geologische Tiefenlager, weil dafür in der Regel weniger empirische Bodenbewegungsdaten aus dem tiefen Untergrund (zum Beispiel von Bohrlochseismometern) zur Verfügung stehen. In der Praxis hat diese Methode das Potenzial, die standortspezifische Erdbebengefährdungsabschätzung, welche unter anderem als Grundlage für die bautechnische Auslegung eines geologischen Tiefenlagers dient, zu verbessern. Weitere Ziele sind, Unsicherheiten zu reduzieren sowie die seismische Charakterisierung des Standortes einzugrenzen. In einem nächsten Schritt wird das



**Abbildung 8:** Vergleich der Amplifikation von durch Erdbeben ausgelösten Bodenbewegungen zwischen aufgezeichneten Erdbebensignalen (empirisch in schwarzer Farbe) und modellierten theoretischen Verstärkungsfunktionen (rot) basierend auf gemessenen Geschwindigkeitsprofile an der Station SEPFL (Lausanne) ([www.seismo.ethz.ch](http://www.seismo.ethz.ch)).

Physik-basierte Modell zur Beschreibung der Bodenbewegungen in der Tiefe an Daten aus der Schweiz und Japan getestet. Unter Verwendung der bereits in den vergangenen Jahren analysierten japanischen Daten wurde die Abhängigkeit der Dauer der registrierten Erdbebensignale von unterschiedlichen Standorteigenschaften weiter untersucht. Hier zeigen die Resultate, dass gewisse Standorteigenschaften wie zum Beispiel die Tiefenlage der Felsoberfläche, die Scherwellengeschwindigkeit in den obersten 30 m oder die Resonanzfrequenz der Sedimente die Dauer des seismischen Signals signifikant beeinflussen können.

Die Charakteristika des mit einem Seismometer aufgezeichneten Signals werden durch die Eigenschaften der Erdbebenquelle sowie durch Ausbreitungs- und Standorteinflüsse bestimmt. Für die Modellierung von Bodenbewegungen muss somit eine Vielzahl physikalischer Phänomene im Bereich der Quelle, der Wellenausbreitung in der heterogenen Erdkruste und der Einfluss der lokalen Geologie berücksichtigt werden. Im Teilprojekt 2 wird mittels Physik-basierter Modellierung ein besseres Verständnis dieser Einflüsse entwickelt. In den vergangenen Jahren lag der Fokus auf einzelnen Aspekten. Darunter waren die Grenzen der Bodenbewegung, die Modellierung von komplexen und nichtlinearen lokalen Effekten wie Bodenverflüssigung, ein verbessertes Verständnis des Abminderungsfaktors Kappa, die frequenzabhängige Verstärkung der Bodenbewegungen zwischen Tiefe und Erdoberfläche, und der Einfluss von kleinen zufälligen Variationen im Geschwindigkeitsfeld. Schwerpunkt bleibt die Entwicklung und Implementierung eines numerischen Programms für die Hybridmodellierung, um Bodenbewegungen in ihrem Frequenzinhalt breitbandig und standortspezifisch zu simulieren. Hierzu fließen die Erkenntnisse aus diesem Projekt schrittweise ein. Die aktuelle Version des Hybridmodells wird im Rahmen eines Projektes mit dem Bundesamt für Umwelt BAFU eingesetzt, um Lücken in der Datenbank der beobachteten Wellenformen (für gewisse Magnituden-Distanz-Kombinationen) mit synthetischen Wellenformen zu ergänzen. Dies bietet die Möglichkeit, das Modell weiter zu testen und zu verfeinern.

Im vergangenen Jahr wurde die Modellierung von kleinen zufälligen Variationen im Geschwindigkeitsfeld weitergeführt. Da kleine Geschwindigkeitsvariationen grundsätzlich nicht mittels erdwissenschaftlicher Untersuchungen charakterisiert

werden können, lag der Fokus darauf, diese durch Modellierung korrekt abzubilden. Hierzu wurde im Rahmen des Projektes ein Programm entwickelt, welches die zufälligen kleinen Geschwindigkeitsvariationen mittels stochastisch-basierten Modellen effizient berücksichtigen kann. Dieses Produkt kann allenfalls auch in Teilprojekt 1 zur Berücksichtigung von 2D- und 3D-Effekten für die Transferfunktion in die Tiefe (Ableitung der erwarteten Bodenbewegungen an der Oberfläche in die Tiefe) oder für realistischere synthetische Erdbebenkataloge in Teilprojekt 3 berücksichtigt werden. In einem weiteren Forschungsschwerpunkt wurde eine Methode entwickelt, um existierende geophysikalische 3D-Modelle zu validieren und basierend auf Ergebnissen der Standortcharakterisierung mittels passiver Seismik zu verfeinern. In diesem Prozess wird das Geschwindigkeitsmodell im Untergrund stufenweise angepasst. Das auf Basis der passiven Seismik verfeinerte Geschwindigkeitsmodell liefert grundsätzlich eine bessere Übereinstimmung der modellierten und beobachteten Bodenbewegungen. Die Modellierung von nichtlinearen Phänomenen wie Bodenverflüssigung ist einerseits wichtig, um eine maximal mögliche Bodenbewegungen abzuschätzen und nichtlineare Bodenbewegungen vor einer Bodenverflüssigung zu modellieren. Diese Erfahrung könnte zukünftig in die Weiterentwicklung des Hybridmodelles einfließen. Mit dem Teilprojekt 3 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 der letzten Jahre zu thermisch- und bauinduzierten Effekten in zweidimensionalen Medien auf 3D erweitert. Aufgrund der Temperaturentwicklung im Untergrund wurden die Deformationen und die Spannungsänderungen berechnet. Auf dieser Grundlage kann, unter anderem durch Berücksichtigung geologischer Informationen, das Potenzial für die Reaktivierung von beliebig orientierten Störungen abgeschätzt werden. Der numerische Ansatz wurde mit analytischen Lösungen und mittels Vergleichsstudien mit anderen Codes, sogenannten Benchmarks, validiert. Die Resultate bestätigen die Er-

gebnisse aus der zweidimensionalen Betrachtung, dass induzierte Erdbeben im Lagerbereich von untergeordneter Relevanz für die Integrität eines geologischen Tiefenlagers sind. Die Resultate bestätigen ebenfalls, dass die Aktivierung von Erdbeben stark von den tektonischen Spannungszuständen abhängt und die Grösse der Magnituden vor allem durch die Störungseigenschaften und deren Orientierung im Raum bestimmt wird. Die Ergebnisse können ebenfalls als Grundlage für Monitoringkonzepte dienen, zum Beispiel welche Messdaten an konkreten Standorten 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 vorhandene Fachwissen zu erhalten und weiter zu entwickeln. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten sollen es erlauben, die Einflüsse der seismischen Quellen, der Wellenausbreitung in der Erdkruste und des lokalen Standorts besser zu beschreiben und zu beurteilen.

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

#### **Ausblick**

Der aktuelle Vertrag über die Forschungszusammenarbeit mit dem SED läuft noch bis Sommer 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 Physik-basierten Modellierung aus Teilprojekt 2 werden im Verlaufe des Projektes sukzessive das Verständnis des Einflusses der Geologie auf die relevanten Parameter zur Beschreibung der Bodenbewegungen verbessern. Im nächsten Jahr soll das Physik-basierte stochastische Verstärkungsmodell zur

Charakterisierung hochfrequenter Bodenbewegungen in der Tiefe in der Schweiz und in Japan angewandt werden. Die Ergebnisse aus beiden Teilprojekten 1 und 2 fliessen in den kommenden Jahren nach Möglichkeit sukzessiv in die Aktualisierung des stochastischen Abminderungsmodells der Schweiz ein. Sie werden bei der Anpassung globaler Abminderungsmodelle an die regionalen Verhältnisse in der Schweiz berücksichtigt und genutzt, um den deterministischen Teil im Hybridmodell weiterzuentwickeln und zu validieren. Im dritten Teilprojekt besteht die Möglichkeit, mittels der Berücksichtigung der Gasentwicklung realistischere physikalische Modelle zu entwickeln, um die zeitliche Entwicklung des Spannungsfelds zu berechnen. Dieses kann wiederum genutzt werden, um die zeitliche und räumliche Verteilung der Seismizität zu modellieren.

### 1.3.4 EXAR – Grundlagen Extremhochwasser Aare–Rhein

Koordination: Bundesamt für Umwelt BAFU

Auftraggeber: BAFU, ENSI, Bundesamt für Energie BFE, Bundesamt für Bevölkerungsschutz BABS, MeteoSchweiz

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, BFE, 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 bis Ende 2020 laufenden Projektphase wurde 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 Ereignisbaumtech-

nik verwendet. Dieses Vorgehen ermöglicht die Bestimmung von ortsspezifischen Gefährdungskurven mit Unsicherheitsangaben. Ein Expertenbeirat dient der Validierung der vorgeschlagenen Vorgehensweisen und der erzielten Ergebnisse.

#### 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 (Beurteilungssperimeter) zu erhalten, wurden einige Hochwasserszenarien mit hydraulischen 2D-Modellen simuliert. Dabei sind insbesondere die resultierende Wasserspiegellage und die Fließgeschwindigkeit von Interesse. Im Jahr 2020 wurden im Rahmen einer zusätzlichen Validierungsrunde vertiefte Abklärungen und Sensitivitätsanalysen durchgeführt, gewisse Bereiche der Studie überarbeitet und die Projektergebnisse aktualisiert. Die für fünf Beurteilungssperimeter aus einer Inwertsetzung der erarbeiteten Grundlagen hervorgegangenen genaueren Untersuchungen der Hochwassergefährdung wurden ebenfalls entsprechend nachgeführt. Diese Untersuchungen beinhalten die Bestimmung von Gefährdungskurven (Kurven der Überschreitungshäufigkeit von Wasserspiegellagen) an spezifischen Punkten innerhalb der Beurteilungssperimeter. 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 anderen geomorphologischen Prozessen wie Sedimentation oder Erosion. Zusätzlich wurde hochwasser- und erdbebenbedingtes Versagen der grossen Staumauern (Mühleberg, Rossens und Schiffenen) behandelt.

Der vorliegende Entwurf der Gesamtdokumentation der Aare-Studie 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 Beurteilungssperimetern werden in sogenannten Resultatmappen festgehalten. Des Weiteren wurde im Jahr 2020 ein Synthesedokument für die Öffentlichkeit erarbeitet.

Das Projekt ist aufgrund der zusätzlich durchgeführten Validierungsrunde 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 2021 ist vorgesehen, die Berichte der EXAR-Studie zur Aare fertigzustellen und die Ergebnisse zu veröffentlichen.



## 1.4 Menschliche Faktoren

Der Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung steht im Mittelpunkt dieses Forschungsbereichs. Die Zuverlässigkeit des Operateurverhaltens unter verschiedenen Bedingungen soll quantifiziert werden. Dadurch werden Unsicherheiten bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) verringert, mit welcher das Risiko von Störfällen in Kernkraftwerken berechnet wird.

### 1.4.1 ROES-II – Reliability of Operators in Emergency Situations

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut  
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 vier Hauptthemen:

- **HRA-Anleitung für Errors of Commission (EOC):** Es ist Stand der Technik, mit der HRA die Wahrscheinlichkeiten dafür zu bestimmen, dass Handlungen, die während eines Störfalles gefordert sind, 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 Störfalles negativ beeinflussen, den so genannten EOC. Zu diesem Zweck hat das PSI die Methode *Commission Errors Search and Assessment* (CESA) entwickelt und weiter verbessert. In der Neufassung (2018) der Richtlinie ENSI-A05 zu Umfang und Qualität einer PSA Qualität wurde die Methode deshalb zur EOC-Identifizierung empfohlen. Ziel des Projekts ist es, «kochbuchartig» die Anleitung zur Verwendung der Methode so auszubauen, dass sie in der Richtlinie ENSI-A05 auch zur EOC-Quantifizierung (Bestimmung von EOC-Wahrscheinlichkeiten) empfohlen werden kann.
- **Simulatordaten zur HRA:** Es sollen Daten zum Verhalten der Operateure aus Schweizer Kernkraftwerken in simulierten Störfällen erhoben und für die HRA nutzbar gemacht werden.
- **Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten:** Es soll ein auf Daten basierendes Verfahren bestimmt werden, mit dem sich der Grad der Abhängigkeit zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen im Störfallablauf bestimmen lässt.

- *Fortschritt versprechende HRA-Methoden:* Es soll der aktuelle Stand der HRA-Methodenentwicklung und -verwendung untersucht werden, um zu entscheiden, ob in der Richtlinie ENSI-A05 die Liste der akzeptablen Methoden erweitert werden könnte.

### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Die Arbeiten im Berichtsjahr 2020 erfolgten planungsgemäss. Die Projektziele und deren Umsetzung sind nachfolgend zusammengefasst.

#### *HRA-Anleitung für EOC*

Ziel im Projektjahr war die Zusammenstellung von Erfahrungen von und Rückmeldungen zu den bisherigen Anwendungen der Methode CESA. Die Methode erfuhr international eine zunehmende Anerkennung beispielsweise durch Verwendung in Südkorea und Schweden. Anregungen zu Verbesserungen betreffen die Identifizierung von EOC, deren Risikoeinfluss nicht offensichtlich aus den Importanzanalyse-Resultaten, die die Risikobeiträge und -einflüsse einzelner Ereignisse ausweisen, der vorliegenden PSA hervorgeht, sowie den erheblichen Aufwand (verbunden mit dem Wunsch nach Vereinfachung) bei der EOC-Quantifizierung.

#### *Simulatordaten zur HRA*

Ziel war es, die Grundzüge eines Verfahrens zu erstellen, mit dem mittels Beobachtungen simulierter Störfälle Rückschlüsse auf Fehlerwahrscheinlichkeiten von in der PSA abgebildeten Handlungen erzielt werden. Aus den Arbeiten resultierte ein Modell zur Erzielung solcher Rückschlüsse aus für die Betriebsmannschaften am Simulator erhobenen Leistungsmessdaten (wie zum Beispiel der Grad der Erreichung des Erfolgskriteriums).

#### *Fortschritt versprechende HRA-Methoden*

Ziel war es, anhand übergeordneter Kriterien die HRA-Methoden zu identifizieren, die für eine nähere Untersuchung in Frage kommen. Mittels dreier Kriterien (Anleitung zur Quantifizierung vorhanden; hinreichende Methodenbeschreibung liegt vor; Potential für fortschrittliche HRA) ergab eine Prüfung von 30 Methoden, dass 11 Methoden für eine nähere Prüfung in Frage kommen. Hierzu gehören MERMOS (in Frankreich verwendet) und EPRI – HRA Calculator (häufig in den USA verwendet). Beide Methoden dienen der Bestimmung von Fehlerwahrscheinlichkeiten von Operateurhandlungen, die im Störfallablauf angefordert werden.

### **Bedeutung des Projektes,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

EOC werden 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. Die im Projekt angestrebte «kochbuchartige» Anleitung für die EOC HRA wäre eine geeignete technische Basis für die diesbezügliche Erweiterung der Richtlinie ENSI-A05. Von der so erweiterten PSA verspricht sich das ENSI, dass die – im HRA-Ablauf übliche – Identifizierung und Beurteilung von Szenarien mit EOC-Gelegenheiten in Erkenntnissen zur Verbesserung der Sicherheit mündet.

Sowohl die Einbindung von Simulatordaten als auch die Untersuchung Fortschritt versprechender HRA-Methoden sind Elemente, die zur Qualitätssicherung und -erhöhung der HRA in den Schweizer Kernkraftwerken beitragen. Dies trägt wiederum dazu bei, dass die Anwendungen der PSA gemäss Richtlinie ENSI-A06 zu relevanten und aussagekräftigen Resultaten führen.

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

#### **Ausblick**

Die Arbeiten im Jahr 2021 umfassen hauptsächlich:

- Publikation der Methode CESA mit HRA-Anleitung zur Bestimmung von EOC-Wahrscheinlichkeiten
- Ausarbeitung des Verfahrens zur Nutzung von Simulatordaten
- Ermittlung datenbasierter Erkenntnisse über Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten
- Beginn mit einer vertieften Prüfung Fortschritt versprechender HRA-Methoden



## 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 auslegungüberschreitenden 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*

Der durch die Oxidation der Brennstabhüllrohre entstehende Wasserstoff diffundiert zum Teil in das Hüllrohr und kann zur Versprödung des Materials beitragen. Die Wasserstoffkonzentration wird daher begrenzt und anhand von speziellen Korrelationen berechnet. Die von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC im Rahmen von neuen Kriterien für Reaktivitätsstörfälle vorgeschlagene Korrelation für die Wasserstoffaufnahme stellte sich im Hochabbrandbereich als überkonservativ heraus. Um die in der Schweiz realisierten Brennelementabbrände verlässlich mit einer Korrelation abzudecken, wurde anhand von verfügbaren Messergebnissen aus Schweizer Kernkraftwerken bis zu hohen Abbränden eine eigene Korrelation für die Wasserstoffaufnahme entwickelt.

Das Modellieren des Brennstabverhaltens bei einem Kühlmittelverlust-Störfall erfordert spezielle Modelle, die bezüglich der Spaltgasfreisetzung und Brennstoffumverteilung weiterentwickelt wurden. So wurde der Brennstabcode FALCON mit der Eigenentwicklung FRELAX gekoppelt, um die komplexen Vorgänge zu simulieren. Der Vergleich der Schlüsselparameter mit den experimentellen Ergebnissen, die im Halden-Reaktor gewonnen wurden, ergab zufriedenstellende Resultate, sodass der Modellierungsansatz weiter verfolgt wird.

Das alternative thermo-mechanische Modellierungswerkzeug OFFBEAT auf der Basis des nicht-kommerziellen Programms OpenFOAM wurde um Modelle zur Abbildung des Kontakts zwischen Brennstofftablette und Hüllrohr sowie der Brenn-

stoffrisbildung und des Hüllrohrkriechens erweitert. Die Validierung des Codes wurde anhand von verfügbaren Daten im Hochabbrand vorangetrieben. Auch wurde mit der Kopplung zu den Modulen des international etablierten Codes TRANSURANUS angefangen.

#### *Reaktorkern*

Das stationäre Kernverhalten wurde unter der Anwendung des neuesten Kernsimulators SIMULATE-5 mit einem Modell des Kernkraftwerks Gösigen untersucht und die Auswirkungen einzelner Modellparameter genau bestimmt. Es stellte sich heraus, dass der Detaillierungsgrad der Abbrandberechnung den grössten Effekt auf die Genauigkeit der Brennstoffkonzentration hat. In Bezug auf die Genauigkeit der räumlichen Leistungsverteilung konnten allerdings keine deutlichen Verbesserungen gegenüber den Messungen erzielt werden, obwohl sie aus dem Vergleich zu den höher aufgelösten Berechnungsmethoden zu erwarten wären. Weitere Untersuchungen sind daher im Gange. Auch die Arbeiten an den höher aufgelösten Berechnungsmethoden, die einen gesamten Kern brennstabweise darstellen, konnten weitergeführt werden. Das eigene Programm Tortin wurde unter Anwendung eines Modells des europäischen Druckwasserreaktors (EPR), der eine herausfordernde Reaktorgeometrie bietet, getestet und mit anderen aktuellen Codes verglichen. Dabei wurde das Potenzial für weitere Entwicklungen eruiert.

Beim dynamischen Reaktorverhalten lag der Fokus in den Analysen einer Vergleichsrechnung (Benchmark) zur SWR-Stabilität und eines Experiments zum schnellen Reaktivitätseintrag. Die Untersuchungen zum Stabilitätsverhalten mit dem Kernsimulator SIMULATE-S3K zeigten eine starke Abhängigkeit sowohl von dem globalen Kerndurchsatz als auch von lokalen Grössen wie Brennelement-Durchsatz oder -Dampfanteil. Dabei können bereits kleine Variationen der Reaktorbeladung das Stabilitätsverhalten grundlegend ändern. Es sei erwähnt, dass diese Analysen Reaktorzustände abbilden, die im Normalbetrieb ausgeschlossen und bei Störungen durch Sicherheitssysteme vermieden werden. Für die Analysen des schnellen Reaktivitätseintrags, wie er bei Auslegungstörfällen unterstellt wird, wurde eine alternative Methode zur Quantifizierung der aus den Nukleardaten stammenden Unsicherheiten entwickelt. Diese Methode zeigt Verbesserungen der Berechnungsergebnisse im Vergleich zum Experiment.

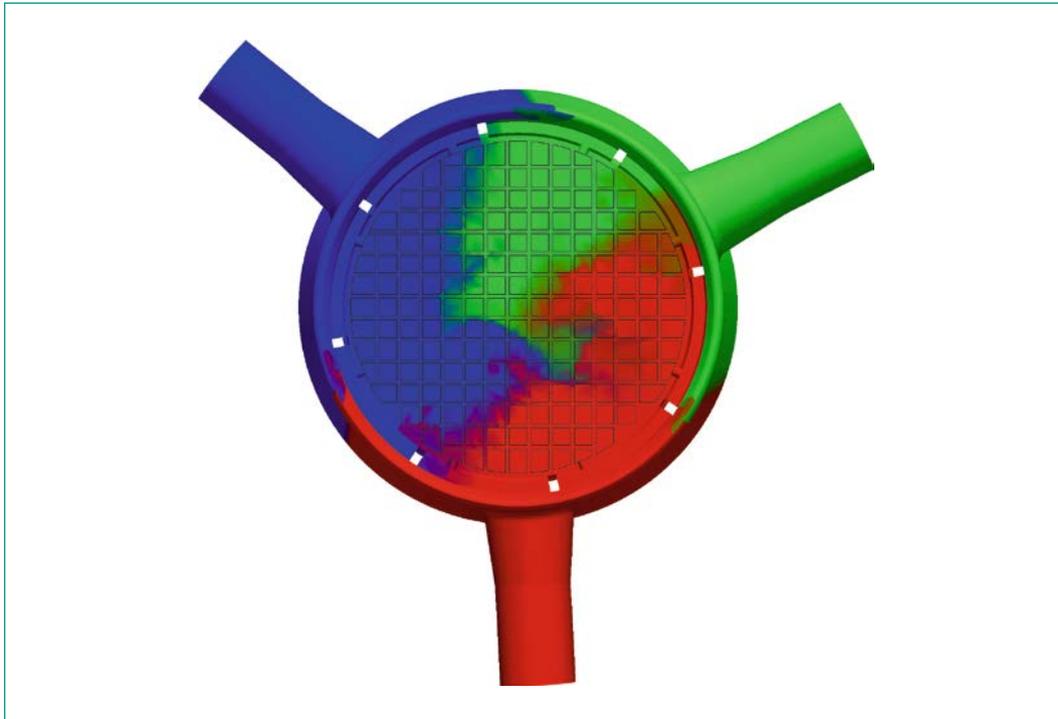
#### *Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten*

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 (NEA PKL-4 und ATLAS-2, UPTF, LSTF), die das Systemverhalten von Druckwasserreaktoren betreffen, fortgesetzt. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE und der damit gekoppelten Codes bei Störfallanalysen.

Mit dem Code COBRA-TF wurden Unterkanalanalysen zum Einfluss der radialen und azimuthalen Leistungsverteilung auf das lokale Siedeverhalten in SWR-Brennelementen durchgeführt. Durch ergänzende zeitabhängige Berechnungen mit COBRA-TF wurden kritische Wärmestromdichten und die Flüssigkeitsfilmdicke auf den Brennstäben sowie die Dampfströmung in den Strömungskanälen bewertet. Dies erfolgte auch im Hinblick auf die Entstehung lokaler Korrosionsablagerungen (CRUD). Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik (computational fluid dynamics CFD) wurden durch Validierungsrechnungen des Mischungsverhaltens in einem Druckwasserreaktor mit den Codes STAR-CCM+ und verstärkt mit OpenFOAM fortgesetzt (siehe auch Abbildung 9). Ferner kam ein im Projekt entwickeltes Werkzeug zur Quantifizierung von Unsicherheiten und zur Durchführung von globalen Sensitivitätsanalysen zum Einsatz. Damit wurden die für die Transienten bestimmenden Anlageparameter jeweils systematisch bei Benchmark-Berechnungen im Projekt NEA RBHT untersucht.

#### *Gekoppelte Modellierung (multiphysics)*

Ein Schwerpunkt der gekoppelten Modellierung lag auf Untersuchungen verschiedener Einflussfaktoren auf lokale ungleichförmige Korrosionsablagerungen (CRUD) in einem Siedewasserreaktor. Mit der Verbindung verschiedener Rechencodes konnte die Bestimmung kritischer Wärmestromdichten verbessert werden. Zusammen mit den Möglichkeiten des PSI für hohe Rechenleistungen tragen verbesserte Randbedingungen für die Berechnung der Wärmeübertragung und Strömung zur genaueren Untersuchung lokaler 3D-Effekte in Brennelementen bei.



**Abbildung 9:** Mit dem CFD-Code OpenFOAM wurde die Strömung im unteren Plenum eines Druckwasserreaktors mit drei Umwälzschleifen berechnet. In der betrachteten stationären Situation rotiert die aufsteigende Strömung (von oben betrachtet) im Gegenuhrzeigersinn bis zum Kerneintritt und die Durchmischung der Strömung im unteren Plenum ist gering. Die Verteilung der Ströme aus den Umwälzschleifen auf den Kerneinlass ist farblich kodiert abgebildet. Quelle: PSI.

### **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 bei Beauftragung durch das ENSI im Rahmen 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 Rand-

bedingungen 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 Mitarbeit in internationalen Forschungsprogrammen und Expertengruppen unerlässlich. Die Analysen neuer Reaktorauslegungen im Rahmen der Freigabeverfahren zu den jährlichen Brennelementwechseln sollen beibehalten und – wie schon 2020 – 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.

Das PSI wird im kommenden Jahr vertiefte Untersuchungen mit Vergleichsrechnungen zu neuen Experimenten zum Verhalten eines DWR-Brennelements nach einem Kühlmittelverlust-Störfall

durchführen (vgl. Kap. 1.7.18). Die fortgeschrittenen Methoden (globale Sensitivitätsanalysen) zur Quantifizierung der Unsicherheit werden bei der gekoppelten Modellierung weiter angewandt. Der Einsatz des neuen Kernsimulators SIMULATE-5 für die Analysen der Kernbeladungen in den Schweizer Reaktoren soll vorangetrieben werden. Ebenfalls sollen die Untersuchungen zur lokalen CRUD-Bildung fortgesetzt werden, um die Sicherheit des Reaktorbetriebs ohne Einschränkungen zu untermauern. Einen weiteren Schwerpunkt bilden die Studien zur Anwendung der neuen Kriterien der U.S.NRC für Reaktivitätsstörfälle unter dem Einsatz der PSI-Korrelation für die Wasserstoffkonzentration im Hüllrohr. Bezüglich des dynamischen Reaktorverhaltens wird der Fokus bei den Vorausrechnungen der Stabilitätstests liegen, die in einem Schweizer Kraftwerk geplant sind.

### 1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer

Auftragnehmer:

OECD-NEA und Pennsylvania State University

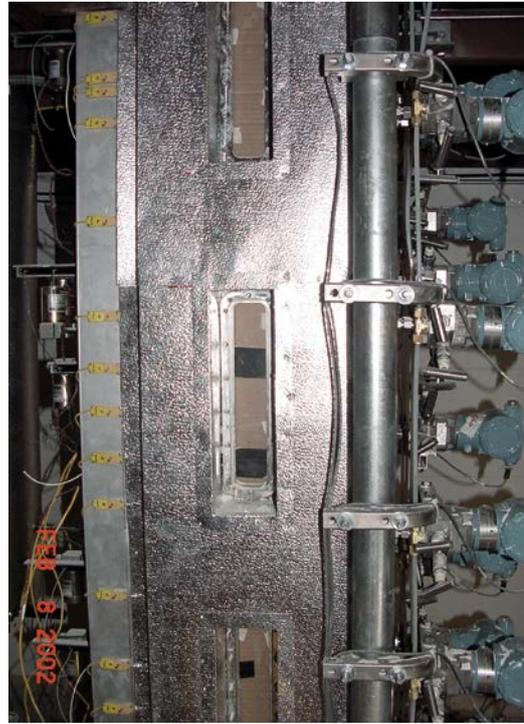
ENSI-Projektbegleiter:

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 ganz oder teilweise aus dem Wasser ragen. In der Folge steigt die Temperatur der 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 zum genauen Ablauf der Prozesse gibt es noch offene Fragen.

Für das auf drei Jahre angelegte Forschungsprojekt RBHT sollen 16 Experimente an einem Versuchsstand der Pennsylvania State University (PSU), der Rod Bundle Heat Transfer-Testanlage (RBHT), durchgeführt werden. Der zentrale Teil der Apparatur besteht aus einer elektrisch auf bis zu 1200 °C aufheizbaren Brennelementstruktur (Abbildung 10). Die Anlage ist mit umfangreicher Messtechnik (Thermoelemente, Lasersystem und Infrarotkameras zur Tröpfchenzählung, Drucksensoren an den Abstandhaltern) aufwändig instrumentiert. Das Zeitverhalten von Einlassströmung



**Abbildung 10:** *Abbildung eines Ausschnitts des RBHT-Versuchsstands in einer frühen Version. Dargestellt ist die thermische Verkleidung mit Beobachtungsfenstern des auf sehr hohe Temperaturen aufheizbaren Brennelements und ein Teil der Instrumentierung. Quelle: Pennsylvania State University*

und Wiederauffüllen kann kontrolliert werden. Auf der Basis sollen thermohydraulische Systemcodes und Unterkanal-codes anhand der Messdaten weiter validiert und verifiziert werden.

Am Projekt NEA RBHT nehmen neben der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC als führender Institution 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. Das Projekt wurde in der zweiten Jahreshälfte 2019 gestartet.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Beginnend im ersten Quartal 2020 wurden 11 Tests mit variierenden Heizleistungen, Flutungs-raten und Eintrittsunterkühlungen durchgeführt. Durch diese Variationen werden unterschiedliche Strömungsregime (Tröpfchenströmung, inverse Ringströmung) erreicht und auch der Einfluss sich zeitlich ändernder Heizleistung und Flutungs-raten untersucht. Die Ergebnisse wurden anschliessend den Teilnehmern für entsprechende Validierungs-rechnungen mit Systemcodes oder Unterkanal-codes übergeben (sogenannter «offener» Bench-

mark). Im vierten Quartal 2020 wurden die von den verschiedenen Organisationen durchgeführten Simulationen in einem Workshop vorgestellt. Unter anderem hat das Paul Scherrer Institut PSI im Projekt STARS verschiedene Analysen mit dem Systemcode TRACE sowie Unsicherheitsanalysen durchgeführt.

Ausgehend von dem Workshop wurde der zweite Teil der Testmatrix unter den Projektteilnehmern abgestimmt und fertiggestellt. Dieser enthält die Randbedingungen für 5 weitere Tests mit «blinden» Benchmark-Berechnungen.

### **Bedeutung des Projektes,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Mit dem RBHT-Projekt werden den Teilnehmern neue, detaillierte Messungen für das thermohydraulische Verhalten eines Brennelements für Druckwasserreaktoren bei 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. Die Teilnahme sowohl an den «offenen» als auch den «blinden» Vergleichsrechnungen (Benchmarks) ist sehr nützlich für eine Einschätzung der Vorhersagefähigkeiten («predictive power») der Teilnehmer und ihrer Simulationsprogramme.

#### **Ausblick**

Im ersten Quartal 2021 sollen die für die «blinden» Benchmark-Berechnungen vorgesehenen 5 Tests durchgeführt werden. Die Teilnehmer bekommen lediglich die Randbedingungen geliefert und müssen ihre Ergebnisse abliefern, ohne die weiteren Messergebnisse (wie 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**

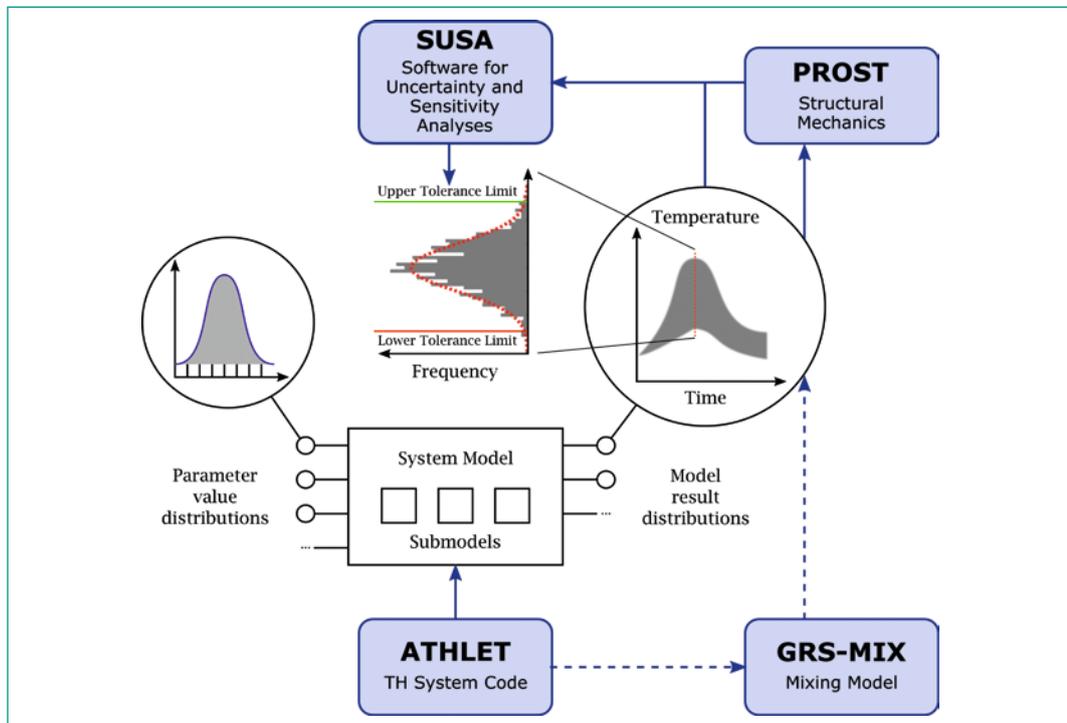
Pressurized Thermal Shock (PTS) bezeichnet die schnelle Veränderung der Temperatur eines unter

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 Sprödbbruch sind multidisziplinäre Analysen notwendig, welche struktur-, bruchmechanische sowie thermohydraulische Analysen 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 konservative Analysemethoden verwendet, um die Unsicherheiten in den Anfangs- und Randbedingungen sowie in den Berechnungsmethoden abzudecken, welche nicht exakt ermittelt und quantifiziert werden konnten. Der Begriff «konservativ» wird in Bezug auf die Anfangs- und Randbedingungen in dem Sinne verwendet, dass Unsicherheiten pessimistisch abdeckend im Hinblick auf ein Genehmigungs- und Nachweiskriterium berücksichtigt werden. Erkenntnisse aus der Forschung zeigen jedoch auf, dass vermeintlich konservative Annahmen in wenigen Fällen zu nicht konservativen Ergebnissen führen können. Neuere Entwicklungen bei der Rechenkapazität erlauben heute die Verwendung der BEPU-Methode (Best Estimate Methods Plus Uncertainty Evaluation). Diese Methode ermöglicht es, durch Parametervariationen im Rahmen einer Vielzahl an Simulationen die Unsicherheit der Rechenergebnisse und damit ihre Aussagesicherheit zu quantifizieren (Abbildung 11).

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.

**Abbildung 11:**  
Übersicht zur  
GRS-Methode für Best  
Estimate Plus  
Uncertainty (BEPU)  
Analysen mit  
Erweiterung zur  
strukturmechanischen  
Bewertung bei  
Thermoschock-Unter-  
suchungen



Für diese thermohydraulischen Berechnungen wird der Systemcode ATHLET verwendet.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In den drei vergangenen 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.

Zudem wurde eine Literaturrecherche zur Identifikation der sensitiven Randbedingungen für PTS-Analysen und der heute allgemein als kritisch für den Sprödbuchnachweis betrachteten Störfallscenarien durchgeführt. Ferner wurden anhand vereinfachter bruchmechanischer Analysen zwei aus den thermohydraulischen Analysen ableitbare Referenzparameter identifiziert, welche eine erste Abschätzung des Sprödbuchrisikos zulassen: der radiale Temperaturgradient in der Spitze eines postulierten Risses sowie die Temperaturdifferenz über die RDB-Wand auf Höhe des Risspostulats.

Weiterhin wurden die führenden Leckgrößen bestimmt, welche zu den höchsten thermomechanischen Belastungen des RDB führen. Wie sich zeigte, liegen diese für den generischen Anlagenimulator im Bereich zwischen 30 cm<sup>2</sup> und 70 cm<sup>2</sup> und bestätigen somit die internationalen Erkenntnisse. Ferner wurden die zu untersuchenden sensitiven Parameter in einer sogenannten PIRT-Tabelle (Phenomena Identification and Ranking

Table) festgelegt. Es wurden insgesamt 62 Parameter identifiziert und statistisch variiert. 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. Ferner erlauben durchgeführte Sensitivitätsanalysen die Ableitung von Erkenntnissen über die Einflüsse der Unsicherheiten in den Eingabeparametern auf die Ergebnisunsicherheiten bei den verschiedenen untersuchten Leckgrößen:

- 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.

Im Rahmen einer Projektverlängerung bis Dezember 2020 wurde ergänzend eine Unsicherheits- und Sensitivitätsanalyse der strukturmechanischen Parameter durchgeführt, welche auf den bisherigen thermohydraulischen Ergebnisdaten der PTS-BEPU-Analysen basieren. Hierfür wurde der strukturmechanische Analyse-Code PROST erweitert, um eine automatisierte, serielle Aus-

wertung der thermohydraulischen Simulationsergebnisse zu ermöglichen.

Mit Hilfe einer statistischen Auswertung wurde gezeigt, dass die identifizierten Referenzparameter signifikant mit dem auf eindimensionalen strukturemechanischen Berechnungen basierenden Spannungsintensitätsfaktor  $K_I$  korrelieren. So steigen mit zunehmender Leckgrösse die Maxima von  $K_I$ . Ausserdem decken die Ergebnisse der konservativen Simulationen, unter Verwendung von Konservativitäten in den Anfangs- und Randbedingungen, wie sie auch in der Vergangenheit für den thermohydraulischen Teil des PTS-Sicherheitsnachweises verwendet wurden, in allen betrachteten Szenarien sowohl das obere 95/95-Toleranzlimit als auch die maximale Schwankungsbreite der Unsicherheitsanalyse sicher ab.

Auch hinsichtlich der auf Basis des Tangentenkriteriums ermittelten Sprödbruchübergangstemperatur  $RT^{NDT}$  zeigt sich, dass die Ergebnisse der konservativen Rechnung für alle untersuchten Leckgrössen tatsächlich konservativ sind. Unter Berücksichtigung des weniger konservativen Warm-Prestressing-Effekts (WPS) ist die Streuung von  $RT^{NDT}$  deutlich höher, weshalb sich kaum belastbare Schlussfolgerungen zur Abschätzung ungünstiger Störfallszenarien ableiten lassen. Dies ist primär auf den flachen Kurvenverlauf im Bereich des Maximums von  $K_I$  zurückzuführen, wodurch kleine Fluktuationen von  $K_I$  grosse Abweichungen bei der Berechnung der zulässigen  $RT^{NDT}$  verursachen können. Zudem unterschreiten die Ergebnisse der konservativen Simulation nicht das 5 %-Perzentil der Ergebnisschar der Unsicherheitsanalyse sowie deren unteres zweiseitiges 95/95-Toleranzlimit. Insgesamt lässt sich schlussfolgern, dass eine Ableitung konservativer Anfangs- und Randbedingungen zur Thermoschockanalyse auf Basis von Expertenschätzungen und thermohydraulischen Betrachtungen grundsätzlich möglich ist. Diese sollten aber stets durch Variationsrechnungen beziehungsweise durch Unsicherheitsanalysen und strukturemechanische Berechnungen verifiziert werden.

#### **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 Ergebnisunsicherheiten auf Unsicherheiten in den Kennwerten der anlagenspezifischen Notkühlsysteme zurückzuführen sind.

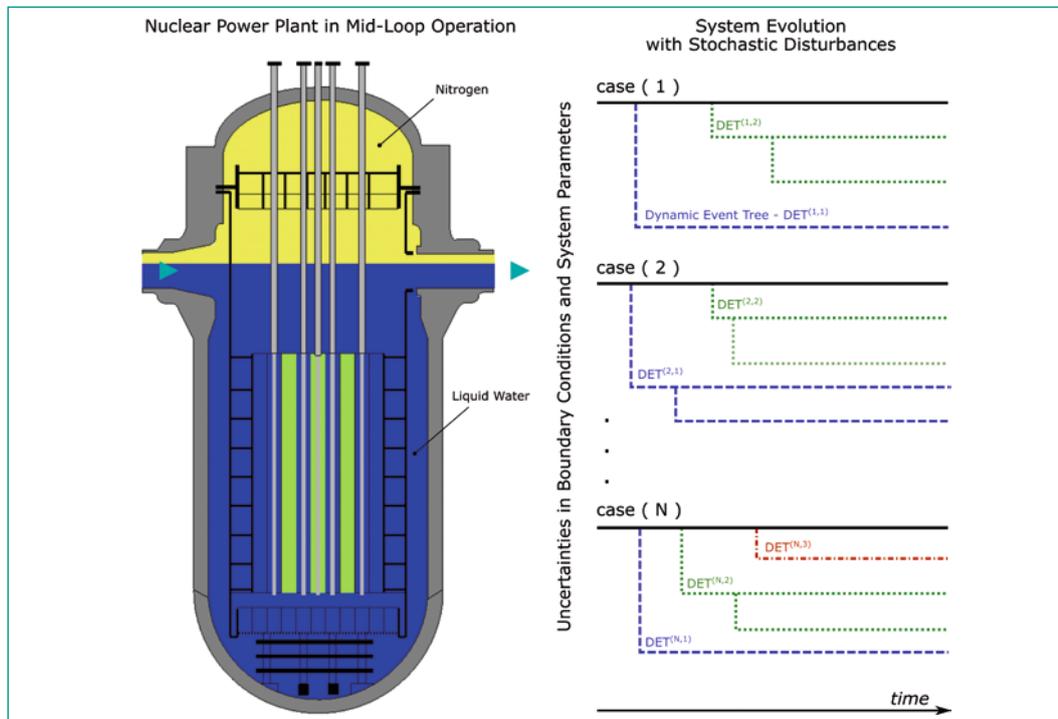
#### **1.5.4 Deterministische Analyse der Wirksamkeit von Handmassnahmen bei Ereignissen im Mitte-Loop-Betrieb mit fortschrittlichen Methoden**

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

#### **Einleitung**

Das Projekt befasst sich mit dem Nichtleistungsbetrieb von Druckwasserreaktoren (DWR). Hierbei ist der sogenannte Mitte-Loop-Betrieb, falls es zu Störungen kommt, herausfordernd hinsichtlich der Schutzzieleinhaltung. Beim Mitte-Loop-Betrieb ist nicht nur die Kühlmittelmenge reduziert, sondern es werden auch Automatismen der Notkühlsysteme ganz oder teilweise ausser Betrieb gesetzt. Dies ist notwendig, um den Reaktor-druckbehälter-Deckel abnehmen und im Anschluss die Brennelemente entladen zu können. Bei einem Kühlmittelverlust oder Ausfall der Nachwärmeabfuhr kann die Kernkühlung daher nur durch Handmassnahmen der Operateure sichergestellt werden. Eine quantitative Bestimmung der Wirksamkeit von Operateurhandlungen und der Auswirkung möglicher Fehler ist daher für die Reaktorsicherheit von grossem Interesse und soll im Rahmen dieses Forschungsprojekts mithilfe der sogenannten integralen deterministisch-probabilistischen Sicherheitsanalyse (IDPSA) untersucht werden. Eine solche Analyse, die deterministische mit probabilistischen Untersuchungen kombiniert, hat sich in den letzten Jah-

**Abbildung 12:**  
 Schema der Monte Carlo Dynamic Event Tree (MCDET) Methode zur Durchführung einer Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA) an einem Druckwasserreaktor im Mitte-Loop Betrieb. Quelle: GRS



ren zu einem Forschungsschwerpunkt entwickelt. Die von der GRS verwendete Methode MCDET (Monte Carlo Dynamic Event Tree) zur Durchführung einer IDPSA ist eine Kombination aus Monte-Carlo-Simulation und der dynamischen Ereignisbaummethode. Mit ihr kann der Einfluss von aleatorischen und epistemischen Unsicherheiten auf das Verhalten dynamischer Systeme analysiert und quantifiziert werden (Abbildung 12). Durch die Weiterentwicklung und Anwendung der MCDET-Methode für Ereignisse im Mitte-Loop-Betrieb sollen quantitative Aussagen zur Wirksamkeit von Handmassnahmen für ein bestimmtes Unfallszenario abgeleitet werden.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Ziele der aktuellen Berichtsperiode waren:

- Auswahl eines Unfallszenarios im Mitte-Loop-Betrieb mit hoher IDPSA- und Sicherheitsrelevanz;
- Vorbereitung des Handlungsmodells für das identifizierte Szenario;
- Parametrisierung und Anpassung des generischen thermohydraulischen Anlagenmodells für den Mitte-Loop-Betrieb an die spezifischen MCDET-Anforderungen;
- erste deterministische Simulationen mit dem Thermohydraulikcode ATHLET zum Nachweis der Plausibilität des generischen Systemverhaltens im Mitte-Loop-Betrieb.

Der Störfall «Ausfall der Nachwärmeabfuhr während Mitte-Loop-Betrieb durch Fehlanregung des Reaktorschutzes» wurde auf Basis der Eintrittswahrscheinlichkeit und der Kernschadenshäufigkeit für die Durchführung der IDPSA mit der MCDET-Methode ausgewählt. Zudem wurde ein thermohydraulisches Modell eines DWR für den Mitte-Loop-Betrieb angepasst und getestet. Darüber hinaus wurden das Eingabedeck des thermohydraulischen Modells parametrisiert und Verfügbarkeiten sowie relevante Handlungsabläufe bestimmt.

Derzeit wird ein dynamisches Handlungsmodell entwickelt, welches stochastischen Einflüssen unterliegt und Unsicherheiten bezüglich zeitabhängiger Operateurhandlungen enthält. Dieses Handlungsmodell stellt die Eingabe für das sogenannte Crew-Modul dar, welches mit MCDET gekoppelt wird, um aleatorische Unsicherheiten (zufällige Einflüsse) menschlicher Handlungen zu bestimmen.

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

In den vergangenen Jahren ist der Nichtleistungsbetrieb aufgrund sicherheitstechnisch relevanter Ereignisse verstärkt in den Fokus gerückt. So hat die deutsche Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) im Jahr 2019 aufgrund von Betriebserfahrungen aus nationalen und internationalen Ereignissen mit Ausfall oder Störung der Nachwärme-

abfuhr während des Nichtleistungsbetriebs eine Stellungnahme erarbeitet. Weiterhin erlangt im Zuge der revidierten Richtlinie ENSI-A01 die Analyse von Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb eine grössere Bedeutung. Aus diesem Grund soll das Forschungsprojekt unter Anwendung einer fortschrittlichen, dynamischen Analyseverfahren dazu dienen, vertiefte Erkenntnisse hinsichtlich kritischer Zeitfenster und Handmassnahmen beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Mitte-Loop-Betrieb zu erlangen. Dabei soll der Einfluss von Unsicherheiten hinsichtlich der notwendigen Operateurhandlungen sowie von Unverfügbarkeiten von Sicherheitssystemen aufgrund zulässiger Ausserbetriebnahmen gemäss Technischer Spezifikation untersucht werden.

#### **Ausblick**

Im Jahr 2021 sind die Fertigstellung des Handlungsmodells sowie die nachfolgende Berechnung der ATHLET/MCDET-Eingabewerte mit dem Crew-Modul geplant. Basierend auf diesen Ergebnissen sowie protokollierten Verfügbarkeiten und Handlungsabläufen wird der MCDET-Eingabesatz generiert, und erste IDPSA-Testsimulationen können durchgeführt werden.

### **1.5.5 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells**

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI  
ENSI-Projektbegleiter: Gerhard Schoen  
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 in einem Modell zu berücksichtigen, wurde ein Nachfolgeprojekt gestartet, welches im Jahr 2021 abgeschlossen werden soll.

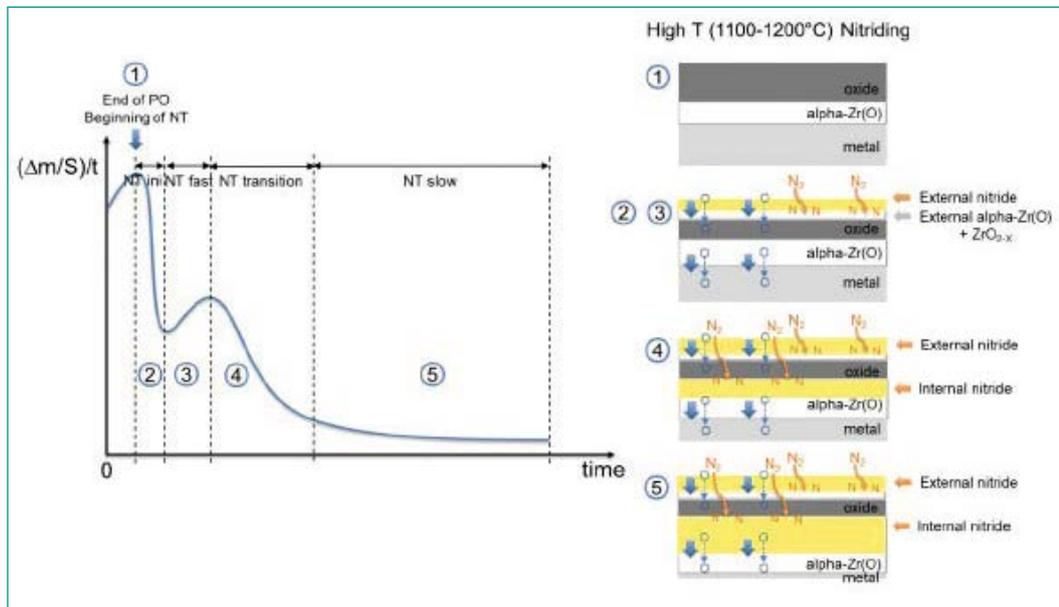
#### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

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 verfügbar ist, was für den Einbau des Modells notwendig ist. Dadurch war es möglich, die Temperatur als eine Variable zu berücksichtigen (im Gegensatz zum eigenständigen Modell, in welchem sie nur als feste Angabe berücksichtigt werden konnte). Die durch die Oxidation des Hüllrohrmaterials zusätzlich freigesetzte chemische Energie wird vom Modell berücksichtigt. Das ist auch von Bedeutung, da die Reaktionsraten stark temperaturabhängig sind.

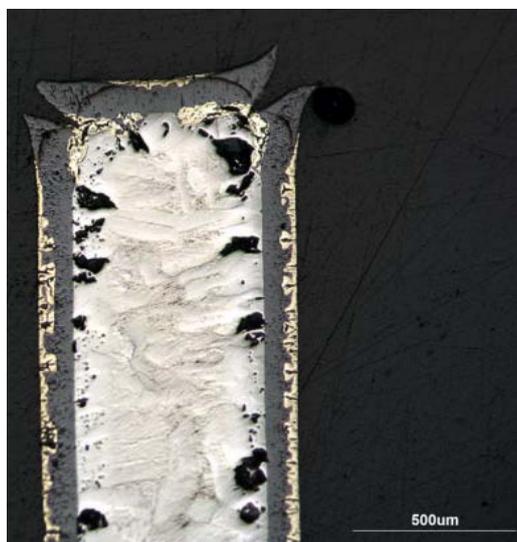
Das vom PSI entwickelte Modell ergibt höhere Hüllrohrtemperaturen als das bestehende MELCOR-Modell, insbesondere dann, wenn die Sauerstoffkonzentration gering ist. Die Ergebnisse des PSI-Modells stimmen mit dem überein, was beim Experiment «Sandia Fuel Project Phase II» beobachtet wurde.

Im Berichtsjahr wurde die Bestimmung der chemischen Reaktionsraten abgeschlossen. Grundlage hierfür waren die Daten von sogenannten «separate effect tests», bei denen das Materialverhalten bzw. die Oxidation unter genauen Randbedingungen betrachtet und einzelne Parameter variiert werden. Dabei wurde das Modell nun auch für die Nitrierungsphase für Temperaturen über 1000 °C erweitert (siehe Abbildung 13). Hierbei wird das Abbrechen der Oxid-Schicht wie auch der Umstand, dass Stickstoff nicht durch die Oxid-Schicht hindurch diffundiert (siehe Abbildung 14), berücksichtigt.

**Abbildung 13:**  
Schematische Darstellung des Nitrierungs-Prozesses im hohen Temperaturbereich (1100–1200 °C).  
Quelle: Park, Sanggil, PhD thesis



**Abbildung 14:**  
Das Bild zeigt die Nitrierungs-Reaktion eines Zr-4 Hüllrohrs und die Tatsache, dass Stickstoff nicht durch die Oxid-Schicht hindurch diffundiert.  
Quelle: PSI



nario 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 Rechen-codes, die dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Das Projekt dient zudem der Erhaltung von Fachwissen in der Schweiz. In das Projekt eingebunden ist auch eine Dissertation. Das PSI verfolgt die Entwicklung von MELCOR und von anderen Rechenprogrammen für schwere Unfälle und teilt sein Wissen mit den Schweizer Benutzern.

#### Ausblick

Die Modellentwicklung und seine Überprüfung wurden im Jahr 2020 weitgehend abgeschlossen. Für die verbleibende Projektdauer sind die Dokumentation des Modells und entsprechende Veröffentlichungen vorgesehen. Damit kann das Projekt voraussichtlich plangemäss Mitte 2021 abgeschlossen werden.

Aus Sicht des ENSI ist das Projekt sehr erfolgreich, da es mit der Modellentwicklung sein Forschungsziel erreicht hat und vertiefte Erkenntnisse des Oxidationsprozesses der Brennstoff-Hüllrohre bei Luftzufuhr lieferte. Damit die Ergebnisse des Projekts vollständig zum Tragen kommen, muss das vom PSI entwickelte Modell in die aktuelle Version von MELCOR eingebaut werden. Dies kann nur in Abstimmung mit den Sandia National Laboratories und der U.S.NRC erfolgen.

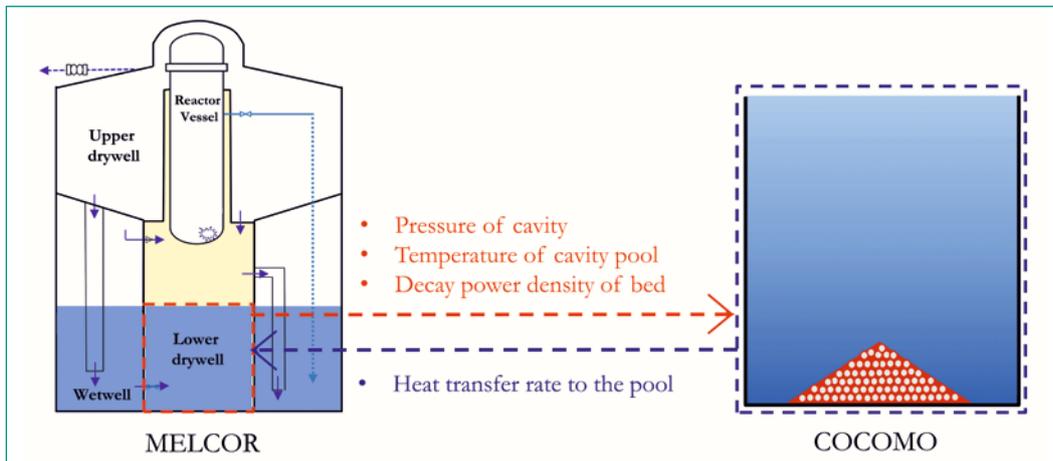
Das PSI fügte die einzelnen Modellteile zu einem Gesamtmodell zusammen, welches Luft, Dampf, Edelgase sowie verschiedene Metallverbindungen (Zr-Metal, ZrO<sub>2</sub>, ZrN and  $\alpha$ -Zr(O)), die für den Oxidationsprozess relevant sind, berücksichtigt. Insgesamt umfasst das Modell mehr als 40 Metall-Gas-Kombinationen.

Um das Gesamtmodell zu validieren, wurde es in das Programm MELCOR Version 1.8.6 implementiert und die Resultate mit denjenigen von Versuchen verglichen. Dabei zeigte sich eine gute Übereinstimmung.

#### Bedeutung des Projektes,

#### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Oxidation von Hüllrohren unter Luftzufuhr kann bei Unfällen mit Kernbeschädigung je nach Sze-



**Abbildung 15:**  
Schematische Darstellung des Datentransfers der gekoppelten Programme MELCOR und COCOMO.  
Quelle: KTH Stockholm.

### 1.5.6 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 Schüttschmelze-Betts in der Reaktorgrube. Diese Simulation ist für die Prognose des Unfallablaufs von Bedeutung.

Das Ziel dieses in Form einer Doktorarbeit durchgeführten Projektes ist die Entwicklung eines Simulationsmodells für die 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).

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Programm MELCOR macht bei der Betrachtung der Ausbreitung und des Verhaltens der Kernschmelze in der Reaktorgrube vereinfachte Annahmen. Genauere Berechnungen sind mit dem Programm COCOMO möglich. Die Software kann unter anderem besser die Wärmeleistungsdichte, bei welcher alles Wasser in einem Schütt-

bett verdunstet und das Schüttschmelze-Bett trockenfällt (sogenannter dryout heat flux, DHF) bestimmen. Würde in MELCOR ein detailliertes Modell eingebaut, wie es in COCOMO implementiert ist, würde dies zu unverhältnismäßig langen Rechenzeiten führen. Daher sieht das Projekt die Entwicklung eines vereinfachten Ersatzmodells vor, welches in MELCOR eingefügt werden kann. Um Simulationsdaten für die Entwicklung des Ersatzmodells bereit zu stellen, wurde das Programm MELCOR mit dem Programm COCOMO gekoppelt. Beim gekoppelten Modell liefert MELCOR Druck- und Temperaturverläufe in der Reaktorgrube sowie die Zerfallsleistungsdichte der Schmelze, während COCOMO die Wärmeübertragungsrate des Schüttschmelze-Betts berechnet (siehe Abbildung 15). Daraus bestimmt MELCOR wiederum das thermohydraulische Verhalten des Containments. Diese genauere Modellierung sagt beispielsweise für einen angenommenen kompletten Ausfall der Stromversorgung (station black-out SBO) bei einem generischen Siedewasserreaktor ein etwas früheres Eintreten der Containment-Druckentlastung vorher, als es MELCOR allein berechnen würde.

Die Entwicklung des vereinfachten Ersatzmodells basiert neben den Simulationsdaten auf dem Lipinski-Modell, mit dem für ein Schüttschmelze-Bett der DHF berechnet werden kann. Die grundlegende Idee für das Ersatzmodell zur Berechnung des DHF eines Schüttschmelze-Betts ist, einen Formfaktor für das Schüttschmelze-Bett einzuführen und den DHF des Schüttschmelze-Betts mit dem Lipinski-Modell zu bestimmen.

Der Formfaktor ist abhängig von verschiedenen Einflussgrößen. Es wird angenommen, dass sich der Formfaktor aus den folgenden sechs als unabhängig angenommenen Parametern bestimmen lässt: Umgebungsdruck, Partikeldurchmesser, Porosität des Schüttschmelze-Betts, Neigung der Schütt-

bettoberfläche (Böschungswinkel), Radius der Reaktorgrube und Masse des Schüttbetts. Für jeden Parameter wurde ein Gültigkeitsbereich bestimmt, in dem er variieren darf. Mit dem Rechenprogramm COCOMO wurden mehrmonatige Simulationen durchgeführt, um das Ersatzmodell für den definierten Gültigkeitsbereich zu entwickeln. Ferner wurden die Abweichungen der Resultate des Ersatzmodells gegenüber den genaueren Resultaten gemäss COCOMO untersucht. Es zeigt sich eine gute Übereinstimmung zwischen COCOMO und Ersatzmodell.

Das Ersatzmodell wurde dann mit der Software MELCOR gekoppelt, sodass damit die Kühlbarkeit einer aus dem Reaktordruckbehälter ausgetretenen Kernschmelze, die in einer Wasservorlage ein Schüttbett bildet, mit MELCOR besser bestimmt werden kann. Damit wurde das Projektziel im Wesentlichen erreicht.

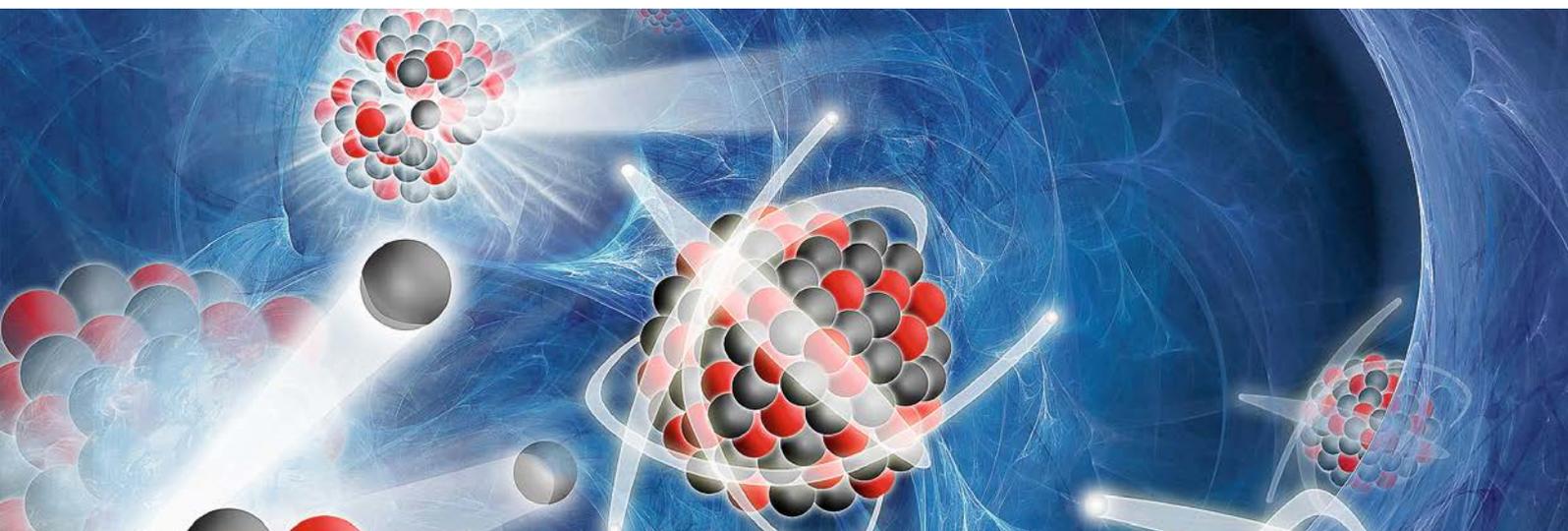
### **Bedeutung des Projektes,**

#### **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 verbessert. 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**

Ein Modell wurde entwickelt, um die Kühlbarkeit einer aus dem Reaktordruckbehälter ausgetretenen Kernschmelze zu bestimmen, die in einer Wasservorlage ein Schüttbett bildet. Bis zum Abschluss des Projektes (Mitte 2021), soll das Modell dokumentiert und wo möglich noch verfeinert werden. Bei der Untersuchung der Modellverfeinerung wird analysiert, ob chemische Reaktionen bei der Bestimmung der Dampfentwicklung besser berücksichtigt werden können. Anschliessend kann das Modell in MELCOR implementiert 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 wird die Wirkung verschiedener Arten von ionisierender Strahlung erforscht. 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 betreibt verschiedene von der Schweizerischen Akkreditierungsstelle SAS akkreditierte Prüfstellen. Unter anderem gehört zu ihren Aufgabengebieten:

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

Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Menschen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschut-

zes. Die Dosimetrieverordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen.

Die Kalibrierung und Eichung von Strahlungsmessgeräten ist eine wichtige Voraussetzung zum Nachweis der Einhaltung von gesetzlichen Grenzwerten. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Befreiung von Materialien, die aus kontrollierten Zonen zum allgemeinen Gebrauch oder zur konventionellen Entsorgung entnommen werden, 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 Messmethoden weiter oder neu entwickelt werden müssen. 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 Strahlungstechnik 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 verwendet, die kontinuierlich weiterentwickelt und an die aktuelle Situation, zum Beispiel bei Rückbauprojekten von Kernanlagen, angepasst werden müssen. Dazu gehört unter anderem die Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Probenanalyse sowie die Bewertung von Messmitteln, die zur Freimessung eingesetzt werden.

Im Bereich der radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Probenanalyse wurden eine neue, weniger zeitintensive Methode entwickelt, um Betonproben aufzuschmelzen und die Radionuklide Strontium, Americium und Plutonium zu trennen. Es wurden zudem weitere Optimierungsschritte beim Aufschmelz- und Trennprozess getestet. Im Berichtsjahr wurde mit der Entwicklung eines Verfahrens zur Analyse von asbesthaltigen Proben begonnen. Erste Ergebnisse rechtfertigen eingehendere Untersuchungen für das Jahr 2021. Insbesondere im Hinblick auf den Rückbau von Kernanlagen wurde die Entwicklung eines einfachen Triage-Messverfahrens mit einem Proportionalzählrohr zur Unterscheidung von Beta- und Alphahaltigen Abwasser oder pulverisierten Demontageproben gestartet. Auch wurde im letzten Quartal 2020 begonnen, die Möglichkeiten und Risiken eines Einsatzes der Massenspektrometrie in der Radioanalytik zu evaluieren.

Für die Aufsichtstätigkeit des ENSI sowie für die Sicherheit der Schweizer Kernkraftwerke sind Strahlungsmessmittel sowie die verwendeten Messmethoden ein zentraler Bestandteil. Dies stellt hohe Anforderungen an die Messmittel, welche anhand von internationalen Normen und via Vergleichs-

messungen überprüft werden. Im Berichtsjahr wurden Verfahren zur Kalibrierung von Messgeräten zur indirekten Bestimmung von Oberflächenkontaminationen mittels Wischtests untersucht. Die Forschung im Bereich der Neutronendosimetrie konzentrierte sich im Berichtsjahr auf die Untersuchung eines neuen Neutronendosimetrie-systems und auf die Monte-Carlo-Modellierung von Radiophotolumineszenz-Glasdetektoren.

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 (Abbildung 16). 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 2020 wurden die Messdaten von historischen Aeroradiometriemessflügen auf das aktuelle Datenformat konvertiert und wieder verfügbar gemacht. Zusätzlich wurde die Leistung neuer, kürzlich gekaufter oder reparierter Natriumjodid-Detektoren bei den Routinemessungen um die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt, dem Zwischenlager Würenlingen und dem Paul Scherrer Institut sowie über dem Westufer des Zürichsees und dem Waffenplatz Thun analysiert. Die Routinemessungen um die beiden Kernkraftwerke zeigten keine Veränderungen gegenüber früheren Messungen.

Im Jahr 2020 nahm die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit an Vergleichsmessungen im Be-

**Abbildung 16:**  
In der Übung auf dem  
Waffenplatz Thun  
führten sieben  
Organisationen mit  
sechs verschiedenen  
Aeroradiometrie-Mess-  
systemen Vergleichs-  
messungen durch.  
Erstmals dabei war  
auch eine Drohne, die  
mit einem Autopiloten  
gesteuert wurde.  
Quelle: PSI



reich der Radioanalytik und Dosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil. Zudem betreute sie im Rahmen der Strahlenschutzforschung drei Doktorarbeiten.

### **Bedeutung des Projektes,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

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

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. 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 2021 sind Arbeiten zu folgenden Themen 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 (zum Beispiel von der International Electrotechnical Commission IEC) befassen. Auch arbeiten sie in Arbeitsgruppen des Europäischen Dosimetrienetzwerks EURADOS und des deutsch-schweizerischen Fachverbandes für Strahlenschutz aktiv mit.
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. 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 «Development and Modelling of Innovative Techniques for Neutron Dosimetry» wird voraussichtlich im April 2021 abgeschlossen. Im November 2020 wurde mit den Arbeiten an drei Doktorarbeiten im Bereich der Elektrochemie, der Lumineszenzdosimetrie und Aeroradiometrie begonnen.

#### **1.6.2 Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection**

Auftragnehmer: Universität Zürich UZH

ENSI-Projektbegleiterin: Luana Hafner

Bericht der Forscher im Anhang A

#### **Einleitung**

Die Wirkung ionisierender Strahlung auf die Physiologie des Menschen fällt aufgrund von physikalischen Teilcheneigenschaften wie zum Beispiel der Masse, der elektrischen Ladung und verschiedenen Energien unterschiedlich aus. Um den biologischen Schaden für verschiedene Strahlenarten zu vergleichen, wird die vom Gewebe absorbierte Dosis beziehungsweise Energie mit einem Qualitätsfaktor

für die Strahlungsart multipliziert. Diese Qualitätsfaktoren werden bisher aus der Kombination von Daten aus biologischen Experimenten und Annahmen über die Ionisationsdichteverteilung gewonnen. Der Vorgang ist allerdings zeitaufwändig und komplex. Im Rahmen einer Doktorarbeit wird nun mittels Nanodosimetrie versucht, eine physikalisch messbare Grösse zu finden, mit der man die Variable der absorbierten Dosis ersetzen und den biologischen Schaden direkt quantifizieren kann. Ausgehend von dieser Messgrösse soll dann ein biophysikalisches Modell erstellt werden, welches den resultierenden Strahleneffekt beschreibt. Im Idealfall kann daraus ein neues Strahlenschutzmodell entwickelt werden.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde im Juli 2020 gestartet und wird voraussichtlich drei Jahre dauern. Im ersten halben Jahr stand die Vorbereitung des Nanodosimetrie-Detektors im Vordergrund (Abbildung 17), mit dem man Clustergrössenverteilungen (Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Anzahl Ionisationen in einem kleinen Volumen) messen kann. Ausserdem wurde mit Simulationen von elektrostatischen Feldern in einem Nanodosimeter für die Optimierung der Detektorgeometrie und mit Monte-Carlo-Simulationen der Dynamik von Gasionen im Detektor begonnen. Zur Vorbereitung gehörte unter anderem das Beschaffen von neuen Materialien, um die Eigenschaften des Detektors zu testen und dessen Effizienz zu optimieren. In diesem Rahmen wurden neue Keramik-Detektoren und THick Gas Electron

Multipliers (THGEMs, dicke Gas-Elektronen-Vervielfacher) mit verschiedenen Lochdurchmessern und Dicken bestellt.

### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Ziel des Strahlenschutzes ist es, Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung zu schützen. Dabei gelten der Rechtfertigungs- und Optimierungsgrundsatz sowie die Begrenzung der Strahlenexposition. Um diesen Schutz zu gewährleisten, muss verstanden werden, welche Auswirkungen ionisierende Strahlung auf den menschlichen Körper hat und welchen Einfluss dabei verschiedene Strahlenfelder haben. Viele Erkenntnisse wurden hierbei bereits aus epidemiologischen, medizinischen und biologischen Studien gewonnen. Mit der Nanodosimetrie ergibt sich ein alternativer Ansatz, um den biologischen Schaden von verschiedenen Strahlenarten zu erforschen und diesen in einer weiteren, physikalisch messbaren Grösse zu quantifizieren. Dadurch können Strahleneffekte besser verstanden sowie die bestehenden Strahlenschutzmodelle optimiert werden.

### Ausblick

Das Projekt lief bisher wie geplant. Sobald die benötigten Materialien geliefert werden, wird der an der Universität Zürich entwickelte Detektor damit weiter erforscht. Dabei wird der Fokus zum einen darauf liegen, reproduzierbare Daten zu erzeugen, und zum anderen darauf, die Detektoreffizienz als Messgrösse zu quantifizieren und zu optimieren. Ausserdem werden die numerischen Simulationen der elektrostatischen Felder und der Dynamik der Gasionen im Nanodosimetrie-Detektor weitergeführt. Um den Messungen Informationen über die Pulsform hinzuzufügen, wird zusätzlich ein neues Datenerfassungssystem implementiert. Des Weiteren soll im nächsten Jahr analysiert werden, wie sich Clustergrössenverteilungen rekonstruieren lassen, wenn die Messeffizienz weniger als 100 % beträgt.

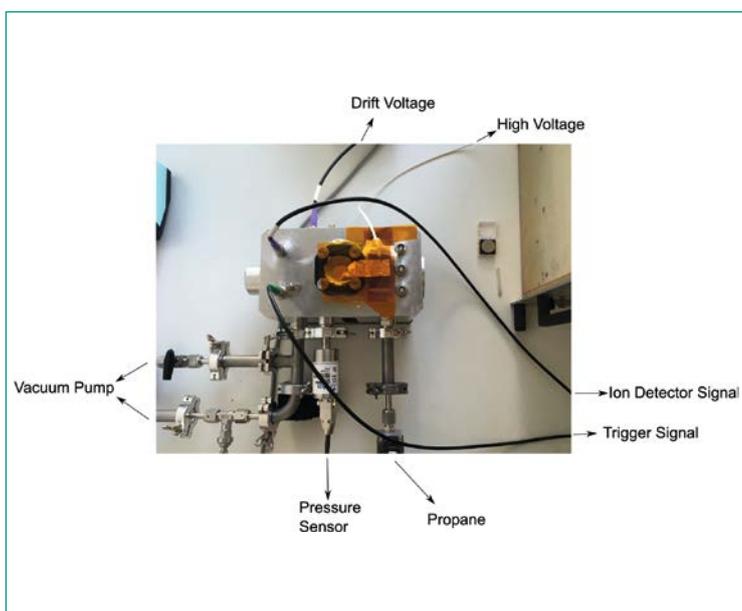


Abbildung 17: Detektorkammer von oben mit Beschreibungen der verschiedenen Komponenten. Quelle: Universität Zürich



## *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 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 verwendet 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 Schutzziele, die die unterschiedlichen Bauarten erfüllen müssen: Mechanische Integrität (Einschluss der radioaktiven Stoffe auch unter Störfallbedingungen), Wärmeabfuhr, Abschirmung (Begrenzung der radioaktiven Strahlung) und Unterkritikalität (Vermeidung einer unkontrollierbaren Kettenreaktion).

Im Rahmen 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. Wichtige Merkmale dieser Methode sind die Unabhängigkeit von kommerziellen Lösungen, die einfache Anpassung verschiedener Parameter, die kurze Berechnungszeit sowie die Genauigkeit der Ergebnisse. Mit dem bisherigen Stand lässt

sich allerdings nur eine rein radiale Wärmeabfuhr betrachten. Deshalb liegt in diesem Projekt der Fokus auf der Erweiterung der Berechnungsmethode um axiale Wärmeströme, so dass dreidimensionale Temperaturfelder bestimmt werden können. Dazu sind die Spalten zwischen Tragkorb und Behälterboden sowie zwischen Tragkorb und Primärdeckel zu analysieren. Die Modellierung dieser Spalten erfolgt analog zu dem in radialer Richtung, nämlich über sogenannte thermische Spaltbedingungen, wobei alle Wärmeübertragungsmechanismen zu integrieren sind. Weiter gilt es, zusätzliche Randbedingungen für die Wärmeabfuhr am Behälteraussenmantel in das bestehende Berechnungsprogramm zu implementieren. Dies beinhaltet zum einen die Substitution der Kühlrippen und zum anderen die Integration der strahlungsbedingten Wärmeabfuhr an die Umgebung.

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

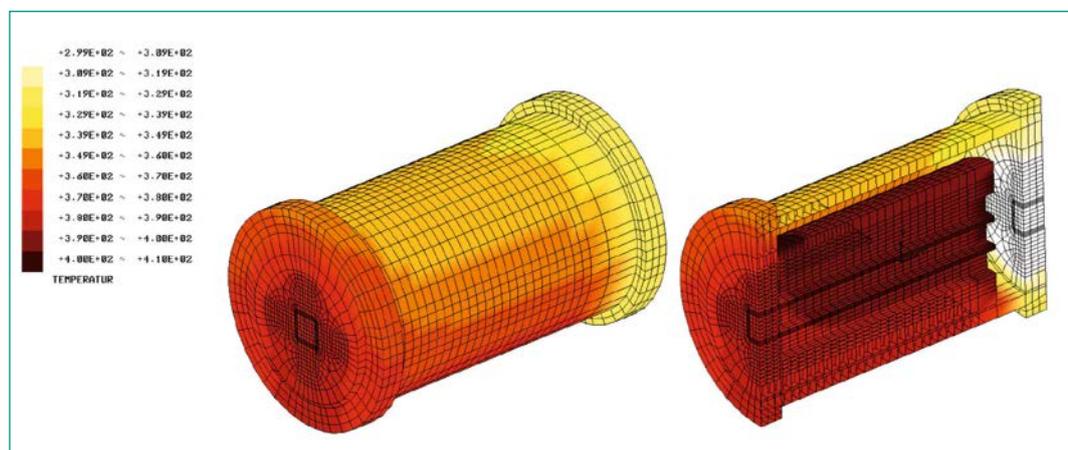
### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde Anfang 2019 gestartet und dauert zwei Jahre. Im ersten Jahr standen die Modellierung und Netzanpassung sowie die Entwicklung einer Methodik für die Abbildung der axialen Wärmeübertragung im Mittelpunkt. Die axialen (Tragkorb und Behälterboden sowie Tragkorb und Primärdeckel) und radialen (Tragkorb und Behältertermantel) Spaltmasse variieren aufgrund der drei-

dimensionalen Betrachtung und der sich daraus ergebenden Behälterpositionen (bisher stehend und liegend, neu schwebend und gekippt, siehe Abbildung 18). Um diese zu berücksichtigen und zukünftig neue Behältertypen mit vertretbarem Aufwand berechnen zu können, wurde eine vollständig neue Modellierungsstrategie ausgearbeitet und umgesetzt. Hinsichtlich der Abbildung der Wärmeübertragung über die Spalte wurde die Grundidee aus den vorangegangenen Projekten übernommen. Dazu werden diese Spalten nicht vernetzt und der Einfluss der Wärmeübertragung durch analytische Gleichungen abgebildet. Wärmeleitung tritt in jedem Spalt auf. Je nach Spaltweite und Temperaturdifferenz zwischen den Spaltwänden gewinnt die Wärmeübertragung durch Konvektion und Wärmestrahlung an Bedeutung. Basis für die axialen thermischen Spaltbedingungen ist die analytische Gleichung der Wärmeleitung durch einen ebenen Spalt. Die Berücksichtigung der weiteren Wärmeübertragungsmechanismen erfolgt durch eine entsprechende Anpassung der Wärmeleitfähigkeit in dieser Gleichung.

Programmtechnisch erfolgt die Wärmeübertragung jeweils zwischen zwei miteinander gekoppelten Spaltknoten, einer auf Seiten des Tragkorbes und ein komplementärer auf Seiten der Behälterwand beziehungsweise des Bodens oder Deckels. Die Entwicklung einer entsprechenden Methodik, der sogenannten thermischen Spaltbedingungen, für die axiale Spalte gliedert sich in die analytischen Berechnungsvorschriften und die programmiertechnische Umsetzung, also die Integration in das vorhandene Finite-Elemente-Programm. Im ersten Projektjahr erfolgte die Entwicklung und Umsetzung für die Wärmeleitung und Konvektion, im vergangenen Jahr für die Wärmestrahlung, wobei die Umsetzung noch nicht abgeschlossen ist. Ferner wurde im Berichtsjahr eine Substitution der Kühlrippen der äusseren Mantelfläche unter-

**Abbildung 18:**  
Berechnung der Temperaturverteilung in einem gekippten Behälter (Kleinmodell) mit Berücksichtigung von Konvektion und Leitung. Quelle: ENSI



sucht. Grundidee ist, dass die Oberfläche weiterhin glatt modelliert und die Randbedingung angepasst wird. Je nach Rippenprofil, Temperaturen und Temperaturdifferenzen sowie den auftretenden Wärmeströmen erfolgt eine Anpassung des Wärmeübergangskoeffizienten. Somit verhält sich thermisch betrachtet die glatte Oberfläche genauso wie die gerippte. Die Vorarbeiten sind durchgeführt, die Integration in die Software ist noch ausstehend.

Im vergangenen Projektjahr wurde auch der Prüfstand zur Verifikation des Simulationswerkzeugs überarbeitet. Mittels eines Distanzringes können verschiedene axiale Spaltmasse zwischen Deckel und Innenbauteil (Tragkorbersatz) untersucht werden. Die Verifikationsmessungen sind abgeschlossen, der Vergleich mit den Simulationsergebnissen ist noch ausstehend, da die Softwareentwicklung noch nicht abgeschlossen ist.

Die Uni Bayreuth hat bereits eine Verifikation der axialen Spaltbedingungen mit Hilfe des kommerziellen Programms Ansys durchgeführt. Berücksichtigt wurden dabei die Wärmeübertragungsmechanismen Konvektion und Leitung. Die Abweichungen in den Temperaturergebnissen betragen weniger als 3 %.

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

Mit dem laufenden Projekt wird es möglich sein, komplette Behälter bezüglich ihrer Wärmeabfuhr zu simulieren. Neben der Maximaltemperatur im Inneren und den Oberflächentemperaturen können auch die Temperaturen an den Dichtflächen beurteilt werden. Vor allem letztere werden erst durch die Berücksichtigung der axialen Wärmeabfuhr bestimmbar. Die aktuellen Ergebnisse, vor allem die Erkenntnisse zu den Einflussgrößen bei der Wärmeabfuhr, können unmittelbar in die Beurteilung von aktuellen Gesuchen zur Freigabe von Behälterbauarten und zur 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 hin-

sichtlich 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 befindet sich aktuell nicht mehr im vorgesehenen Projektzeitraum. Der Verzug wurde analysiert und ist vertretbar. Die Universität Bayreuth beabsichtigt, die noch ausstehenden Arbeiten im Jahr 2021 abzuschliessen. Dazu gehört die Fertigstellung des Berechnungsprogramms (Integration des Wärmeübertragungsmechanismus Strahlung) sowie die Verifikation anhand des Prüfstands.

### **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 gelösten Wasserstoff auf dessen Ermüdungs- und Kriech-eigenschaften 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 die 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.

Abbildung 19:  
schematische  
Darstellung eines  
C-Ring-Kompressions-  
tests. Quelle: ENSI

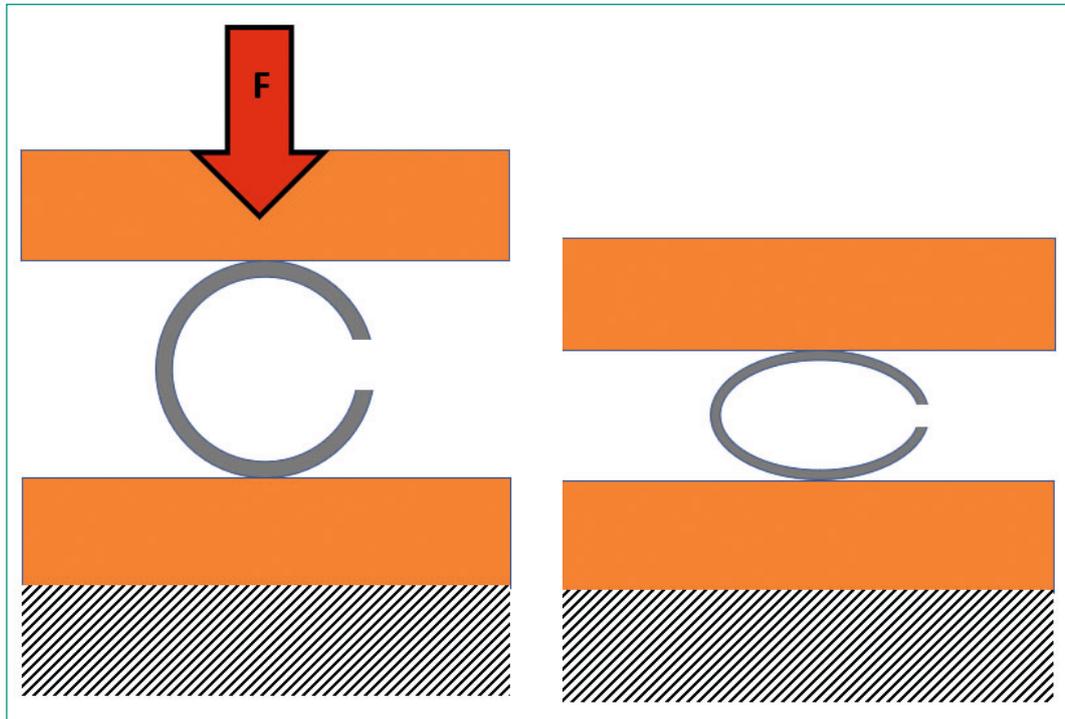
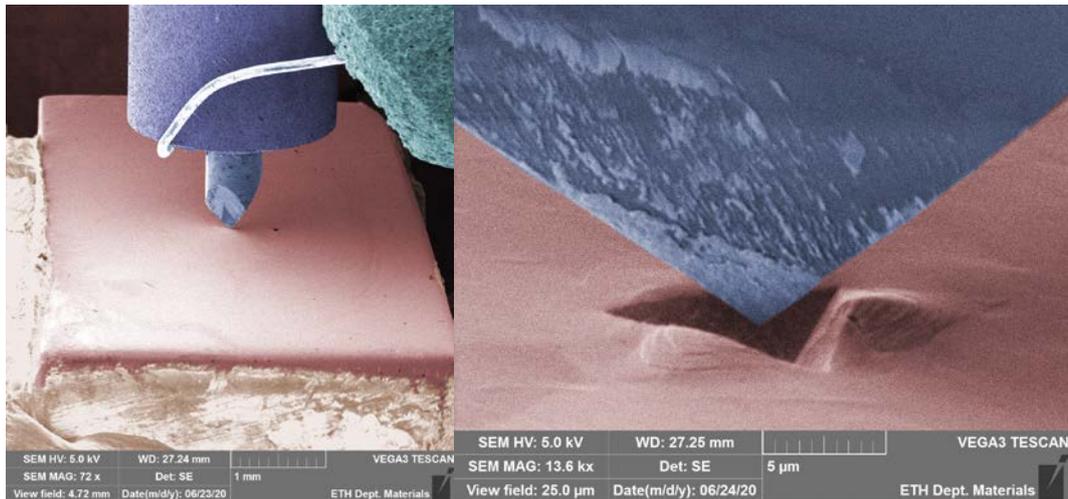


Abbildung 20:  
Nanokerbtest; linke  
Seite Versuchsaufbau,  
rechte Seite Einkerb-  
ung. Quelle: PSI



### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In einem ersten Schritt wurden die Randbedingungen wie Temperatur und Wasserstoffgehalt, unter welchen die HELP-Mechanismen in Zirkonium-Legierungen aktiviert werden, untersucht. Daraufhin wurden Analysen zur Mikrohärtigkeit und zum Kriechverhalten angestellt.

Es wurde das mechanische Verhalten von mit Wasserstoff beaufschlagten Zirkonium-Legierungen durch Hochtemperatur-Kompressionsversuche und Hochtemperatur-Nanokerbtests an Zry-4- und Zry-2-Hüllrohrmaterialien untersucht.

Beim Kompressionstest werden in einem Rohrsegment Schlitze eingebracht, sodass dieses eine C-Form erhält (Abbildung 19). Diese werden in

eine Vorrichtung gespannt, aufgeheizt und eine definierte Kraft aufgebracht. Der Test dient dazu, das mechanische Verhalten des Materials (Kriechverhalten) zu analysieren.

Mit dem Nanokerbtest (Abbildung 20) kann die Härte eines Materials bestimmt werden. Dafür wird eine Diamantspitze mit bekannter Geometrie unter definierter Last in das zu untersuchende Material eingebracht und die hinterlassene Einkerbung vermessen. Da die Härte eines Materials in direktem Zusammenhang mit der plastischen Verformung unter Last steht, erlaubt dieses Messverfahren Aussagen über die wasserstoffinduzierte Enthärtung der Materialien.

Die Ergebnisse zeigen Hinweise auf wasserstoffinduzierte Effekte, welche bei Temperaturen über

150 °C und einer Wasserstoffkonzentration von 0.02 Gewichtsprozent zu weicheren Materialeigenschaften führen.

### 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

Im weiteren Verlauf sollen Ausmass und Auswirkungen auf die Ermüdungs- und Kriecheigen-

schaften bewertet werden, um Aussagen über die Hüllrohrintegrität bei der Langzeit-Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente treffen zu können. Dazu gehören eine Versetzungsanalyse mittels Elektronenmikroskopie sowie mikro- und makromechanische Tests, welche Aufschluss über die zu untersuchenden Phänomene geben sollen. Ebenso sind Experimente an der SINQ-Neutronenquelle des PSI geplant. Diese sollen zu einer Vertiefung des Verständnisses der HELP-Mechanismen und des atomistischen Modells in Zirkonium-Legierungen beitragen.

### 1.7.3 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland

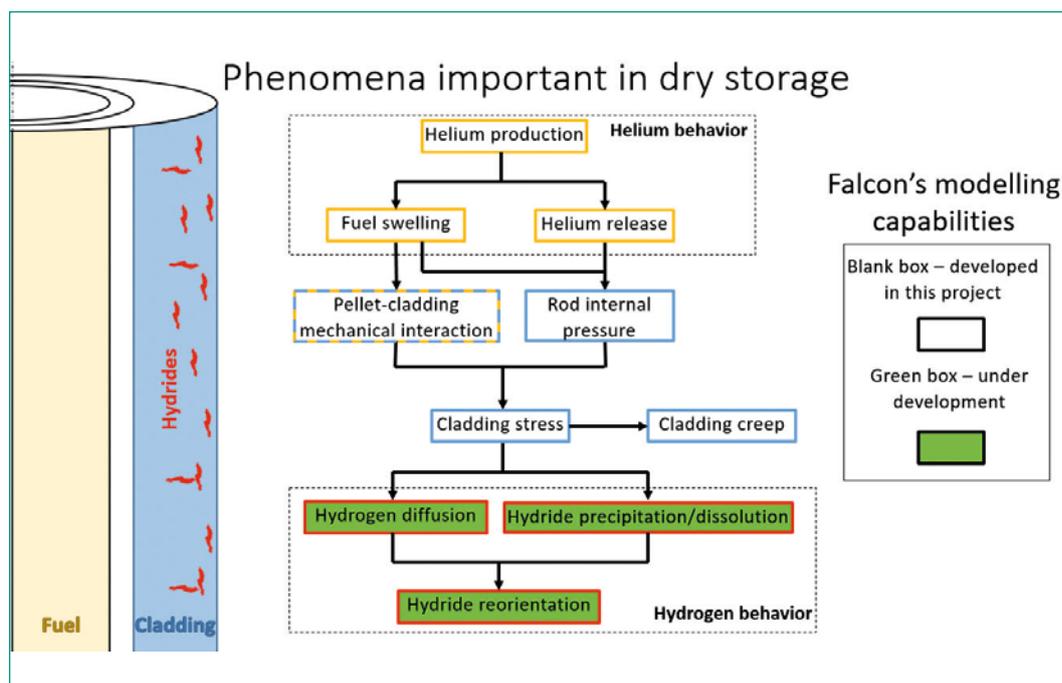
Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

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 Materialien und Formen der Zwischenlagerung bei den Schweizer Kernkraftwerken, zum Beispiel die zwischenzeitliche Nasslagerung beim Kernkraftwerk Gösgen, berücksichtigt werden. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Recherchen, Modellentwicklung und deren Implementierung in die Berechnungsprogramme.



**Abbildung 21:** Überblick der wichtigen Phänomene des Brennstabverhaltens bei der Trockenlagerung sowie der Stand hinsichtlich der Implementierung dazugehöriger Modelle in den Brennstabcode FALCON. Quelle: PSI.

### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Im Berichtsjahr wurde das Thema Trockenlagerung generell aufgearbeitet, der Stand der Technik zur Modellierung wichtiger Phänomene erfasst und die Möglichkeiten des vorgesehenen Berechnungscodes FALCON eruiert (Abbildung 21). Es konnte festgestellt werden, dass der Code prinzipiell geeignet ist, den Zustand der Brennstäbe nach dem Reaktorbetrieb und die meisten in der Trockenlagerung stattfindenden Phänomene abzubilden. Als notwendige Erweiterungen des Codes erwiesen sich die Hüllrohr-Kriechdehnung, das Heliumgetriebene Brennstoffschwellen und die Wasserstoffkinetik im Hüllrohr. Die ersten zwei Themen konnten bereits in den Code durch geeignete Modelle implementiert werden, das dritte wird momentan entwickelt und in Form externer Module in die Berechnungskette eingefügt. Der Einfluss der neuen Modelle wurde an Berechnungsergebnissen der in der Schweiz eingesetzten Brennelemente gezeigt.

Die Teilnahme an internationalen Vergleichsrechnungen (Benchmark), die von der deutschen GRS geleitet werden, brachte wichtige Erkenntnisse hinsichtlich der Simulation des Brennstabverhaltens nicht nur im Trockenlagerbehälter, sondern auch im Reaktorbetrieb, der den Zustand der zu lagernden Brennelemente vorgibt. Dank des Austauschs mit den Benchmark-Teilnehmern wurden auch richtige Prioritäten für die nächste Phase des Projektes gefunden. Auch wurde eine Fortsetzung des Benchmarks in der zweiten Phase vereinbart, an der neben dem PSI auch weitere internationale Organisationen teilnehmen werden.

### **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**

Neben der erwähnten Teilnahme an der zweiten Phase des GRS-Benchmarks sollen die Entwicklung der Modelle zur Beschreibung der Wasserstoffkinetik im Hüllrohr abgeschlossen und die Kopplung der Brennstabmodellierung mit den Kernsimulatoren vorangetrieben werden.



## *Geologische Tiefenlagerung*

### **1.7.4 Experimente im Felslabor Mont Terri**

Auftragnehmer und ENSI-Projektbegleiter:  
siehe bei den einzelnen Experimenten  
(Kap. 1.7.5 bis 1.7.12)

#### **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. Die vom ENSI massgeblich mitunterstützte Erweiterung des Felslabors (Galerie 18) kann seit Anfang 2020 uneingeschränkt genutzt werden. Das ENSI führte bzw. führt dort mehrere der unten genannten Experimente durch.

Im Berichtsjahr beteiligten sich 22 Partnerorganisationen aus 9 Ländern an Experimenten im Felslabor Mont Terri (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Vereinigtes Königreich, Japan, Kanada und den USA), darunter Forschungsinstitute, 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 den Forschungspartnern und weiteren, an den Experimenten beteiligten Forschungseinrichtungen deckt das ENSI im Felslabor Mont Terri eine fachlich breite Themenpalette ab.

#### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2020 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-C: Bohrkampagnen zum Materialmodell für den Opalinuston
6. PD: Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen
7. PF: Progressive Entwicklung strukturkontrollierter Verbrüche
8. SE-P: Selbstabdichtungsprozesse in alten Auflockerungs- und Ausbruchszonen
9. SW-A: Durchführung eines Versiegelungsexperiments

Die Schwerpunkte der Arbeiten zu diesen Experimenten (mit Ausnahme von CD-A) werden in den

nachfolgenden Kapiteln 1.7.5 bis 1.7.12 ausführlicher beschrieben. Die Ergebnisse des Experiments CD-A werden in diesem Kapitel zusammengefasst.

#### *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 wird die langfristige Deformation zweier parallel aufgefahrener Nischen, die verschiedenartig belüftet werden, verfolgt und verglichen. Beide Nischen wurden im August bis September 2019 aufgefahren und instrumentiert. 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 Aufrechterhalten einer hohen Luftfeuchtigkeit zu vermeiden. Mit einem umfangreichen Messprogramm in den Nischen werden die Deformationen sowie die Entwicklung der Porenwasserdrücke beobachtet. Im Berichtsjahr wurden die ersten Messungen ausgewertet. Diese zeigen, dass die relative Luftfeuchtigkeit in der nicht belüfteten Nische auf 97–99 % angestiegen ist. Der Vergleich der bisher durchgeführten Laserscan-Messungen zeigt, dass beide Nischen sehr stabil sind und die vertikale Konver-

genz in beiden Nischen bisher vergleichbar ist. In einem nächsten Schritt sollen die Resultate des CD-A Experiments modelliert werden. Das Experiment wird über mehrere Jahre weiterlaufen. Unter der Leitung der deutschen Bundesanstalt für Geologie und Rohstoffe (BGR) sind neben dem ENSI weitere vier Partner am Experiment beteiligt.

#### **Bedeutung des Projektes,**

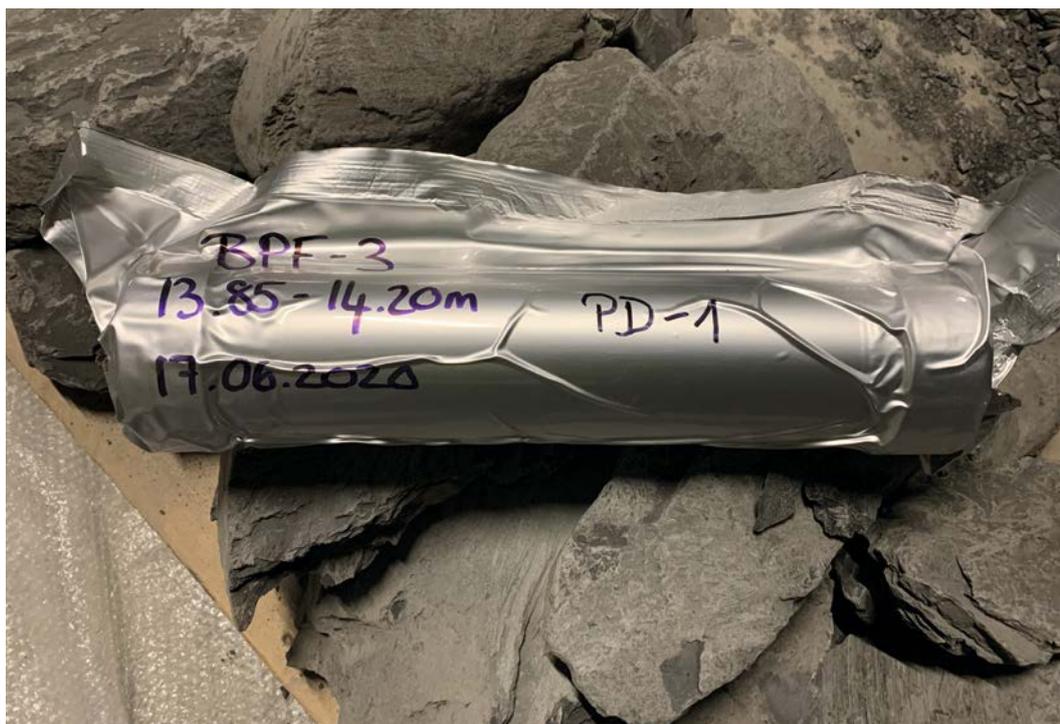
##### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

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 (Abbildung 22). 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**

Durch neue Partner und zahlreiche Experimente wird das Mont-Terri-Projekt laufend fortgeführt

**Abbildung 22:** Beispiel einer experimentübergreifenden Zusammenarbeit: Im Rahmen des PF-Experiments (Kap. 1.7.6) wurden um ein zentrales Bohrloch herum sechs Beobachtungsbohrungen abgeteuft (BPF-1 bis -6), die unter anderem von der deutschen Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) untersucht wurden. Aus den Bohrkernen von BPF-3 konnten drei Proben gewonnen werden, die die Basis des PD-Experiments bilden (Kap. 1.7.7). Auf dem Bild dargestellt ist Probe PD-1, die zur Verhinderung des Austrocknens in Plastikrohr und -folie eingeschweisst wurde. Quelle: ENSI



und erweitert. Das ENSI wird sich daran weiterhin aktiv beteiligen.

### 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

Beim Bau der Untertagebauwerke eines geologischen Tiefenlagers ist damit zu rechnen, dass das Gebirge um den ausgebrochenen Querschnitt herum infolge des Vortriebs geschädigt bzw. aufgelockert wird. Solche Auflockerungszonen im Opalinuston können bedeutende Veränderungen seiner mechanischen Eigenschaften aufweisen. Aufgrund der Zunahme der hydraulischen Durchlässigkeit können sie langfristig auch einen möglichen Pfad für den Transport von Radionukliden aus den eingelagerten Abfallbehältern darstellen. Von der Nagra im Felslabor Mont Terri durchgeführte Versuche für die Untersuchung der Selbstabdichtung des Opalinustons (Marschall et al. 2013; NAB 13–94; NTB 14–02-IV) bestätigen grundsätzlich, dass Konsolidierungs- und Quellprozesse zu einer signifikanten Reduktion der initial sehr hohen Durchlässigkeit in den Auflockerungszonen des Opalinustons führen. Die Versuche erlauben es zurzeit aber nicht, die dieser «Selbstabdichtung» zugrunde liegenden Prozesse (Primär- oder Sekundärkonsolidation, Quellprozesse,

Desintegration) im Detail zu belegen und zu quantifizieren (vgl. EGT 2017).

Das SE-P-Experiment im Felslabor Mont Terri beschäftigt sich mit langfristigen Selbstabdichtungsprozessen in durch den Tunnelvortrieb entstandenen Auflockerungszonen des Opalinustons. Es zielt darauf ab, die in den letzten 10 bis 20 Jahren aufgetretenen Selbstabdichtungsprozesse in ausgewählten Auflockerungszonen des Opalinustons in den bestehenden Galerien 98 und 08 des Felslabors Mont Terri (aufgefahren im Jahr 1998 bzw. 2008) vor Ort und im Labor zu untersuchen (Abbildung 23). Damit sollen die Faktoren identifiziert werden, die das Selbstabdichtungsverhalten des Opalinustons über diese Zeitskalen hinweg beeinflussen haben, darunter die Gesteins- und Gebirgseigenschaften, die Art des Tunnelausbaus und die Eigenschaften der Auflockerungszonen. Die Forschungsarbeiten dazu werden seit 2017 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?

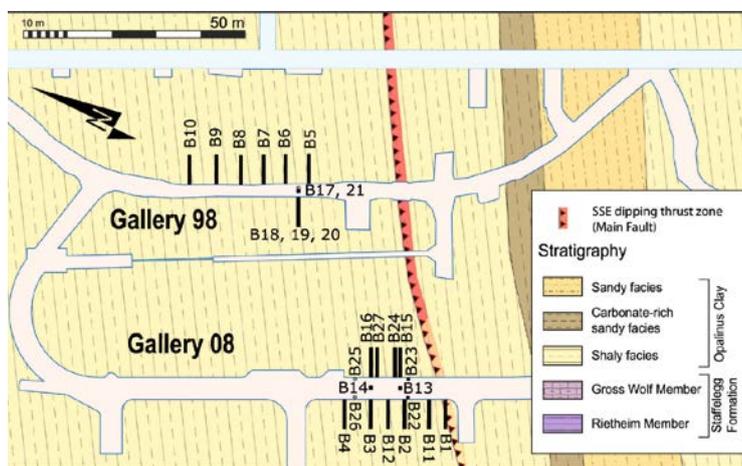
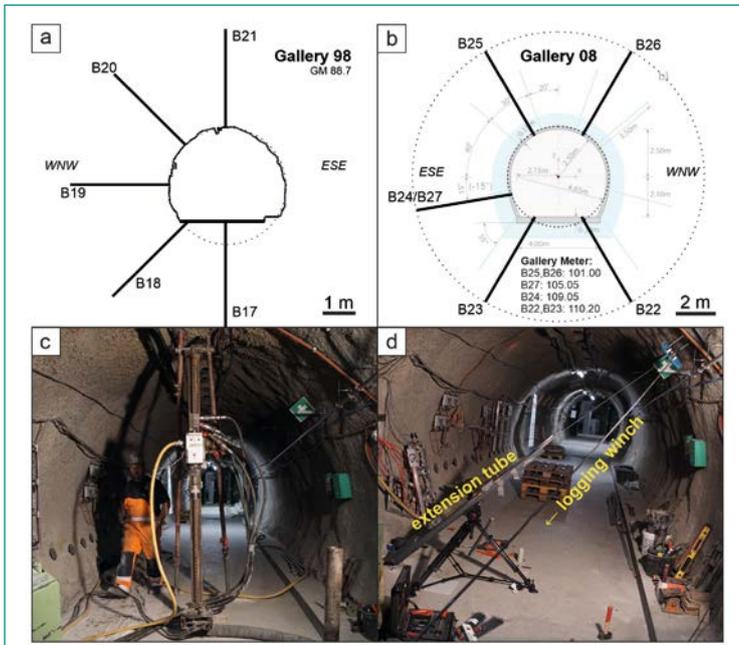


Abbildung 23: Geologische Karte des Felslabors Mont Terri im Bereich der Galerien 98 und 08 mit den Standorten des SE-P-Experiments in den Galerien 98 und 08. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich



**Abbildung 24:** Radial erstellte Bohrungen in der tonigen Fazies des Opalinustons in Galerie 98 (a) und Galerie 08 (b). (c) Bohrung des Bohrlochs B17. (d) OPTV-Messungen der Bohrung B18. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden alle geplanten Versuche im Felslabor Mont Terri und im Labor abgeschlossen. Die durchgeführten Felduntersuchungen umfassten Gasdurchlässigkeitstests, elektrische Widerstandstomographie- und aktive seismische Tomographie-Messungen in radial zum Querschnitt angeordneten Bohrungen in den Galerien 98 und 08 des Felslabors Mont Terri (Abbildung 23 und Abbildung 24). Sie dienen dazu, mögliche Unterschiede zwischen den Selbstabdichtungsprozessen in der Auflockerungszone sowie zwischen den verschiedenen Zuständen der Auflockerungszone im Opalinuston besser zu verstehen. Laboruntersuchungen wurden an neuen und bereits zuvor erbohrten Gesteinsproben durchgeführt, um den Sättigungszustand der Auflockerungszone und wichtige petrophysikalische Eigenschaften des Opalinustons zu analysieren und zu vergleichen. Schliesslich wurden mikromechanische Tests an intakten und gebrochenen Opalinuston-Proben durchgeführt, um mögliche, mit der Selbstabdichtung zusammenhängende Veränderungen der mechanischen Bruchzustände zu identifizieren.

### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Selbstabdichtung des Opalinustons wurde von verschiedenen Experimenten im Felslabor Mont Terri abgeleitet oder in ihnen beobachtet. Die die-

ser Selbstabdichtung zugrunde liegenden Prozesse wurden jedoch noch nicht ausreichend detailliert räumlich und zeitlich untersucht. Hydraulische Tests, die innerhalb von Auflockerungszone durchgeführt wurden, um Veränderungen zu rekonstruieren, verursachten vermutlich erhebliche nicht natürliche 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 Auflockerungszone im Opalinuston hat 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 Auflockerungszone könnte stark tiefenabhängig sein und ihre zeitliche Veränderung ist für die Langzeitentwicklung des Nahfelds 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, Belgien und Deutschland). Die Forschungsarbeiten erhalten und fördern zudem die Fachkompetenz beim ENSI und bei seinen Experten.

### Ausblick

Im Jahr 2021 werden die Datenanalysen und Vergleiche gemeinsam mit den Partnern dieses Experiments abgeschlossen und das SE-P-Projekt wird beendet. Wichtige Projektergebnisse werden für die Einreichung von wissenschaftlichen Veröffentlichungen und Abschlussberichten vorbereitet. Die gewonnenen Datensätze werden zusammengestellt und gespeichert. Die Doktorandin Molly Williams wird ihre Dissertation im zweiten Quartal 2021 verteidigen.

### Zitierte Literatur

- EGT (2017): Sachplan Geologische Tiefenlager, Etappe 2 – Stellungnahme der EGT zum Vorschlag weiter zu untersuchender geologischer Standortgebiete. Expertenbericht Expertengruppe Geologische Tiefenlagerung, Brugg.

- *Marschall P., Lanyon B., Gaus I., J. R. (2013): Gas transport processes at Mont Terri Test Site (EDZ and host rock) – Field results and conceptual understanding of self-sealing processes– FORGE Report D4.16. Technical Report Deliverable D4.16 Euratom 7<sup>th</sup> Framework project: FORGE.*
- NAB 13–94: Hydraulic conductance of the EDZ around underground structures of a geological repository for radioactive waste – A sensitivity study for the candidate host rocks in the proposed siting regions in Northern Switzerland. Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, Nagra Arbeitsbericht, Wettingen, 2014.
- NTB 14–02-IV: SGT Etappe 2: Vorschlag weiter zu untersuchender geologischer Standortgebiete mit zugehörigen Standortarealen für die Oberflächenanlage: Geologische Grundlagen: Dossier IV: Geomechanische Unterlagen. Nationale Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle, Nagra Technischer Bericht, Wettingen, 2014.

### 1.7.6 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche

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

#### Einleitung

Das Vorhandensein tektonischer Störungszonen im Opalinuston auf der Lagerebene eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle kann auf der Basis oberflächennaher Messungen (beispielsweise seismischen Untersuchungen) weder genau noch vollständig vor dem Bau des Tiefenlagers vorhergesagt werden. In ungünstigen Situationen können Vortriebsarbeiten im Bereich von spitzwinklig zum aufzufahrenden Stollen verlaufenden tektonischen Störungszonen zu einer tiefreichenden Gebirgsschädigung und/oder grossen kaminartigen Verbrüchen 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. Solche Verbrüche können auch die Arbeitssicherheit gefährden. Strukturkontrollierte Verbrüche im Opalinuston können bereits während des Vortriebs eines La-

gerstollens beginnen und die geologische Barriere fortschreitend schädigen. Solche Verbrüche haben im Felslabor Mont Terri beispielsweise in der Nische EZ-A stattgefunden (Abbildung 25). Die Nische EZ-A wurde parallel zu tektonischen Störungen ausgebrochen, welche spitzwinklig zur Streichrichtung der Schichtung des Opalinustons verlaufen. Es ist zu erwarten, dass sich die Gebirgsschädigung infolge des Vortriebs im Opalinuston über längere Zeiträume entwickelt, getrieben durch hydromechanisch gekoppelte Prozesse und die später einsetzende, das heisst nach der geplanten Nutzungsdauer des Bauwerks, abnehmende Stützung des Ausbaus. Zurzeit ist nicht bekannt,

1. wie gross die Ausdehnungen strukturkontrollierter Verbrüche tatsächlich sind,
2. welche Schädigungen der Barriere-Eigenschaften tatsächlich auftreten, und
3. wie diesen Verbrüchen in einem laufenden Vortrieb allenfalls begegnet werden kann.

Diese Fragen sind die Schlüsselfragen des PF-Experiments. Mit diesem Experiment werden die Entwicklung und das Ausmass von strukturkontrollierten Gebirgsschäden im und um den gestörten Opalinuston untersucht. Abschliessend soll mit den daraus gewonnenen Daten die Entstehung der im Experiment beobachteten Gebirgsschäden mit Hilfe von numerischen Verfahren simuliert werden.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Auslegung des PF-Experiments ist in Abbildung 26 dargestellt. Das Experiment beinhaltet die Erstellung eines grosskalibrigen, horizontalen Bohrlochs mit einem Durchmesser von 600 mm

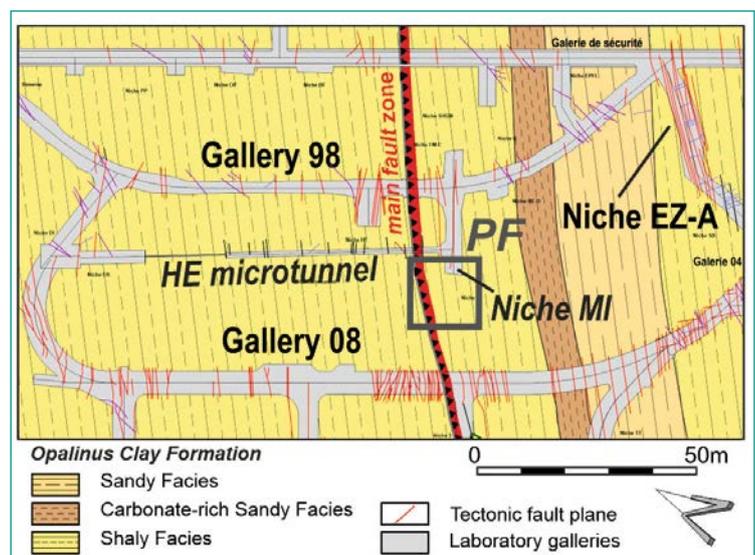


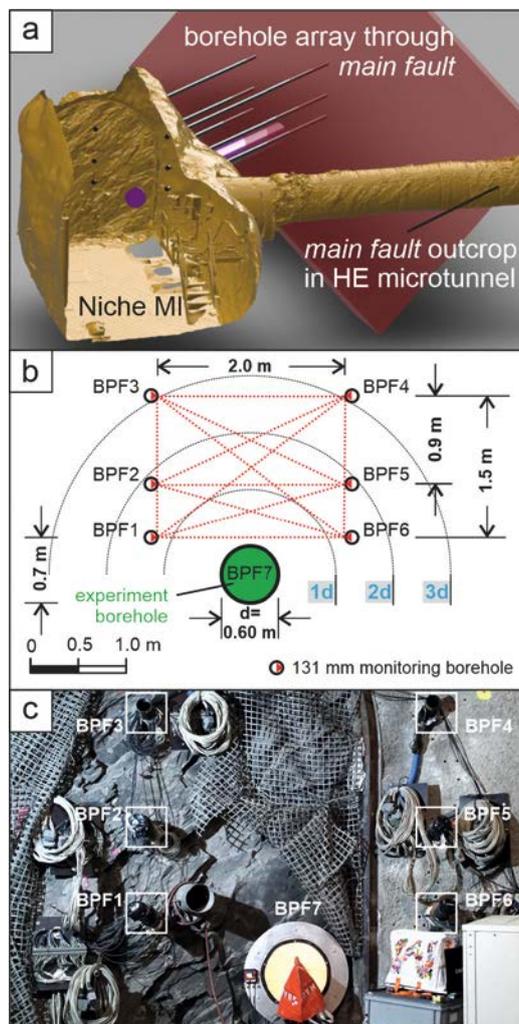
Abbildung 25: Geologische Übersichtskarte des Felslabors Mont Terri mit dem Standort des PF-Experiments in der Nische MI. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich

(Experimentbohrung) durch eine bruchhafte Scherzone und sechs vorgängig mit messtechnischen Einrichtungen ausgestattete Überwachungsbohrungen (Durchmesser von 131 mm). Die Experimentbohrung simuliert einen ungestützten Lagerstollen mit einem Durchmesser von ca. 3 m. Die fortschreitende Gebirgsschädigung und Entwicklung von Verbrüchen in der ungestützten Experimentbohrung wird innerhalb des Bohrloches, solange ein Zugang dort möglich ist, mit photogrammetrischen Methoden und ausserhalb des Bohrlochs mit tomographischen Verfahren (Geoelektrik und Seismik) aufgenommen beziehungsweise gemessen. Die Luftfeuchtigkeit in der Experimentbohrung wird während des Versuchs mit einem darin eingebauten Belüftungssystem kontrolliert, um zuerst eine Ventila-

tionsphase mit reduzierter Luftfeuchtigkeit und Entsättigung des umgebenden Opalinustons und anschliessend eine Verschlussphase mit Wiederaufsättigung des umgebenden Opalinustons zu simulieren. Grund dafür ist die Abhängigkeit der Festigkeit des Opalinustons vom Sättigungsgrad. Mit abnehmender Sättigung ist eine Zunahme der Festigkeit des Opalinustons zu erwarten. Zusätzlich zum PF-Experiment sind felsmechanische Laborversuche geplant. Unter Berücksichtigung der Laborversuchsergebnisse sollen numerische Simulationen durchgeführt werden, um die Eigenschaften (unter anderem die Geometrie und die Tiefe) und die kinematische Entwicklung von tiefen, strukturkontrollierten Verbrüchen und von tiefer, mikroskopisch kleiner Gebirgsschädigung besser zu verstehen.

Im Berichtsjahr wurden mögliche Standorte im Felslabor Mont Terri für die Durchführung des PF-Experiments untersucht und schliesslich die Nische MI als Versuchsstandort ausgewählt (Abbildung 25). Alle Arbeiten vor Ort zur Installation und zur anfänglichen Charakterisierung des Opalinustons wurden planmässig durchgeführt. Die Bohrarbeiten wurden aufgrund der erforderlichen Anpassungen in der Nische MI sowie aufgrund der Pandemie-Einschränkungen vom zweiten in das dritte Quartal 2020 verschoben. Zunächst wurden die sechs rund 14 m langen Überwachungsbohrungen oberhalb der geplanten Lage der Experimentbohrung erstellt und daraus Kerne des Opalinustons entnommen (vgl. Kap. 1.7.18). Die Bohrungen wurden anschliessend strukturell vermessen und mit neuartigen Verrohrungen für seismische und elektrische resistivitäts-tomographische Untersuchungen versehen. Die grosse Experimentbohrung wurde mit einer Länge von 12.9 m erstellt. Sie durchfährt auf einer Länge von etwa einem Meter spitzwinklig die tektonische Hauptstörung («main fault zone», Abbildung 25) im Felslabor Mont Terri sowie mehrere diskrete tektonische Störungsebenen.

Die geplanten Bohrarbeiten, geophysikalischen Überwachungsmessungen und Installationsarbeiten wurden im Herbst 2020 erfolgreich abgeschlossen. Tomographische Untersuchungen (aktive und passive seismische und elektrische Widerstandsmessungen) und erste photogrammetrische Datensätze erfassten den Ausgangszustand des Gebirges in der Umgebung des Experimentbohrlochs und die frühe Entwicklung von Gebirgsschäden. Die vorgesehenen weiteren geophysikalischen Messungen durch die Bundesanstalt für Geowis-



**Abbildung 26:**

a) Verwendetes Laserscanmodell mit der MI-Nische (gelb) und dem HE-Mikrotunnel zur Abschätzung der Schnittpunkte der Hauptstörungszone (rot) mit den 6 Beobachtungsbohrungen und der Experimentbohrung (schwarz bzw. violett). (b) Anordnung der Beobachtungsbohrungen (BPF1-6) über der Experimentbohrung (BPF7). (c) Übersichtsfoto des Experimentstandorts in der MI-Nische nach Abschluss der Installationen. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich

senschaften und Rohstoffe (BGR) aus Deutschland, welche im Zeitraum kurz nach Erstellung der Experimentbohrung geplant waren, konnten Pandemie-bedingt erst im Dezember 2020 erfolgen. Bis Ende 2020 wurden die Einrichtungen für die Durchführung der felsmechanischen Laborversuche an der ETH Zürich fertiggestellt.

### **Bedeutung des Projektes,**

#### **Beitrag zur nuklearen Sicherheit**

Das aktuelle Konzept der Nagra, welches 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**

In der ersten Hälfte des Jahres 2021 sollen die felsmechanischen Laborversuche starten. Zudem sollen geophysikalische Bohrlochmessungen halbjährlich und photogrammetrische Messungen monatlich wiederholt sowie numerische Simulationen und entsprechende Datenanalysen der Expertenteams der ETH Zürich, der BGR und der Swisstopo durchgeführt werden. Im dritten und vierten Quartal 2021 sollen die Laboruntersuchungen abgeschlossen werden.

### **1.7.7 Felslabor Mont Terri: PD-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen**

Auftragnehmer: Universität Kyoto,  
Division of Earth and Planetary Sciences  
ENSI-Projektbegleiter: Meinert Rahn

#### **Einleitung**

In den in der Nordschweiz vorkommenden Schichten des Opalinustons ist trotz deren über weite Strecken ruhiger Lagerung mit Störungszonen zu rech-

nen. Grösseren Störungszonen würde bei der Lagerplatzierung ausgewichen, kleinere Störungszonen sind jedoch mit seismischer Erkundung nicht detektierbar und würden erst beim Auffahren untertägiger Hohlräume entdeckt werden. Entlang der Störungszonen wurden bei deren Entstehung neue Tonminerale gebildet. Deren isotopische Signatur könnte Aussagen über die geologische Geschichte der Störung ermöglichen (Zwingmann et al. 2019) und zu einer sicherheitstechnischen Einordnung der Störung (Alter, Grösse, Reaktivierbarkeit etc.) beitragen. Im Moment der Bildung oder Reaktivierung einer Störung ist davon auszugehen, dass es sowohl zu mechanischen als auch chemischen Prozessen kommt, die in der später wieder abgedichteten Störungsfläche zu einem neuen mechanischen und chemischen Gleichgewicht finden. Die Spuren in diesem Gleichgewicht könnten Aussagen zu den abgelaufenen Prozessen erlauben. Im PD-Experiment sollen diese Prozesse studiert werden, einerseits durch die Untersuchungen an wenig bis stark deformierten Opalinuston-Proben aus dem Felslabor Mont Terri, andererseits durch zusätzliche Deformationsexperimente am gleichen Material. Durch das Disaggregieren des Materials in verschiedenen Mühlen unter trockenen und feuchten Bedingungen soll der Einfluss von Scher- und Mahlprozessen, wie sie auch in Störungszonen stattfinden, simuliert und deren Effekte auf das Material studiert werden (den Hartog et al. 2012). Die Effekte, zum Beispiel durch die im Schervorgang freigesetzte Wärme (Zwingmann et al. 2019), sind zurzeit noch nicht in genügendem Umfang verstanden und sollen durch die genau definierten und überwachten Experimente quantitativ erfasst werden. Damit sollen auch die Prozesse verstanden werden, die eine Datierung der Bewegungen entlang solcher Störungszonen ermöglichen.

#### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Projektpartner des ENSI ist das deutsche Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE). Das PD-Experiment wurde im Oktober 2020 gestartet. Probenmaterial konnte dabei aus einer frisch abgeteufte Beobachtungsbohrung um das zentrale Bohrloch des PF-Experiments (siehe Kap. 1.7.6) entnommen werden. Drei entnommene Bohrkernabschnitte repräsentieren dabei wenig, mässig und stark deformierten Opalinuston, wobei die stark deformierte Probe direkt aus der das Felslabor schneidenden Hauptstörung entnommen wurde.

Die entnommenen drei Proben und die daraus mittels Deformationsexperimenten hergestellten Teilproben sollen methodisch und analytisch möglichst breit untersucht werden. Vor den Deformationsexperimenten soll das Ausgangsmaterial zunächst mineralogisch und chemisch im Detail charakterisiert werden. Dabei soll auch das in den Tonmineralen eingelagerte Wasser bestimmt werden. Vom Auftragnehmer (Universität Kyoto) sind dazu Kollaborationen mit spezialisierten Laboren an den Universitäten Bern, Frankfurt und Perth aufgegleist worden.

#### Bedeutung des Projektes,

##### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Wird beim Bau eines geologischen Tiefenlagers eine Störungszone angetroffen, dann muss entschieden werden, ob der aufgefahrne Stollen komplett aufgegeben werden muss (die Einlagerung stoppt vorher), ob nur in diesem Stollenabschnitt auf eine Einlagerung von radioaktiven Abfällen verzichtet werden soll (die Einlagerung wird in der Nähe der Störung ausgesetzt) oder ob eine Einlagerung von Abfällen in diesem Stollenabschnitt sicherheitstechnisch als unbedenklich angesehen werden kann. Ziel des Projekts ist es, die in Störungszonen ablaufenden mineralogischen, mechanischen und chemischen Prozesse soweit zu verstehen, dass aufgrund geeigneter Untersuchungen an Probenmaterial aufgefahrner untertägiger Stollen bessere Grundlagen für diesen sicherheitstechnischen Entscheid vorhanden sind. Dafür will das ENSI eigene Fachkompetenz aufbauen.

#### Ausblick

Das PD-Experiment ist als zweijähriges Pilotprojekt ausgelegt. Für eine allfällige Ausweitung der experimentellen Arbeiten müssen die Ergebnisse der oben genannten Untersuchungen vorliegen und mineralogische bzw. chemische Muster aufweisen, die eine Charakterisierung der Prozesse in den Störungszonen zulassen.

#### Zitierte Literatur

- *den Hartog S. A. M., Niemeijer A. R., Spiers C. J. (2012): New constraints on megathrust slip stability under subduction zone P-T conditions. Earth and Planetary Science Letters 353–354, 240–252.*
- *Zwingmann H., den Hartog S. A. M., Todd A. (2019): The effect of sub-seismic fault slip processes on the isotopic signature of clay mine-*

*rals–Implications for K-Ar dating of fault zones. Chemical Geology 514, 112–121.*

#### 1.7.8 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment – Untersuchung eines geschichteten hydraulischen Dichtelements

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

#### 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 27). Dieses System soll eine gleichmässige Verteilung von eindringendem Wasser innerhalb der Potenzialausgleichs-Schichten bewirken und dadurch zur Ausbildung homogener Potenzialflächen für die anschliessenden tonhaltigen Schichten führen. Hierdurch soll die Ausbildung von präferenziellen Fließpfaden in den Dichtelementen oder ein Umfliessen der Dichtung über die Kontakt- und Auflockerungszonen eingeschränkt werden. Ebenfalls sollen Wegsamkeiten entlang von Elementen des Monitoringsystems (Sensoren oder Leitungen) unterbunden werden. Im Labormassstab sind Versuche zum Nachweis der Funktion bereits durchgeführt worden. Experimente im grossen Massstab im Felslabor Mont Terri unter Einbezug des Wirtgesteins stehen noch aus. Diese

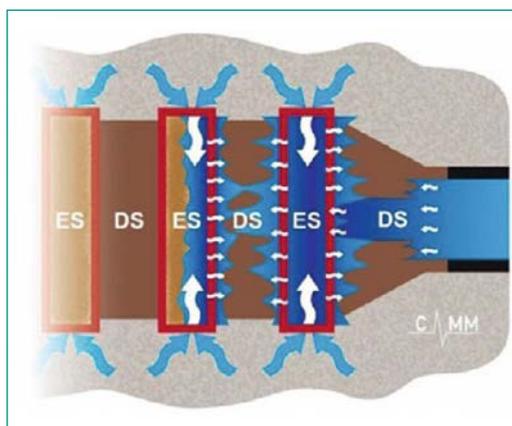


Abbildung 27: Das Sandwich-System. DS = Dichtsegmente, ES = Äquipotenzialsegmente. Quelle: Emmerich et al. (2019)

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 zwei Teilen: Einem Vorprojekt von Mitte 2017 bis Mitte 2019, das unter anderem Laborversuche und Überlegungen zur Auslegung und Instrumentierung des Experiments im Felslabor Mont Terri (Hauptprojekt) beinhaltet. Seitdem läuft das Hauptprojekt, das bis Mitte 2023 abgeschlossen werden soll.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für die Erstellung des Testplan-Entwurfs im Jahr 2020 wurden die Erkenntnisse berücksichtigt, die im Rahmen des Vorprojekts gewonnen wurden. Bis Mitte 2020 konnten alle notwendigen Informationen für den Start des Hauptprojekts zusammengestellt werden. Im Berichtsjahr wurde die Instrumentierung vollständig implementiert, die im Jahr 2019 begonnen wurde (Abbildung 28). Die verbleibenden fünf Minipiezometer-Bohrlöcher wurden im Januar 2020 gebohrt und instrumentiert. Ein defektes Bohrloch musste ersetzt werden. Nach einer Stabilisierungsphase zeigten die meisten der 16 Piezometer einen Druck zwischen 0,4 und 0,6 MPa. In Abbildung 29 wird der Verlauf der Druckwerte dargestellt.

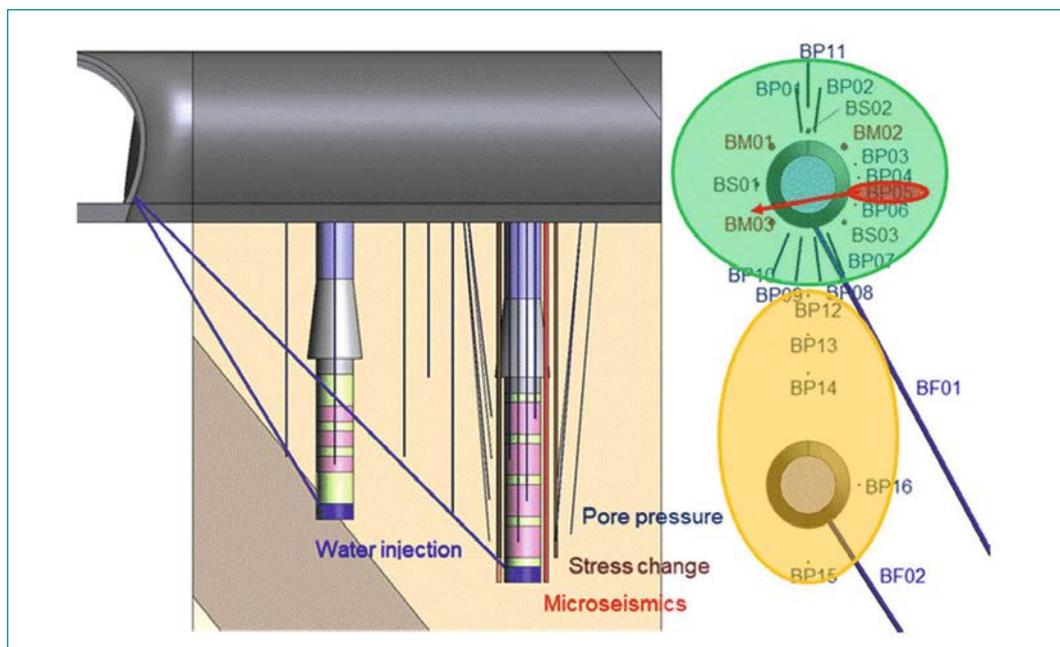
Mit vier Monaten Verzögerung aufgrund der Corona-Pandemie begannen im August 2020 die Bohrarbeiten zur Implementierung der Schächte, die im November 2020 finalisiert wurden. Die Implementierung des Sandwich-Systems in den

Schächten wurde im November und Dezember 2020 durchgeführt.

Für die Kalibrierung der Modelle wurden die Resultate des Mini-Sandwich-Experiments verwendet, welches das Institut für Gebirgsmechanik in Leipzig durchgeführt hat. Basierend auf den Angaben dieses Experiments hat die GRS im Berichtsjahr Berechnungen mithilfe des Rechenprogramms Code Bright durchgeführt. Diese Berechnungen gelten als Validierung für die Modelle und als Vorbereitung für das Hauptprojekt. Durch numerische Modellierung konnte die GRS die Ergebnisse des Mini-Sandwich-Experiments reproduzieren. Als Ansatz für die geomechanische Modellierung des Bentonitsiegels wurde eine Variation des Barcelona Basic Modells (BBM) implementiert (K. Wieczorek 2020).

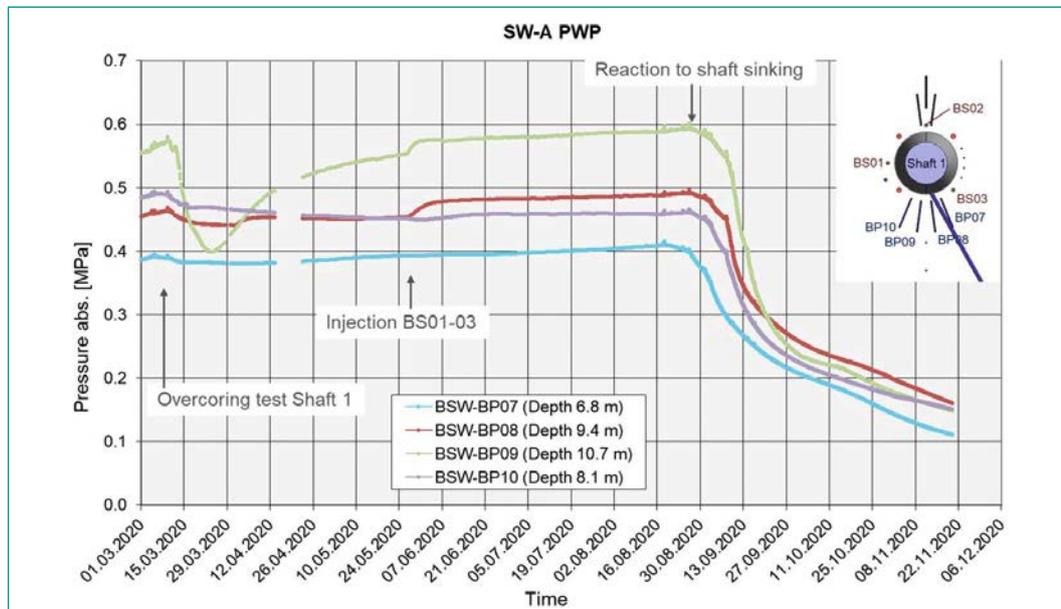
### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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.



**Abbildung 28:**  
Instrumentierung des SW-A-Experiments in zwei Schächten. In Grün bzw. Gelb wird die durchgeführte Instrumentierung im Jahr 2019 bzw. 2020 markiert.  
Quelle:  
SW-A-Experiment

Abbildung 29:  
Druckwerte in den  
Piezometern. Quelle:  
SW-A-Experiment



### Ausblick

Das Siegel und das Hydratationssystem wird zwischen Januar und Februar 2021 installiert, damit werden die Einbauten abgeschlossen. Danach wird der Druck durch Injektion von Wasser in die Druckkammer am Boden des Schachts schrittweise erhöht. Nach der Kalibrierung des vorhandenen numerischen 3D-Modells für das SW-A-Experiment im Jahr 2020 sind numerische Berechnungen im Jahr 2021 geplant. Es ist vorgesehen, Ergebnisse des SW-Experiments an der internationalen Clay Conference zu präsentieren, die für Juni 2021 in Nancy geplant ist.

### Zitierte Literatur

- K. Emmerich, R. Schuhmann, F. Königer, P. Bohac, L. Delavernhe, K. Wiczorek, O. Czajkowski, J. Hesser, H. Shao, D. Jaeggi, P. Bossart, J. Hansmann, M. Gruner, M. Hofmann, Martin, J. Aurich, C. Rölke, T. Popp, R. Diedel, M. Schellhorn, S. Häusser, U. Glaubach, T. Wilsnack, G. Kemper, J. L. García-Siñeriz, M. Villar, C. Gutiérrez-Álvarez, R. Iglesias: 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.
- K. Wiczorek, Jahresbericht 2020 zum Vorhaben «Vertikales hydraulisches Dichtsystem nach dem Sandwich-Prinzip – Hauptprojekt (Sandwich-HP), Teilprojekt B». Förderkennzeichen 02 E 11799B, GRS.

### 1.7.9 Felslabor Mont Terri: FS-B-Experiment – Folgen der Aktivierung einer Störung

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 Spannung verändern. Dafür sollen die Auswirkungen einer zyklischen Aktivierung und Deaktivierung auf die Permeabilität untersucht werden. Das Projekt gliedert sich in folgende vier Teile (Tasks):

- 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, Deutschland), Chevron, US Department of Energy Lawrence-Berkeley Laboratory (Principal Investigator), ETH Zürich, Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN, Frankreich), Japan Atomic Energy Agency JAEA,

swisstopo, die Erdölfirmen TOTAL und Shell als externer Sponsor beteiligt. Das Experiment wird in unmittelbarer räumlicher Nähe zum CS-D-Experiment (CO<sub>2</sub>: 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.

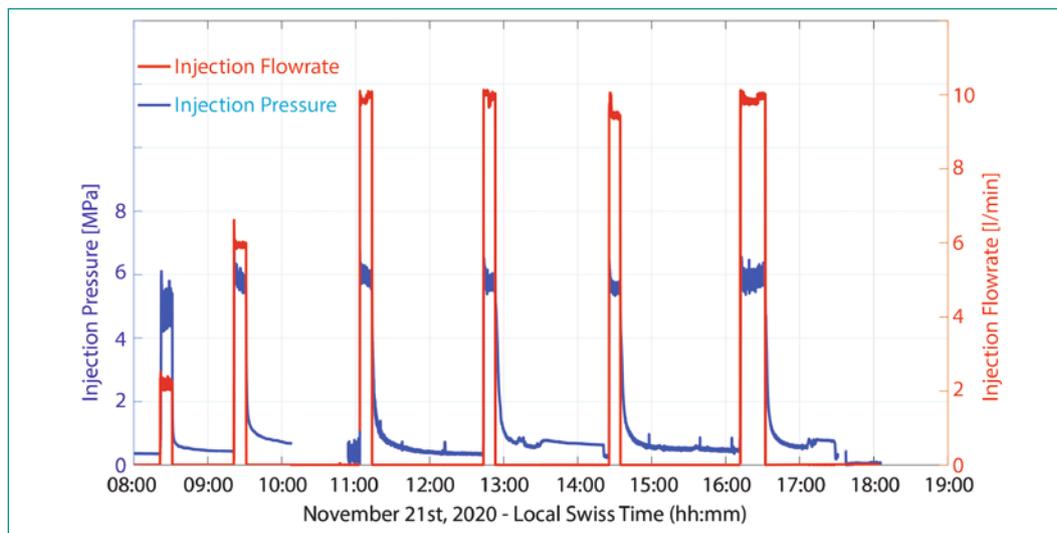
### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Covid-19-Pandemie hat den Fortschritt des Projekts erheblich beeinträchtigt. Die eigentlich für März 2020 geplante Testkampagne konnte aufgrund der Reisebeschränkungen erst im November 2020 durchgeführt werden. Am 21. November 2020 fand der erste Test statt. Dabei wurden in 40.4 m Tiefe am oberen Ende der Hauptstörung sechs Stimulationen mit ansteigenden Volumenströmen (2–10 l/min) durchgeführt. Die Messungen zeigen, dass sich die Störung bei einem erreich-

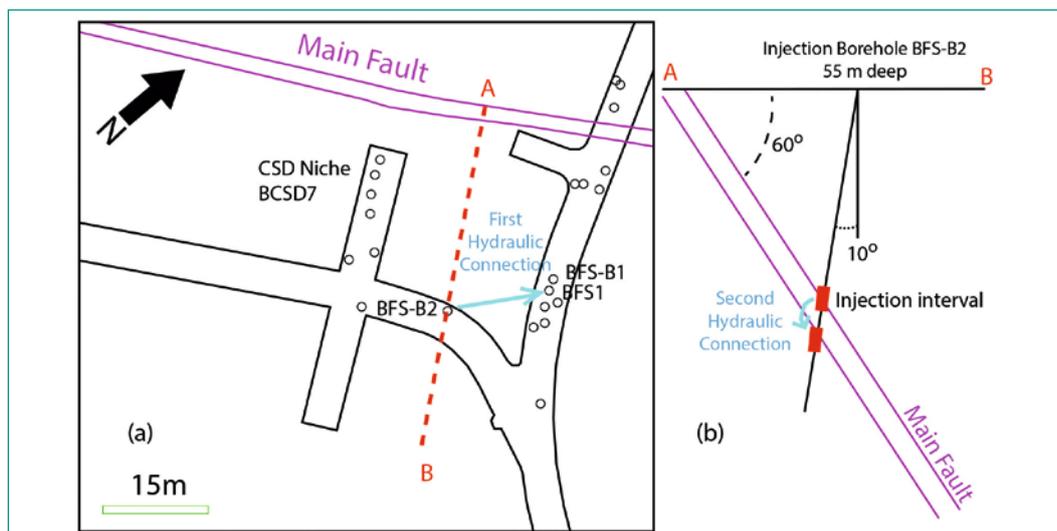
ten Wasserdruck von 5–6 MPa geöffnet hat (Abbildung 30). Nach der Injektion von 178 l entstand eine hydraulische Verbindung mit den 15–18 m entfernten Beobachtungsbohrungen des FS-B-Experiments (Abbildung 31). Zu den etwa gleich weit entfernten Beobachtungsbohrungen des CS-D-Experiments entstand jedoch keine hydraulische Verbindung. Eine Ursache könnte in der Heterogenität der Hauptstörung liegen. Dies wird weiter untersucht.

### Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Für die Einlagerung hochaktiver Abfälle ins Wirtsgestein 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



**Abbildung 30:** Injektionssequenz in der Bohrung BFS-B3 vom 21. November 2020. Quelle: swisstopo



**Abbildung 31:** Übersicht über die horizontale Anordnung der Injektionsbohrung BFS-B2 und der Beobachtungsbohrungen (a) sowie ein vertikaler Schnitt, der den Verlauf der Hauptstörung und das Injektionsintervall zeigt (b). Quelle: swisstopo

insbesondere Rückschlüsse auf die Deformation von Störungen, die damit verbundene Änderung der Transmissivität infolge eines Anstiegs des Porenwasserdrucks sowie das zeitabhängige Selbstabdichtungsvermögen gezogen werden. Mit der Beteiligung an dem Experiment baut das ENSI seine Kompetenzen in diesem Bereich aus, um die Einflüsse auf die Barrierenwirksamkeit im Rahmen der Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuchs einschätzen zu können. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am FS-Experiment die internationale Vernetzung mit anderen Projektpartnern.

### Ausblick

Im nächsten Jahr steht die Durchführung weiterer Tests und deren Auswertung 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 Monate) abwechseln. Über den gesamten Zeitraum werden die Reaktivierung von Störungen und deren anschliessende Selbstabdichtung beobachtet.

### 1.7.10 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen

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 32). Da der Opa-linuston ein dichtes Wirtgestein ist und das Gas nicht einfach wegtransportiert werden kann, verursacht die Gasbildung einen Druckanstieg, der die Sicherheitsbarrieren beeinträchtigen kann.

Nach aktuellem Kenntnisstand gibt es vier grundlegende Gastransportmechanismen im Tonstein. Dazu zählt neben dem diffusiven Transport, dem visko-kapillaren Zweiphasenfluss und dem dilatanzgesteuerten auch der durch Brüche gesteuerte Gasausbreitungsprozess (Abbildung 32). 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 Gastransportmechanis-

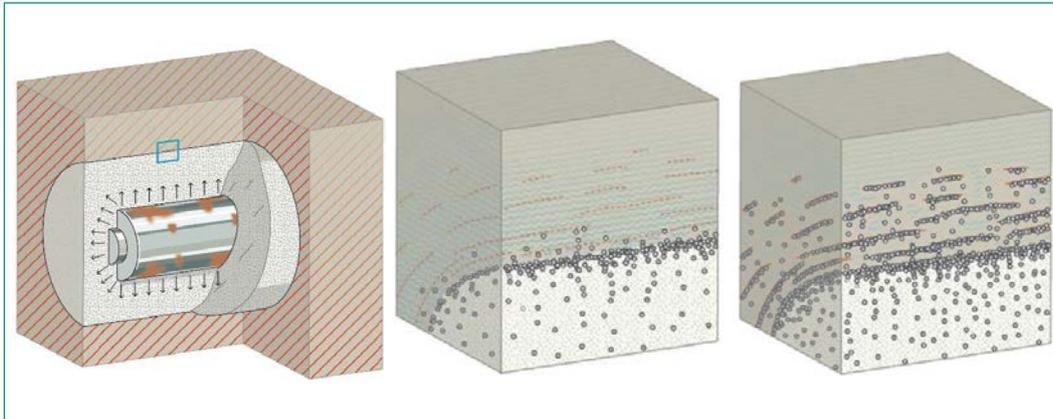
men und insbesondere den dilatanzgesteuerten Gastransport vertiefter zu untersuchen.

Zurzeit beteiligen sich die folgenden Organisationen am Experiment:

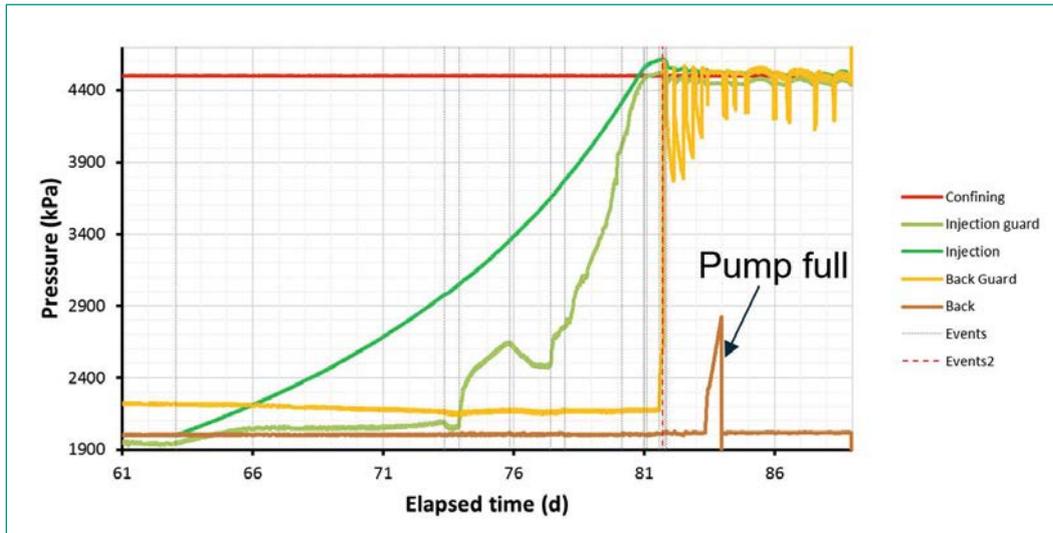
Teilnehmer am GT-Experiment	Aufgabe
Amphos21	Modellierung
BASE (Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung, Deutschland; neu seit 2019)	Projektbegleitung, Finanzierung
BGR (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Deutschland)	Diverse in-kind Leistungen im Felslaborexperiment
BGS (British Geological Survey)	Durchführung der Laborversuche und Begleitung des Felslaborexperiments
ENSI	Projektleitung, Finanzierung
FANC (Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, Belgien)	Projektbegleitung, Finanzierung
SCK CEN (Kernenergiezentrum)	Diverse Sachleistungen im Felslaborexperiment
Schützeichel	Bohrarbeiten
Solexperts	Durchführung des Felslaborexperiments
Swisstopo	Diverse Sachleistungen im Felslaborexperiment
Universität Stuttgart, Institut für Wasser- und Umweltsystemmodellierung	Beratung

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die ersten Proben aus dem Felslabor Mont Terri hat der BGS im September 2019 erhalten. Der erste Labortest mit einer Ausrichtung der Probe senkrecht zur Schichtung wurde Ende 2019 gestartet. Aufgrund der Sperrung des BGS-Laborstandorts wegen der Covid-19-Pandemie war eine Aufspaltung des ersten Tests in zwei Teile erforderlich. Der erste Test mit einem Begrenzungsdruck von 4.5 MPa wurde in der ersten Hälfte 2020 beendet. Nach Beendigung des Tests wurden mehrere Brüche in der Probe beobachtet, die sich jedoch möglicherweise aufgrund der Druckentlastung der Probe gebildet haben. Resultate des ersten Tests und der Stand der Laborversuche wurden in einer Projektteamsitzung im Dezember 2020 präsentiert. Der Gasdruckverlauf wird in der Abbildung 33 gezeigt. Der erste Gastest zeigt eine axiale Dehnung von



**Abbildung 32:**  
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 Wirtsgestein aufgrund von Mikrorissen erzeugt. Quelle: ENSI



**Abbildung 33:**  
Verlauf der Druckwerte während der Phase 1 des ersten Tests. Der Durchbruch findet nach ungefähr 82 Tagen statt. Quelle: British Geological Survey

100  $\mu\text{m}$  und eine radiale Dehnung von etwa 8  $\mu\text{m}$  (Abbildung 34).

Der zweite Test mit der gleichen Probe und einem höheren Begrenzungsdruck (6.2 MPa) begann in der zweiten Hälfte 2020. Zurzeit ist der Gasdruck bis unterhalb des Begrenzungsdrucks gestiegen, wo der Gasdruck nun seit mehreren Wochen konstant gehalten wird. Bisher gab es keine Hinweise auf einen Gasfluss.

Die Auslegung des Experiments im Felslabor unter Berücksichtigung der Abweichungen aufgrund der Bohrarbeiten (Abbildung 35) wurde in den Projektteamsitzungen im Januar, Juni und Dezember definiert. Entsprechend wurde der Testplan erstellt. Die bisherigen Ergebnisse des Laborversuchs zeigen, dass die Auslegung des Feldversuchs gut ausgewählt wurde, um den hydromechanischen Einfluss der Gasinjektion zu beobachten. Es ist zu erwarten, dass der messbare Gasfluss im Felslabor klein sein wird. Hierfür ist der Einfluss der Schichtung des Wirtsgesteins auf die Messergebnisse ausschlaggebend.

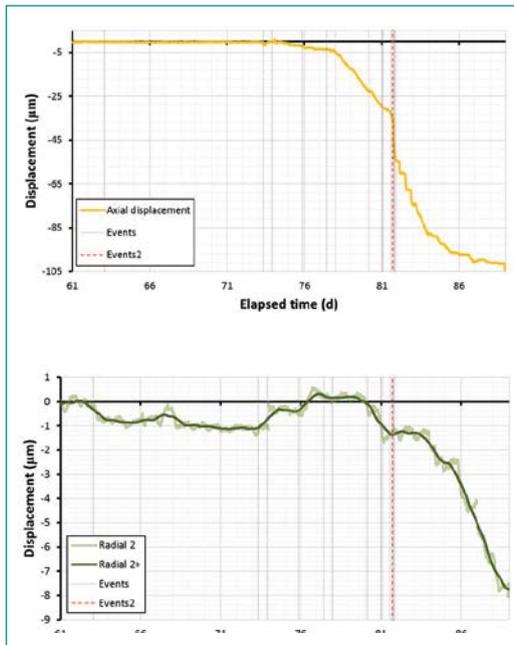
Das PP-Bohrloch wurde im November 2020 abgeteufelt (Abbildung 36) und die Entwicklung des Porenendrucks wurde in mehreren abgepackten Intervallen entlang des Bohrlochs aufgezeichnet. Dies zeigt, dass der Porenwasserdruck in den meisten Intervallen einen Wert von etwa 1 MPa annimmt. Die Stabilisierungsphase dauert bis Februar 2021 und danach sind die nächsten Bohrungen geplant.

#### **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 soll beobachtet werden, 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 Tiefenlager weiter ansteigen und kann Dilatanz oder Rissbildung des Porenraums zur Folge haben. Dies kann zu einer Beeinträchtigung der Barrierewirkung des Wirtsgesteins führen und

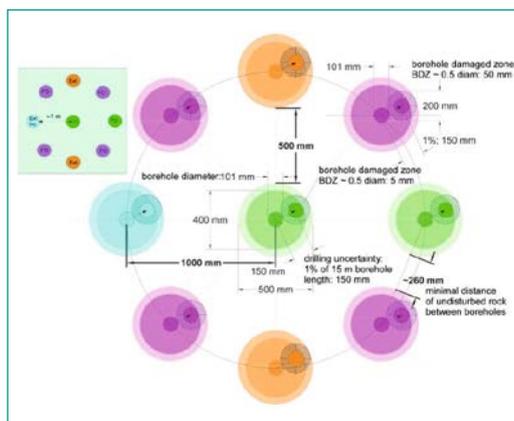
**Abbildung 34:**

Oben: Dehnung senkrecht zur Schichtung. Unten: Dehnung parallel zur Schichtung. Quelle: British Geological Survey



**Abbildung 35:**

Auslegung des Felslaborexperiments. Schnitt senkrecht zu den Bohrlöchern. FO: Beobachtungsbohrloch, Pp: Porenwasserdruck-Bohrloch, Ext: Bohrloch mit Extensometer und Inclinometer. In der Abbildung werden die Abweichungen aufgrund der Bohrarbeiten gezeigt. Quelle: Solexperts



**Abbildung 36:**

Installation für das erste Bohrloch des Experiments im Felslabor Mont Terri. Quelle: Solexperts



neue Wege für den Transport von Radionukliden erzeugen.

Das GT-Experiment erzielt eine experimentelle Basis über das Eintreten der verschiedenen Gastransportmechanismen im Opalinuston. Der Übergang zwischen beiden Transportmechanismen, nämlich Zweiphasenfluss und dilatanzgesteuertem Gas-transport, ist abrupt. Das Ziel des GT-Experiments ist, diese Übergänge im Detail zu untersuchen.

### Ausblick

Aufgrund der Covid-19-Pandemie ist mit Verzögerungen beim Experiment im Felslabor und bei den Laborversuchen zu rechnen.

Die Durchführung des Experiments im Felslabor wird deshalb erst im Jahr 2021 beginnen. Für dieses werden Glasfaserkabel installiert. Voraussichtlich wird der erste Hydratationstest im Januar 2021 stattfinden. Anschliessend werden im Februar 2021 weitere Bohrlochbohrungen durchgeführt. Zur Bestätigung der Auslegung des Experiments im Felslabor wurde in der Projektsitzung im Dezember 2020 entschieden, dass die Firma Amphos21 vorläufige Berechnungen im ersten Quartal 2021 durchführt.

Was die Laborversuche betrifft, ist geplant, den zweiten Test im Jahr 2021 abzuschliessen. Zudem wird ein dritter Labortest mit einer anderen Spannungseinstellung im Jahr 2021 gestartet.

## 1.7.11 Felslabor Mont Terri: HC-Experiment – Hydraulische Charakterisierung des Übergangs vom Opalinuston in die Passwang-Formation

Auftragnehmer: Centre d'Hydrogéologie et de  
Géothermie, Université de Neuchâtel (CHYN)  
ENSI-Projektbegleiter: Martin Herfort

### Einleitung

Die an den Opalinuston angrenzenden Rahmengesteine können zum einschlusswirksamen Gebirgsbereich beitragen, der ein zentrales Element für die Bewertung der Langzeitsicherheit eines geologischen Tiefenlagers darstellt. Die Bewertung der Rahmengesteine setzt jedoch voraus, dass ihre nur punktuell in Bohrungen oder später in Untertagebauwerken gemessenen Eigenschaften lateral übertragbar sind. Zu diesem Zweck muss sich die Extrapolation vor allem auf die Geologie stützen: Durch Kenntnis der Entstehungsgeschichte der Gesteine und durch tomographische Messungen können lokal ermittelte Werte auch für das laterale Umfeld hinreichend genau abgeschätzt werden. Im Unterschied zu den Standortgebieten sind im Felslabor Mont Terri bereits heute sehr genau beschriebene, dreidimensionale Aufschlüsse zugänglich.

Grenzen zwischen sedimentären Gesteinsschichten sind in geologischen Karten und Profilen meist als scharfe Grenzflächen dargestellt. In numerischen Rechenmodellen werden auf gleiche Weise benachbarte Parameterräume abgegrenzt, wo Grundwasserleiter und dichte Gesteine direkt aneinandergrenzen, deren hydraulische Durchlässigkeiten sich um mehrere Grössenordnungen unterscheiden können. Der Opalinuston und die darüber folgenden Schichten der Passwang-Formation wurden aber unter allmählich sich ändernden Bedingungen abgelagert, was einen graduellen Übergang der hydraulischen Durchlässigkeit erwarten lässt. Mit dem HC-Experiment wurde dieser Übergang auf verschiedenen Grössenskalen erfasst. Das Experiment wurde im Zusammenhang mit der Erweiterung des Felslabors Mont Terri realisiert, bei der die betreffenden Gesteinsabschnitte durchfahren wurden.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mit dem HC-Experiment wurden im Rahmen einer Master-Arbeit an der Universität de Neuchâtel ex-

emplarisch hydraulische Eigenschaften auf verschiedenen Längenskalen untersucht und daraus Aussagen zu den räumlichen Zusammenhängen abgeleitet. Als Untersuchungsmethoden kamen zum Einsatz:

1. Auswertung bestehender Dokumentationen und vorliegenden Kernmaterials früher abgeteufter Bohrungen im Hinblick auf potenziell relevante Erscheinungsformen (sedimentäre Strukturen, mineralogische Zusammensetzung, Klüfte, Mineralausfällungen, Kondensationshorizonte etc.),
2. lithologische Beschreibung der sedimentären und tektonischen Elemente einer neuen, über die Grenze von Opalinuston und Passwang-Formation hinwegreichenden Kernbohrung,
3. Kartierung der Ortsbrust zu mehreren Zeitpunkten während des Durchfahrens der Übergangszone zur Erweiterung des Felslabors durch die Galerie 18 (vergleiche Kap. 1.7.4),
4. geophysikalische Erkundung des Übergangs,
5. hydraulische und pneumatische Packertests in Bohrlöchern.

Einige der untersuchten geologischen Elemente, wie Störungen, Austrocknungshorizonte oder Karbonatlagen, konnten zuverlässig über mehrere zehn Meter hinweg innerhalb des Felslabors korreliert werden. Andere, wie zum Beispiel Zonen mit erhöhtem Gehalt an Pyrit oder Eisen-Ooiden, traten nur lokal und in unterschiedlichen stratigraphischen Positionen auf. 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 (siehe Abbildung 37).

### Bedeutung des Projektes,

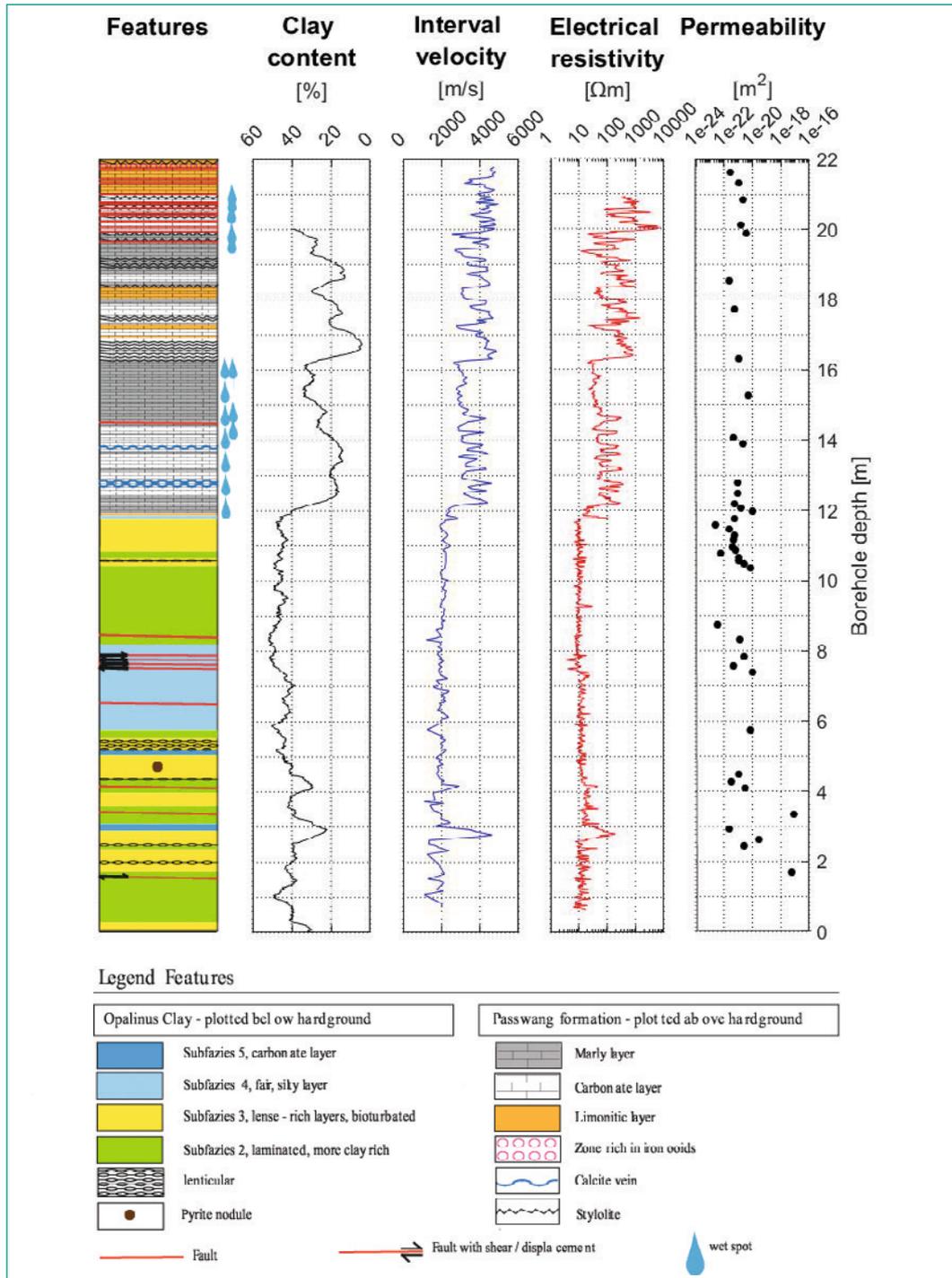
#### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aus diesen Resultaten entwickelten konzeptuellen Modelle erlauben eine bessere Einschätzung der mit dem Stofftransport verbundenen Ungewissheiten und unterstützen so die Beurteilung von Sicherheitsnachweisen zu geologischen Tiefenlagern.

### Ausblick

Im Berichtsjahr wurde das Experiment mit der vom ENSI mitbetreuten Master-Arbeit abgeschlossen (Stalder 2019). An diesem Experiment waren ENSI, swisstopo und die deutsche Bundesanstalt für

Abbildung 37:  
Vergleich geologischer  
Information mit  
Messwerten aus  
geophysikalischen  
Verfahren und  
hydraulischen Tests an  
der Bohrung BHC-1  
(Stalder 2019)



Geologie und Rohstoffe (BGR) beteiligt. Weitergehende Arbeiten zu dieser Thematik sind zurzeit nicht geplant.

#### Zitierte Literatur

- Stalder M. (2019): Hydrogeological Characterization of the Transition Opalinus Clay – Passwang Formation, M.Sc. Thesis University of Neuchâtel.

#### 1.7.12 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston

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

#### Einleitung

Bei Standsicherheitsuntersuchungen von Tunnelbauwerken werden aufgrund der in der Regel

komplexen Untergrundverhältnisse und der während der Bauzustände auftretenden dreidimensionalen Spannungs- und Verformungszustände numerische Berechnungsverfahren angewendet. Entscheidend für die Qualität numerischer Analysen im Tunnelbau ist die Übertragung des zugrundgelegten Gebirgsmodells und der darin festgelegten felsmechanischen Parameter in eine angemessene grundlegende Beschreibung (konstitutive Modellierung) des Gebirges und die Bestimmung der dafür erforderlichen Modellparameter. In der Geomechanik steht eine grosse Bandbreite von Materialmodellen zur Verfügung, die nur bestimmte Bedingungen und Zustände berücksichtigen. Mit Hilfe eines Materialmodells kann beispielweise der Zusammenhang zwischen Verschiebungen und Spannungen im Gebirge spezifiziert werden. Die Parameter werden überwiegend mittels Labor- und Feldversuchen bestimmt und die Gültigkeit des Materialmodells hängt deshalb mehr oder weniger stark von der Übertragbarkeit der Versuchsrandbedingungen ab.

Ziel des Forschungsprojekts ist die Integration von bestehenden und neuen hydro-mechanisch (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 im Felslabor Mont Terri (siehe den Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019, Kap. 1.7.10) mit bestehenden und neuen HM-gekoppelten Laborexperimenten unter verschiedenen Bedingungen, wie drainierten und nicht drainierten 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 Opa-

linustons unter verschiedenen Belastungs- und Prüfkfigurationen unter Berücksichtigung der Anisotropie des Opalinustons,

- Entwicklung und Implementierung des Materialmodells in einem robusten numerischen Code, welcher 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.

Eine Reihe von Laborexperimenten und numerischen Simulationen werden parallel durchgeführt, um diese Ziele zu erreichen.

### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Im Berichtsjahr wurden die ersten konsolidiert-undrainierten triaxialen Druckversuche (CU-Versuche) erfolgreich durchgeführt und die daraus gewonnenen hydro-mechanischen Parameter des Opalinustons in das Materialmodell implementiert. Hydraulische Untersuchungen mit der Porendruckoszillations-Methode in Experimenten und Simulationen wurden fortgesetzt, um die hydraulische Anisotropie des Opalinustons zu charakterisieren. Ferner wurde eine umfassende Studie zur Modellierung des HM-B-Experiments mit Hilfe der Software MOOSE (Multiphysics Object Oriented Simulation Environment) durchgeführt. Die wichtigsten physikalischen Gleichungen, die zur Beschreibung hydro-mechanisch gekoppelter Prozesse sowohl für gesättigte als auch ungesättigte poröse Medien erforderlich sind, wurden verwendet, um den im HM-B-Experiment beobachteten Verlauf des Porenwasserdrucks zu simulieren. Ein nicht-assoziiertes plastisches Modell wurde ebenfalls in MOOSE implementiert, um die volumetrische Kompression, die volumetrische Dilatation und die Scherfestigkeit des Opalinustons zu beschreiben. Eine Vorstudie wurde durchgeführt, um die Modellparameter für die Proben anhand der vorhandenen Labordaten (Literatur und eigene Labordaten) zu bestimmen. Das implementierte plastische Modell wurde dann mit einem Schadensmodell gekoppelt, um das Materialverhalten nach Erreichen der Spitzenfestigkeit (post-peak) während der CU-Versuche zu beschreiben. Vorläufige Modellierungsergebnisse für parallel zur

Schichtung belastete Proben (P-Proben) lassen vermuten, dass die Entfestigung bei CU-Versuchen sowohl auf Steifigkeits- als auch auf Festigkeitsabbau zurückzuführen ist.

### **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 hydro-mechanischen Eigenschaften des Opalinustons eine zentrale Rolle, da Tongesteine aufgrund ihrer geringen hydraulischen Durchlässigkeit sowie der Sättigung des Gebirges ein stark hydro-mechanisch gekoppeltes Verhalten aufweisen. Ein umfassendes Verständnis dieses Verhaltens des Opalinustons ist vor allem entscheidend

1. für die Vorhersage der kurz- und langfristigen Entwicklung der infolge des Lagerstollenvortriebs gestörten Bereiche (Auflockerungszone) im Opalinuston;
2. für die 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 anhand von Vergleichsberechnungen überprüft werden.

#### **Ausblick**

Im Jahr 2021 ist die Durchführung von weiteren Laborversuchen vorgesehen. Der Einfluss der Anisotropie auf die hydro-mechanischen Eigenschaften wird für die Implementierung eines anisotropen Versagensmodells in das konstitutive Modell untersucht. Zunächst wird eine umfangreiche Serie von Laborversuchen an Proben des Opalinustons zur Ermittlung der einaxialen Druckfestigkeit mit verschiedenen Konfigurationen (Lage der Schichtung zur Belastungsrichtung) durchgeführt. Die Proben werden unter verschiedenen Sättigungsbedingungen untersucht, um den Effekt

einer Saugwirkung im Opalinuston zu quantifizieren. Zweitens werden CU-Versuche an Proben mit Schichtorientierung schräg zur Belastungsrichtung durchgeführt, um die geringste Scherfestigkeit des Opalinustons zu quantifizieren. Unser Verständnis über das Versagen des anisotropen Opalinustons und der Versagensmechanismen soll anhand von mikrostrukturellen Untersuchungen der getesteten Proben verbessert werden.

Auch die numerischen Simulationen werden im Jahr 2021 fortgesetzt. Das implementierte plastische Modell wird zu einem anisotropen plastischen Modell erweitert, das unterschiedliche Versagensflächen in Bezug auf die Schichtorientierung berücksichtigt. Das anisotrope plastische Modell wird an den geplanten Laborversuchen kalibriert, insbesondere für die Proben mit einer Schichtorientierung schräg zur axialen Belastung. Das Schadensmodell wird dann anhand weiterer Laborversuche getestet. Die erforderlichen Modifikationen werden implementiert, um die Aussagekraft des Modells zu verbessern. Darüber hinaus wird ein grossmassstäbliches Tunnelmodell entwickelt, um das implementierte Materialmodell anhand der vorhandenen Felddaten zu validieren.

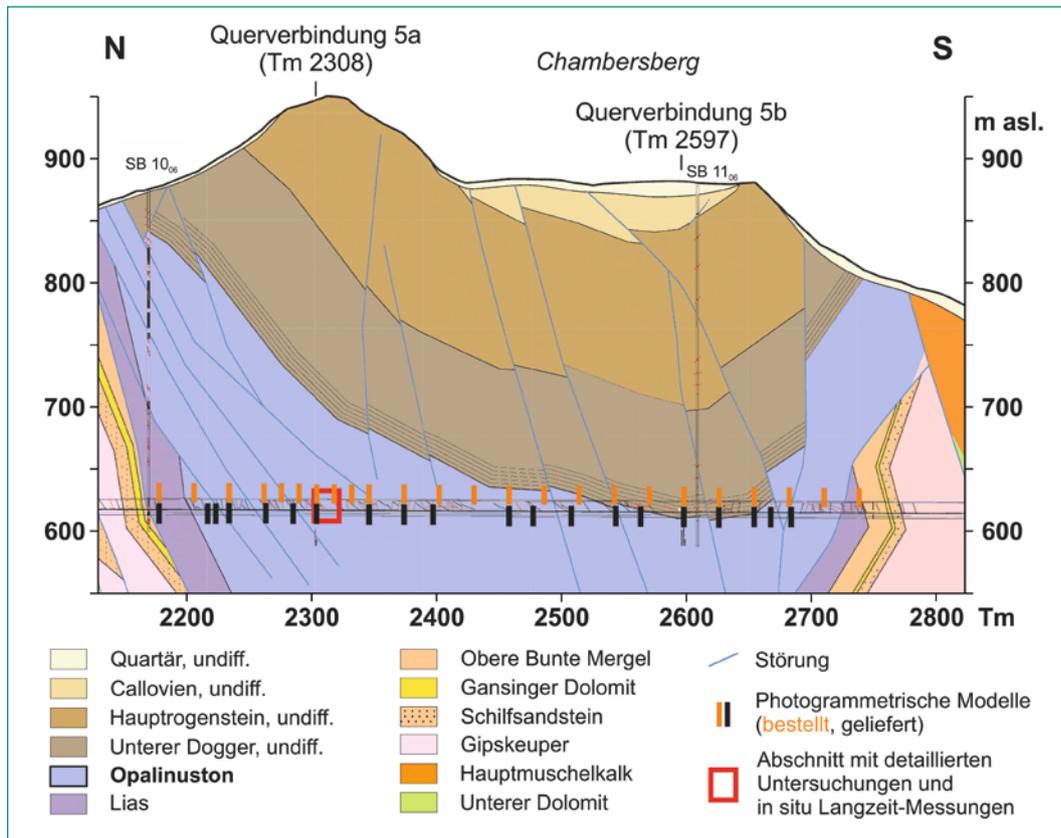
Die zweite im Rahmen dieses Forschungsprogramms geplante 30 m lange Kernbohrung soll voraussichtlich im zweiten Quartal 2021 im Felslabor Mont Terri (HM-C-Experiment) abgeteuft werden. Die dabei gewonnenen Kerne sollen weiteren Laborversuchen für die Entwicklung des Materialmodells dienen.

### **1.7.13 Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen**

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

#### **Einleitung**

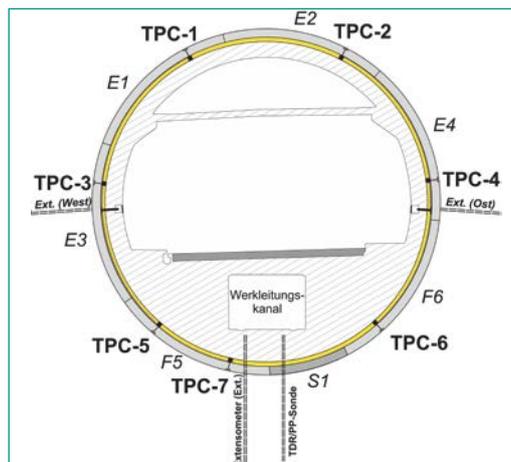
Der Bau des Sanierungstunnels Belchen (2016–2017) entlang der Autobahn A2 zwischen Basel und Egerkingen (Länge: 3.2 km) westlich der beiden bestehenden Tunnelröhren ermöglichte dem ENSI, felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston abseits des Felslabors Mont Terri und unter den Randbedingungen eines maschinellen Vortriebsverfahrens mit einer Tunnelbohrmaschine (TBM) vorzunehmen. Der Tunnelausbau besteht aus einer Aussenschale aus vorfabrizierten Betonsegmenten



**Abbildung 38:** 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 abgesicherten Opalinuston (Synklinale von Chambersberg) vorgetrieben. Vertikale Achse = Höhenmeter. Messquerschnitt (rotes Rechteck, siehe Abbildung 39) bei Tunnelmeter 2317. Quelle: Bundesamt für Strassen ASTRA, Dokument/Plan-Nr. (PV) IGSTB-UA-UP-9002.

(Tübinge) und einer Innenschale aus Ortbeton. Während des Vortriebs von Süden wurde in zwei Tunnelabschnitten Opalinuston auf einer Länge von etwa 160 beziehungsweise 410 m und mit einer Gebirgsüberdeckung zwischen 100 und 330 m durchfahren. 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 (Abbildung 38).

Nach Rücksprache mit dem Bundesamt für Strassen (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 Quellprozesse des Opalinustons in einem mittels TBM erstellten Tunnel besser zu verstehen. Diese Prozesse sind 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. Untersuchungen zum besseren Verständnis des kurzfristigen Gebirgsverhaltens von intaktem und verfaltetem Opalinuston

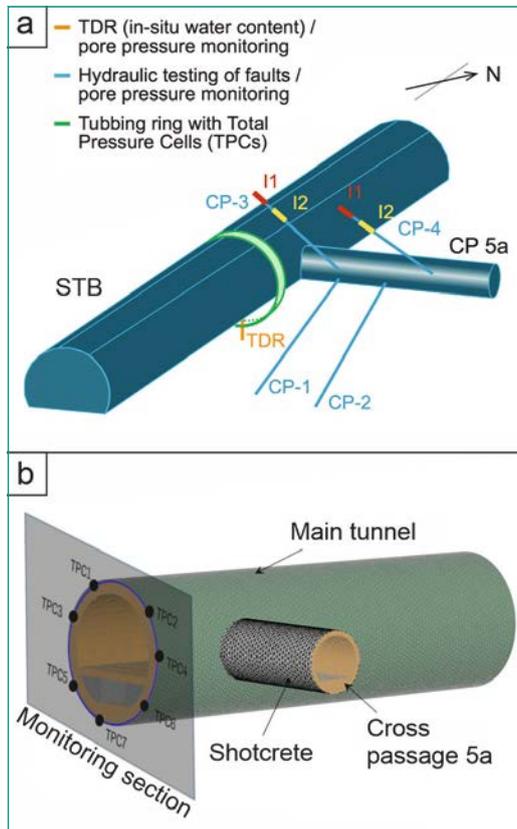


**Abbildung 39:** Skizze des Tunnelquerschnitts im Bereich des Messquerschnitts bei Tunnelmeter 2317 mit Blick Richtung Nordportal (siehe Abbildung 38) und den Positionen der eingebauten Druckmessdosen TPC-1 bis TPC-7. Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2016.

und der langfristigen Quellvorgänge im Opalinuston um einen bestimmten Messquerschnitt im Sanierungstunnel Belchen werden durchgeführt (Abbildung 39). 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 (struktur-)geologischen Charakterisierung und Dokumentation während eines TBM-Vortriebs sowie das kurz- und das langfristige Systemverhalten (Interaktion

Abbildung 40: a)

Dreidimensionale Skizze der Situation im Bereich des Messquerschnitts und der Querverbindung 5a mit den Bohrlöchern CP-1 bis CP-4. (b) Dreidimensionale Geometrie des numerischen Modells zur Untersuchung des Einflusses der Ausbrucharbeiten für den Bau der Querverbindung 5a auf die im nahen Messquerschnitt gemessenen radialen Gesamtspannungen. Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich.



zwischen Gebirge und Tunnelausbau) untersucht werden.

### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2020 mussten die geplanten Laborarbeiten mit den Forschungspartnern an der Ruhr-Universität Bochum (RUB) und der ETH Zürich aufgrund von Covid-19-bedingten Schliessungen der Labore teilweise eingestellt werden. Dennoch konnten die Forscher die Röntgendiffraktometrie-Analysen von intaktem und gestörtem Gestein aus den Bohrungen CP1 bis CP4 (Abbildung 40) abschliessen. Mit den Porenwasser-Ausquetschversuchen wurde begonnen, um die chemische Zusammensetzung des Porenwassers im Belchen-Opalinuston für spätere Quelltests mit künstlichem Porenwasser zu bestimmen. Zudem wurden einige Fortschritte bei Quelltests und numerischen Simulationsarbeiten erreicht.

### Bedeutung des Projektes,

#### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das aktuelle Lagerkonzept der Nagra sieht untertägige Bauwerke im Opalinuston in Tiefen von 500 bis 900 m unter Terrain vor. Dabei soll der

Opalinuston als geologische Barriere bei den Vortriebsarbeiten so wenig wie möglich beeinträchtigt werden. Um dieses Ziel zu erreichen, wird für den Vortrieb der Lagerstollen 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 sollen im Hinblick auf zukünftige Vortriebsmethoden und die baubegleitende messtechnische Überwachung für die Erstellung der HAA-Lagerstollen vertieft werden. Sie dienen zukünftigen bautechnischen Beurteilungen des ENSI und der Festlegung von regulatorischen Anforderungen beim Bau zukünftiger geologischer Tiefenlager. Mit den 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 2021 sollen Laborversuche an Proben des Belchen-Opalinustons in den neuen Quelldruckzellen unter tunnelbaurelevanten Randbedingungen durchgeführt werden. Weiterhin wird künstliches Porenwasser für einstufige Quelldruckversuche an intaktem und an pulverförmigem Material verwendet. Ein Versuchsaufbau für dreidimensionale Quelldruckversuche an intakten Opalinuston-Würfeln soll entworfen werden, um das Quellpotential parallel und senkrecht zur Schichtung des Opalinustons zu ermitteln. Ferner sollen gekoppelte und ungekoppelte numerische Untersuchungen durchgeführt werden, um den Einfluss der Temperaturentwicklung auf das Spannungsfeld um den Tunnelquerschnitt herum zu studieren. Der mechanische Einfluss des Aus-

bruchs der Querverbindung 5a zum bestehenden Belchentunnel auf die Überwachungsdaten soll mit einem mechanischen dreidimensionalen Modell untersucht werden (Abbildung 40). Mit den Ergebnissen des mechanischen dreidimensionalen Modells und eines thermomechanischen zweidimensionalen Modells können die gesamten temperatur- und baubedingten Wechselwirkungen zwischen dem Tunnel und der Gesteinsformation ausgewertet werden.

Um das vollständig gekoppelte thermo-hydro-mechanische Verhalten des Systems unter Berücksichtigung der vortriebsbedingten Auflockerungszone um den Tunnelquerschnitt herum zu untersuchen, wird zunächst die Grösse und Form der Auflockerungszone numerisch analysiert. Zusätzlich wird die zeitliche Entwicklung der Auflockerungszone aufgrund von Kriechen und Quellen des Opalinustons im Zeitbereich untersucht. Schliesslich soll der Ausbruch des Sanierungstunnels Belchen im gewählten Messquerschnitt in einem vollständig gekoppelten, modifizierten dreidimensionalen thermo-hydro-mechanischen Modell simuliert werden, das die Erkenntnisse der anderen Modellierungsansätze in einem vereinfachten und homogenisierten Schema einbezieht. Die Auflockerungszone wird dabei beispielsweise als Zone mit reduzierter Festigkeit und erhöhten hydraulischen Durchlässigkeiten betrachtet, wobei diese Parameter aus dem zweidimensionalen hydro-mechanischen Modell gewonnen werden. In einem abschliessenden Bericht sollen die Erkenntnisse und Schlussfolgerungen aus den rund fünf Jahren Forschungsarbeiten im neuen Belchen-Tunnel dargestellt und bewertet werden. Für 2021 sind wissenschaftliche Veröffentlichungen geplant, in denen die im Feld gewonnenen Daten, Quellversuche im Labor und numerische Simulationen präsentiert und diskutiert werden.

#### 1.7.14 BenVaSim – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH<sup>2</sup>M-Simulatoren

Projektorganisation: Technische Universität Clausthal (Deutschland)

ENSI-Projektbegleiter: Manuel Lorenzo Sentis

##### Einleitung

Für eine zuverlässige Prognose des Verhaltens eines Tiefenlagersystems bedarf es grundsätzlich qualitativ gesicherter, das heisst 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 von Labor- oder Feldversuchen und Simulationen mechanisch-hydraulischer Prozesse zu erheblichen und nicht immer begründbaren Unterschieden in den Ergebnissen beteiligter Rechenprogramme führen kann.

Das Ziel des Forschungsprojekts BenVaSim war, einen internationalen Vergleich von TH<sup>2</sup>M-Simulatoren (Temperatur, Zweiphasenfluss und Geomechanik) durchzuführen, einen sogenannten Benchmark. Im Hinblick auf eine gute Vergleichbarkeit wurden, wenn immer möglich, analytisch lösbare Rechenmodelle für fluiddynamische und mechanische Prozesse in Tiefenlagersystemen bevorzugt. Das Projekt erstreckte sich über drei Jahre von Mai 2017 bis Mitte 2020. Am Benchmark beteiligten 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

Abbildung 41: Modelle des BenVaSim-Benchmarks. Quelle: GRS-588

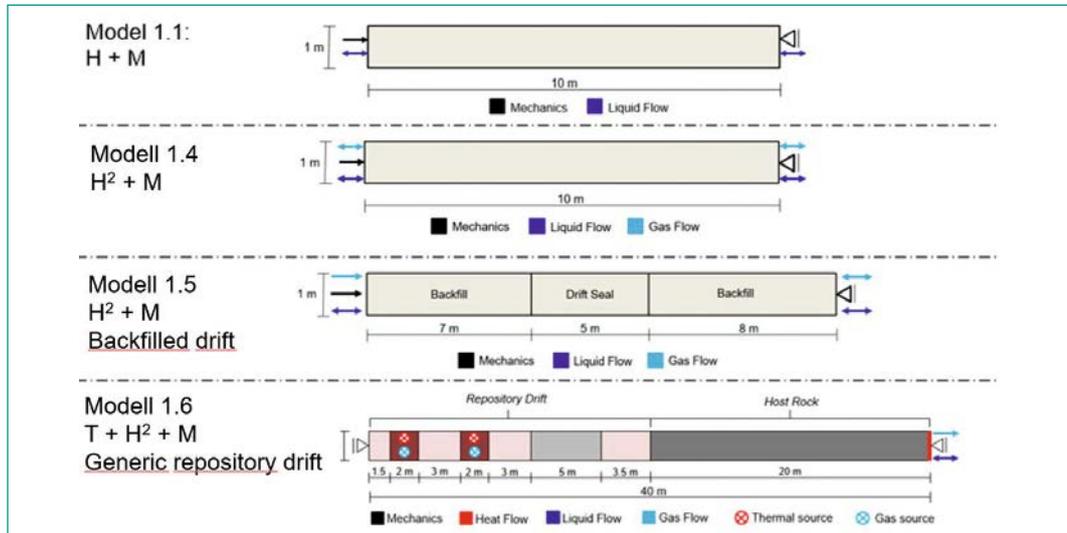
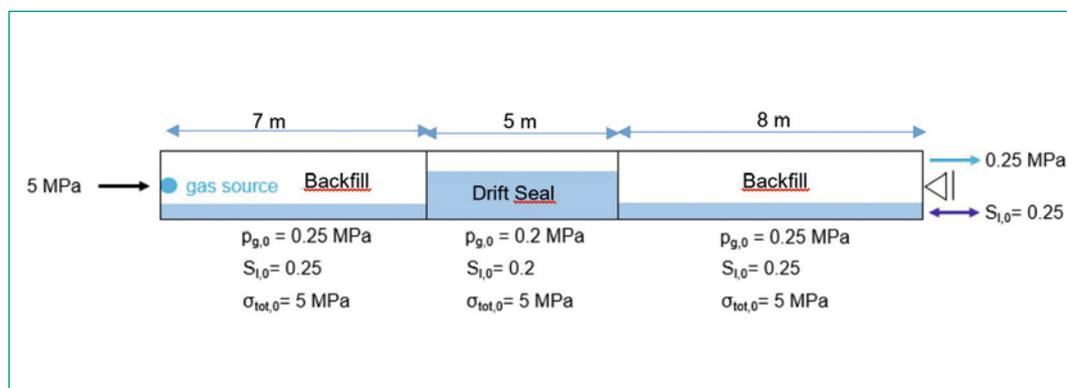


Abbildung 42:

Anfangs- und Randbedingungen für das Modell 1.5, Szenario g. Das Modell besteht aus einem Beton-Element in der Mitte und zwei seitlichen Bentonit-Elementen. Von der linken Seite her wird eine konstante Gasquelle eingesetzt. Quelle: GRS-588



### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

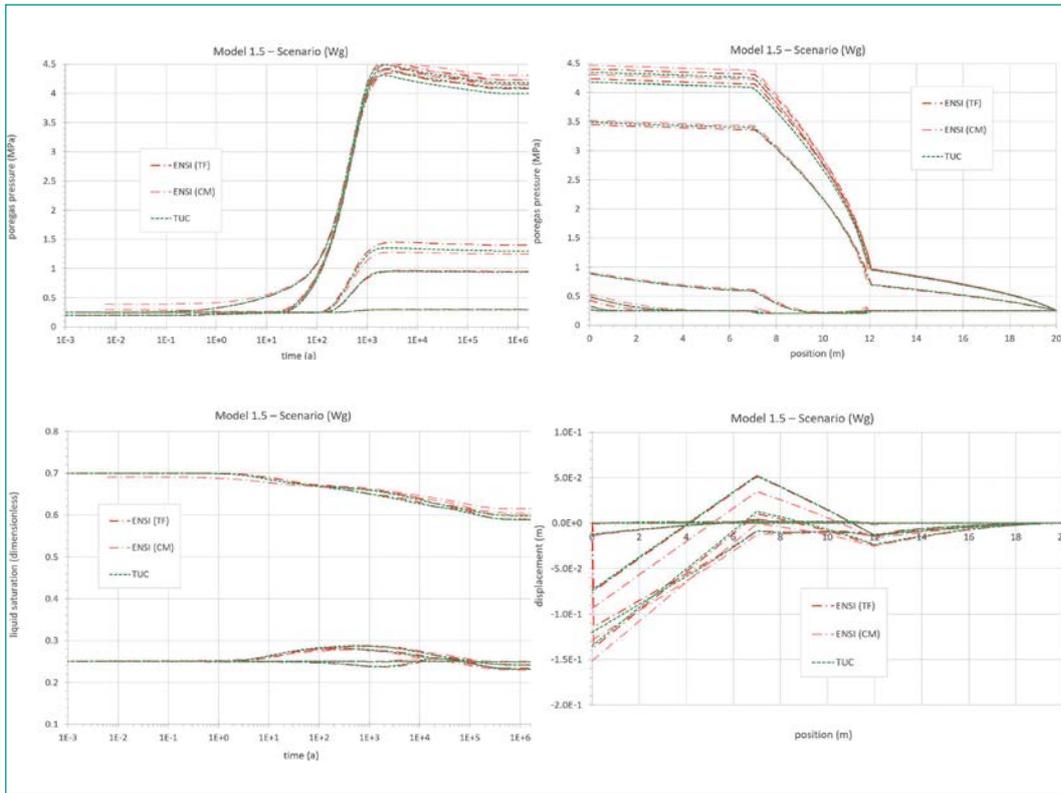
Im Rahmen des Projekts BenVaSim wurden die Modelle 1.1, 1.4, 1.5 und 1.6 definiert (Abbildung 41). Innerhalb der verschiedenen Modelle wurden Szenarien festgelegt, die sich in den Werten der Parameter (wie Sättigungsgrad, Van-Genuchten-Parameter etc.) und in den Anfangs- und Randbedingungen unterscheiden.

Das Modell 1.1 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.

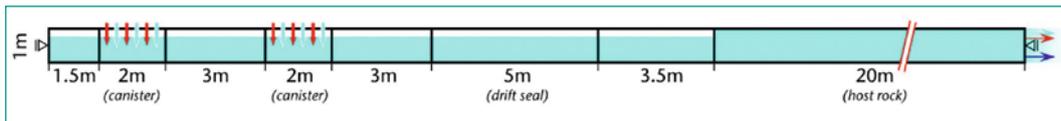
Bei den Modellen 1.4, 1.5 und 1.6 wird ebenfalls eine eindimensionale Geometrie verwendet, aber ein Zweiphasenfluss-Transportmodell. Im Berichtsjahr konzentrierten sich die Projektpartner auf das Finalisieren der Modelle 1.1, 1.4 und insbesondere 1.5. Zudem haben einige Partner Resultate des Modells 1.6 präsentiert. Resultate über das Modell 1.1 und 1.4 wurden in vergangenen Forschungsberichten beschrieben. In diesem Jah-

resbericht werden Ergebnisse des Modells 1.5 und des Modells 1.6 dargestellt.

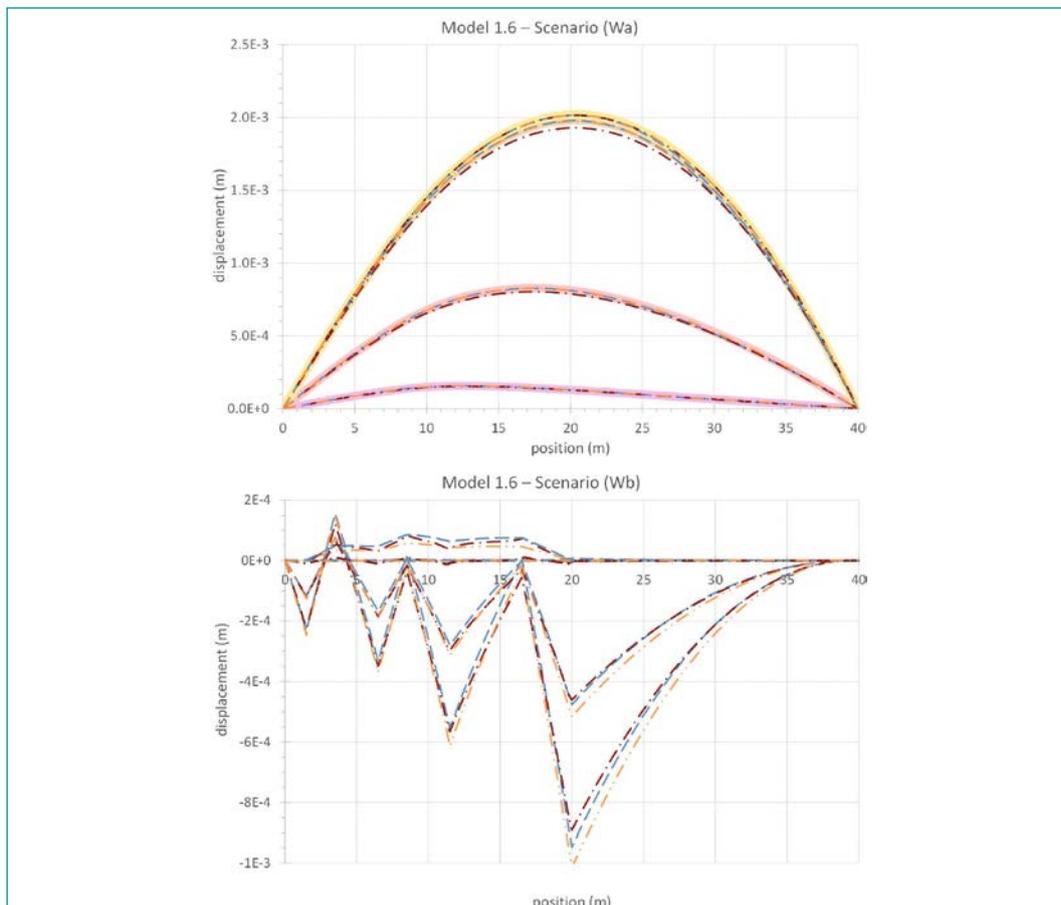
Das Modell 1.5 betrachtet ein Zweiphasenflusssystem und beinhaltet ein Versiegelungselement und zwei Verfüllungselemente in einer eindimensionalen Geometrie (Abbildung 42). Das Szenario g des Modells 1.5 betrachtet eine Gasquelle auf der linken Seite des Modells. Die Resultate der ENSI-Berechnungen mit COMSOL und TOUGH3-FLAC3D für das Modell 1.5 Szenario g stimmen mit denjenigen der TU Clausthal überein (Abbildung 43). Aufgrund der Gasquelle auf der linken Seite des Modells weist der Gasdruck höhere Werte als im Referenzfall auf. Die oberen Kurven im oberen linken Teil der Abbildung 43 zeigen die Resultate im linken Verfüllungselement. Im oberen rechten Teil der Abbildung 43 wird die Wassersättigung dargestellt. Die oberen Kurven zeigen den Verlauf der Sättigung im Versiegelungselement und die unteren Kurven den entsprechenden Verlauf in den Verfüllungselementen. Der untere Teil der Abbildung 43 zeigt den Verlauf des Gasdrucks und der Ausdehnung in den verschiedenen Elementen. Je grösser die Distanz zur Gasquelle,



**Abbildung 43:** Modell 1.5, Szenario g. Oben: Resultate für den Gasdruck (links) und für die Wassersättigung (rechts) in fünf verschiedenen Punkten mit x-Koordinaten 0.25 m, 6.75 m, 7.25 m, 11.75 m, 12.25 m und 19.75 m. Unten: Resultate für den Gasdruck (links) und für die Dehnung (rechts) für sechs verschiedene Zeiten, nämlich nach 25, 250, 650, 2'500, 10'000 und 100'000 Jahren. Die höchsten Gasdruckwerte werden nach 10'000 Jahren erreicht, danach nehmen die Gasdruckwerte ab. Für diese Berechnungen wurden die Rechenprogramme COMSOL und die Kopplung TOUGH-FLAC3D verwendet. Quelle: Projekt BenVaSim



**Abbildung 44:** Auslegung des Modells 1.6. Quelle: Projekt BenVaSim



**Abbildung 45:** Vergleich von Resultaten für die Dehnung im Modell 1.6, Szenarien a und b. In diesen Szenarien wird eine thermomechanische Kopplung betrachtet. Im Szenario a wurde ein homogenes Modell (nur Verfüllungsmaterial) und eine konstante thermische Quelle betrachtet. Im Szenario b wurde ein heterogenes Modell gemäss Abbildung 44 und eine lineare thermische Quelle verwendet. Das ENSI hat für das Modell 1.6 das Rechenprogramm OpenGeoSys verwendet, und die Resultate stimmen mit denjenigen der anderen Partner überein. Quelle: Projekt BenVaSim

desto kleiner wird der Gasdruck. Die Resultate der Dehnung zeigen eine grössere Differenz zwischen den verschiedenen Rechenprogrammen.

Das Modell 1.6 (Abbildung 44) stellt ein vereinfachtes eindimensionales Tiefenlager mit verschiedenen Elementen wie Behälter, Wirtgestein, Verfüllung und Versiegelung dar. Bei der Erstellung dieses Beitrags lagen vereinzelt Resultate zum Modell 1.6 vor. Das ENSI hat Berechnungen des Modells 1.6 mit dem Rechenprogramm OpenGeoSys durchgeführt. Als erster Schritt für die numerische Behandlung des Modells 1.6 wurde das Szenario a definiert, in dem aus den Materialien im Modell 1.6 ein äquivalentes homogenes Modell generiert wurde, und zudem wurde im Modell 1.6a eine thermische Quelle betrachtet. Im Szenario b wurde ein heterogenes Modell gemäss Abbildung 44 und eine lineare thermische Quelle verwendet. In der Abbildung 45 wird ein Vergleich von Resultaten für die Dehnung in den Szenarien a und b gezeigt. In diesen Szenarien wird eine thermomechanische Kopplung betrachtet. Die ENSI-Resultate stimmen mit den Resultaten der anderen Teams überein.

Im Jahr 2020 fanden aufgrund der Corona-Pandemie nur eine Projektsitzung und mehrere Videokonferenz-Sitzungen statt. Zudem wurde am 1. und 2. Dezember 2020 ein virtuelles BenVaSim-Symposium organisiert, in dem die Resultate und Schlussfolgerungen der bisher definierten Modelle präsentiert wurden. Zusätzlich fand im letzten Quartal 2020 der Wissenstransfer vom Schweizerischen Erdbebendienst (SED) im Rahmen der Modellierung der Modelle 1.1, 1.4 und 1.5, insbesondere zur Vorgehensweise bei der Kopplung zwischen TOUGH3 und FLAC3D, statt. Im Rahmen von BenVaSim wurde die neue vom SED entwickelte Kopplung zwischen TOUGH3 und FLAC3Dv6 implementiert und getestet.

### **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 durchgeführt werden. Grundsätzlich ist es aufgrund der voneinander abweichenden numerischen Berechnungsverfahren, die den verwendeten TH2M-gekoppelten Simulatoren zugrunde liegen, erstrebenswert, nicht nur einen Simulator für die Langzeitsicherheits-Analyse eines Tiefenlagers zur Verfügung zu haben. Gerade angesichts der äusserst komplexen physikalischen Prozesse 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 Modellierungen mit anderen Modellierern zu vergleichen. Dabei erweitert das ENSI seine interne Fachkompetenz bezüglich hydromechanischer Modellierung.

#### **Ausblick**

Mit dem BenVaSim-Symposium im Dezember 2020 wurde der BenVaSim-Benchmark offiziell beendet. Ein Abschlussbericht war ursprünglich vorgesehen und steht noch aus. Es wurde auch innerhalb der Projektteams diskutiert, in welcher Form (Konferenzen, Veröffentlichungen, etc.) die Resultate des Benchmarks präsentiert werden sollen. Ein Entwurf für ein Folgeprojekt wurde von der GRS erstellt. Es wurde vorgeschlagen, dass das Folgeprojekt im Juli 2021 startet.

### 1.7.15 DECOVALEX-2023

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

#### Einleitung

Das Projekt DECOVALEX ist eine internationale Forschungskoope-ration, 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 2020 begann die bis Ende 2023 laufende Phase VIII. Neben dem ENSI nehmen am Projekt siebzehn 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
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung	Deutschland	Aufsichtsbehörde
BGE	Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH	Deutschland	Betreiber
BGR/UFZ/GRS	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe zusammen mit dem Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung	Deutschland	Geowissenschaftlicher Dienst
CAS	Chinese Academy of Sciences	China	Forschungseinrichtung
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission	Kanada	Aufsichtsbehörde
COVRA	Central Organisation For Radioactive Waste	Netherlands	Betreiber
DOE	U.S. Department of Energy & Lawrence Berkeley National Laboratory	USA	Betreiber
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A	Spanien	Betreiber
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat	Schweiz	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
SURAO	Radioactive waste repository authority	Tschechien	Betreiber
SSM	Swedish radiation safety authority	Schweden	Aufsichtsbehörde
TaiPower	Taiwan power company	Taiwan	Betreiber

Für DECOVALEX-2023 wurden 7 Aufgaben (Tasks) definiert:

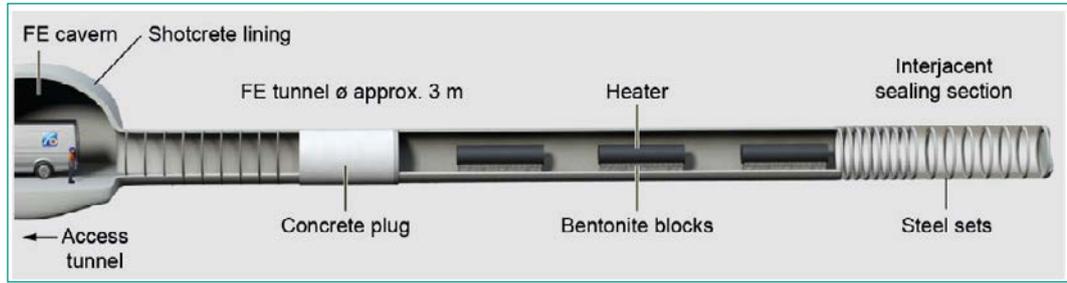
- Task A: Heat and gas fracking (Leitung: Andra);
- Task B: Modelling advection of gas in clays (Leitung: BGS);
- Task C: Full-scale emplacement experiment at Mont Terri URL (Leitung: ENSI);
- Task D: Full-scale engineered barrier system at Horonobe URL (Leitung: JAEA);
- Task E: Heated brine availability test in salt (Leitung: Sandia NL);
- Task F: Performance assessment benchmark (Leitung: Sandia NL);

- Task G: Understanding of shear reactivation of preexisting discontinuities for brittle host rocks (Leitung: UFZ).

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI hat den Task C vorgeschlagen und leitet diesen mit Unterstützung der Firma Quintessa. An dem Task nehmen neben dem ENSI die Organisationen BGR/UFZ, CAS, GRS, KAERI, LBNL, NWMO, TU Freiberg und Sandia National Laboratories teil. Der Task befasst sich mit der Modellierung des Full-scale Emplacement-Experiments (FE) im Felslabor Mont Terri. Schematisch ist dieses in Abbil-

**Abbildung 46:**  
Schematische  
Darstellung des FE  
Tunnels. Quelle: NTB  
15-02



**Abbildung 47:**  
Schematische  
Darstellung des 2D  
Modells für Schritt 1  
(links, ENSI) und  
beispielhafte  
Darstellung der  
anisotropen Tempera-  
turausbreitung (rechts,  
ENSI).

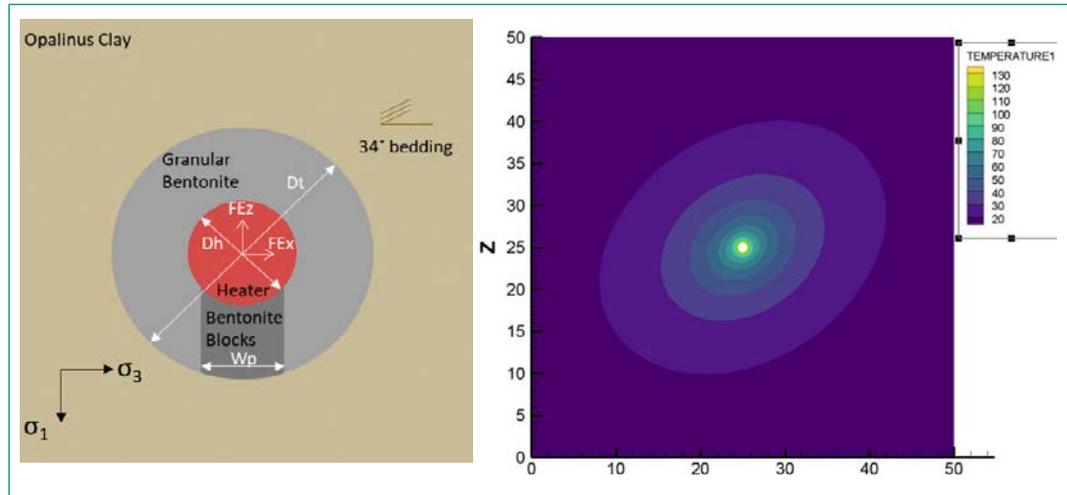


Abbildung 46 dargestellt. Die Daten werden von der Nagra und den anderen Partnern des Experiments zur Verfügung gestellt. Für den Task wurden drei Arbeitsschritte definiert. Im ersten Schritt erfolgt eine Vergleichsrechnung (Benchmark) mit einem geometrisch vereinfachten zweidimensionalen Modell, das die wesentlichen auftretenden Prozesse berücksichtigt. Anschliessend wird im zweiten Arbeitsschritt das FE-Experiment mit einer vereinfachten Geometrie berechnet. Dabei erfolgt zuerst eine modellbasierte Vorhersage durch die Teams (sogenannte Blindrechnung), bevor die Messwerte zur Verfügung gestellt werden. Anschliessend erfolgt die Kalibrierung der Modelle anhand der Messergebnisse. Im dritten Schritt erfolgt eine realitätsnähere rechnerische Abbildung des FE-Experiments unter Berücksichtigung der detaillierten Tunnelgeometrie sowie der Auswirkungen des Tunnelausbruchs und der anschließenden Belüftungsphase.

Bisher war die Bearbeitung auf den Schritt 1 fokussiert. Dabei handelt es sich um ein 2D-Modell als Querschnitt des FE-Tunnels mit einem Heizelement in der Mitte, das auf Bentonitblöcken gelagert und mit granularem Bentonit umgeben ist (Abbildung 47, links). Das Heizelement hat eine Heizleistung von 1350 W. Die abgegebene Wärme führt zum Anstieg der Temperatur im Umfeld des Heizele-

ments. Dies ist beispielhaft in Abbildung 47 (rechts) dargestellt. Durch die temperaturbedingte Dichteänderung des Wassers kommt es zum Anstieg des Porenwasserdrucks im Umfeld des Heizelements.

### 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 für geologische Tiefenlager. Die Bearbeitung der Aufgaben erweitert die interne Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeitsicherheit relevanten Modellierung von gekoppelten thermisch-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, zum BASE, zur TU-Freiberg und zu BGR/UFZ ausgebaut.

#### Ausblick

Im Laufe des nächsten Jahres werden die Arbeiten der Teams am Arbeitsschritt 1 beendet und mit den Arbeiten an der dreidimensionalen Modellierung des FE-Experiments (Arbeitsschritt 2) begonnen.

## 1.7.16 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 (unter anderem 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

Bedingt durch die COVID-19-Pandemie kam es zu deutlichen Verzögerungen in den Aktivitäten des Clay Clubs. Die ursprünglich für Juni geplante Sitzung konnte nicht stattfinden. Stattdessen wurde eine Videokonferenz am 23. September 2020 ab-

gehalten, an der über die laufenden Projekte sowie die Planung zukünftiger Projekte diskutiert wurde. Ausserdem gab es einen Statusbericht der deutschen Aufsichtsbehörde BASE als neues Mitglied. Erstmals nahm China als Gast teil und präsentierte den Status der Standortsuche in China. Nach der Verabschiedung des Berichts zum Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» im Jahr 2019 wurden im Jahr 2020 notwendige redaktionelle Änderungen für die Veröffentlichung vorgenommen. Mit der Veröffentlichung durch die NEA wird im Jahr 2021 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 «CLAY-WAT – Binding state and mobility of WATER in CLAY-rich media» bearbeitet. Darin geht es um die Verbesserung der Methoden zur Bestimmung des Porenwassergehaltes in Tonen und Schiefer-tonen, die Interpretation der Porenwasser-Zusammensetzung aus Extraktionsexperimenten, die advective Mobilität des Porenwassers und die Evaluation geeigneter Methoden zur Charakterisierung des Bindungszustands von Porenwasser. 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.

Es wurden Proben von Belgien (Boom Clay und Ypresian Clay), Kanada (Queenston Formation und Georgian Bay Formation), Frankreich (Callovo-Oxfordian und Toarcian-Domerian), Ungarn (Boda Tongestein), Japan (Wakkanai und Koetoi) und der Schweiz (Opalinuston aus Mont Terri und aus der Nordschweiz) bereitgestellt. Mittlerweile liegen alle Laboranalysen vor. Allerdings werfen diese Fragen auf, die an einer Fachsitzung am 11. und 12. Mai 2020 diskutiert werden sollten. Leider konnte diese Fachsitzung aufgrund der COVID-19-Pandemie nicht wie geplant durchgeführt werden. Stattdessen wurde eine verkürzte Fachsitzung als Videokonferenz am 11. Mai 2020 abgehalten, wodurch eine Diskussion in einem grösseren Fachexpertenkreis nicht möglich war. Dies verzögerte die Interpretation der Laborergebnisse. Mit einem ersten Entwurf des Projektberichts wird im Frühjahr 2021 gerechnet.

### **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 voraussichtlich im Juni 2021 in Nancy in Verbindung mit der Clay Conference statt. Gastgeber ist der französische Endlagerprojektant Andra. An der Sitzung wird über einen Projektvorschlag der kanadischen Nuclear Waste Management Organisation diskutiert. Das Projekt soll sich mit der vertieften Untersuchung von Porenwasserdruck-Anomalien in Tongesteinen befassen.

### **1.7.17 Monitoringkonzept und -einrichtungen, Teil 2**

ENSI-Projektbegleiter: Thomas van Stiphout

#### **Einleitung**

Im regulatorischen Forschungsprojekt «Monitoringkonzepte und -einrichtungen 2» wurden übergeordnete und ausgewählte Fragenstellungen zum Monitoring eines geologischen Tiefenlagers diskutiert. Das vom ENSI geleitete Projekt wurde 2017 initiiert und baut auf das frühere Projekt «Monitoringkonzept und -einrichtungen» (2011–2014) auf. Die übergeordneten Ziele des Projekts waren

1. die Lieferung regulatorischer Grundlagen für Etappe 3 des Sachplans Geologische Tiefenlager (SGT) und zur Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G03;
2. die Darstellung der Erwartungen des ENSI an ein Monitoring-Konzept.

Die Ergebnisse des Projekts stützen sich ab auf:

1. Literaturstudium, Fachdiskussionen mit internen und externen Experten, darunter swiss-topo, Bundesamt für Umwelt (BAFU), Bundesamt für Energie (BFE) und private Geologie- und Ingenieurbüros,
2. Beteiligung an internationalen Projekten und Konferenzen (zum Beispiel IAEA, Modern2020, Deep Geological Disposal Regulator Forum, Felslabor Mont Terri),

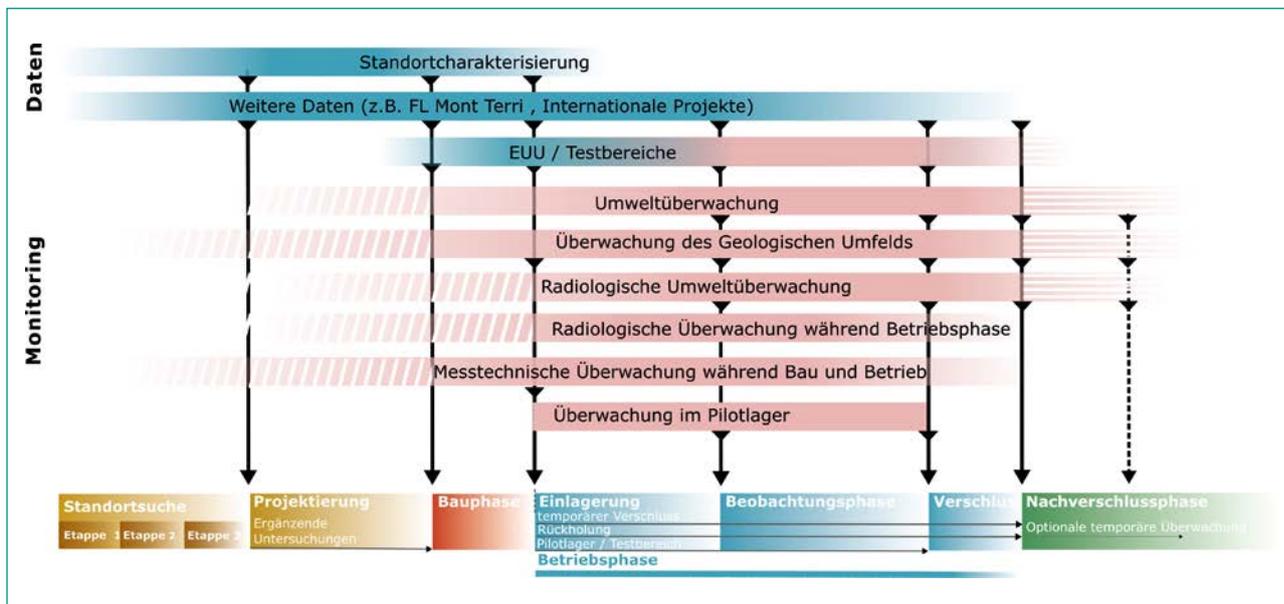
3. bilateralen Fachaustausch mit Experten aus Deutschland, Finnland, Frankreich, Kanada, Schweden und den USA sowie
4. Begehungen von nationalen Entsorgungsanlagen (WIPP in Carlsbad/USA, Cigéo/Felslabor in Bure/Frankreich, Onkalo in Olkiluoto/Finnland).

#### **Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung**

Das Projekt wurde Ende 2020 abgeschlossen. Auf dessen Basis wurden Anforderungen und Erwartungen an ein zukünftiges Monitoringkonzept entwickelt. Die Erkenntnisse aus diesem Projekt sind in die Präzisierungen der sicherheitstechnischen Vorgaben für Etappe 3 SGT (ENSI 33/649) und in die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G03 (seit 1. Januar 2021 in Kraft) eingeflossen, womit das erste übergeordnete Projektziel erfüllt wurde. Darüber hinaus wurde das zweite übergeordnete Projektziel, die Erwartungen des ENSI an Entwicklungsstufen und Inhalt eines Monitoringkonzepts und -programmes geklärt und dokumentiert. Die aus Sicht des ENSI wichtigste Erwartung stellt ein integrales Monitoringkonzept und -programm dar. Ein solches umfasst unter anderem folgende Punkte:

- Definition der Ziele des Monitorings;
- Darstellung des Zusammenhangs zwischen Monitoring und gesamtem Entsorgungsprojekt;
- stufengerechte Betrachtung;
- Berücksichtigung der Erfahrungen aus dem EU-Projekt Modern2020 (White und Scourfield, 2019);
- Darstellung des Zusammenhangs von Monitoring und Sicherheitsnachweis;
- Konzept zur Verwendung von Interventionsgrenzwerten;
- Konzept zum Datenmanagement;
- Gewährleistung der Flexibilität über die gesamte Realisierungsphase.

Abbildung 48 zeigt schematisch die Rolle des Monitorings eines geologischen Tiefenlagers und seines Umfeldes im Rahmen der schrittweisen Realisierung eines geologischen Tiefenlagers. Das Monitoring erstreckt sich über alle Phasen der Realisierung und umfasst unterschiedliche Aspekte. So bildet beispielsweise das Monitoring während der Bau- und Betriebsphase einen Teil der Grundlage, um Verbesserungs- und Optimierungsmassnahmen am Lagerprojekt zu veranlassen oder um im Extremfall eine Entscheidung zur Rückholung herbeizuführen. Die in Abbildung 48 dargestellten Überwachungsaspekte umfassen jene, welche ge-



**Abbildung 48:** Schematische Darstellung der Rolle des Monitorings und dessen Interaktion mit dem Gesamtprojekt über die verschiedenen Phasen der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers (Balken unten). Gezeigt wird, wie beispielsweise die Datenströme aus der Standortcharakterisierung, den Testbereichen oder dem Monitoring des Pilotlagers in den Schlüsselentscheidungen zu den verschiedenen Realisierungsphasen zu berücksichtigen sind. Die Zeiträume allfälliger Nullmessungen sind mit schräger Schraffur angegeben, Zeiträume, in denen optional eine temporäre Überwachung nach dem Verschluss stattfinden kann, sind horizontal schraffiert (Abbildung aus Abschlussbericht des ENSI).

mäss der aktuellen Version der Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G03 für ein Monitoring mindestens zu berücksichtigen sind. Die Abbildung zeigt ebenfalls, dass das Monitoring nur einen Teil der Datengrundlage für weitere Entscheidungen liefern kann. Entscheidungen müssen auf der Basis aller zur Verfügung stehenden Informationen getroffen werden, das heisst, es werden auch Daten aus der Standortcharakterisierung, den Testbereichen, dem Pilotlager, standortunabhängigen Felslaboren, der Qualitätskontrolle oder aus wissenschaftlichen Erkenntnissen berücksichtigt.

Der Übergang von einem Monitoringkonzept zur Umsetzung in einem Monitoringprogramm soll themenspezifisch, schrittweise und stufengerecht erfolgen. Das Monitoringkonzept und -programm soll genügend flexibel sein, so dass es die unterschiedlichen Ansprüche in den einzelnen Realisierungsschritten berücksichtigen kann. Weiter wird im Projektbericht festgehalten, dass Nullmessungen für ein geologisches Tiefenlager rechtzeitig vor Inangriffnahme der Untertagebauwerke aufgenommen werden müssen.

Offene Fragen aus dem ersten Teil des Projekts (2011–2014) konnten geklärt werden. Diese früheren Fragen bezogen sich auf die Ziele eines Monitoringkonzepts in einem Tiefenlager für hochaktive Abfälle und dessen Pilotlager und Testbereiche. Das ENSI als Aufsicht beschränkt sich hierbei auf

die Diskussion der Rahmenbedingungen, welche die folgenden Punkte umfassen:

1. Das Monitoring eines Pilotlagers beziehungsweise der Testbereiche ist im Zusammenhang mit dem gesamten Entsorgungs- und Monitoringkonzept zu betrachten (integrales Monitoringkonzept).
2. Die Auswahl der zu überwachenden Prozesse und Parameter hat nachvollziehbar und systematisch zu erfolgen, zum Beispiel anhand der in White und Scourfield (2019) entwickelten Arbeitsabläufe und Parameterauswahlverfahren.

#### Bedeutung des Projekts,

##### Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die im Zuge dieses Projekts gewonnenen Kernaussagen und Empfehlungen sowie das aufgebaute fachliche Netzwerk leisten einen wichtigen Beitrag für die aktuelle und zukünftige Aufsichtstätigkeit des ENSI. Die Ergebnisse des Projektes sind bereits in die Neuauflage der Richtlinie ENSI-G03 sowie die regulatorischen Vorgaben des ENSI für Etappe 3 SGT (ENSI 33/649) eingeflossen. Die Resultate und Erfahrungen werden seitens ENSI bei zukünftigen Beurteilungen von Monitoringkonzepten und -programmen zu geologischen Tiefenlagern herangezogen werden. Dies betrifft insbesondere die 2021 einzureichenden Dokumente zum Entsorgungsprogramm, zum For-

schungs- und Entwicklungsprogramm und zur Kostenstudie sowie das Rahmenbewilligungsgesuch beziehungsweise die Rahmenbewilligungsgesuche für geologische Tiefenlager, das/die auf 2024 erwartet werden.

Das Projekt geht nicht explizit darauf ein, «was, wann, wo, wie und warum» zu messen ist. Das ENSI begründet dies einerseits mit der Rollentrennung (das ENSI gibt die Ziele zur Erreichung der gesetzlichen Vorgaben vor) und andererseits mit der Stufengerechtigkeit (Angemessenheit beim jetzigen Stand der Realisierung eines geologischen Tiefenlagers). Das Projekt fokussiert auf die übergeordnete Strategie und die regulatorischen Rahmenbedingungen.

### Ausblick

Der Abschlussbericht des Projekts wurde Ende Dezember 2020 fertiggestellt. Mit dem Fokus auf die Erwartungen hinsichtlich eines Monitoringkonzepts sowie der Diskussion bezüglich des Bedarfs von Nullmessungen in den nächsten Jahren sind aus Sicht des ENSI die zurzeit zentralen Fragen geklärt. Entsprechend ist aktuell kein Folgeprojekt geplant. Das ENSI wird in den kommenden Jahren die Aktivitäten zum Thema Monitoring und entsprechende Zusammenhänge zum Sicherheitsnachweis auf internationaler Ebene weiterverfolgen.

### Zitierte Literatur

White M., Scourfield S. (2019): Modern2020 Project Synthesis – Repository Monitoring: Strategies, Technologies and Implementation, Report Deliverable D6.5 European Commission, Horizon 2020 Framework Programme.

### 1.7.18 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 ( $^{10}\text{Be}$ ), Aluminium ( $^{26}\text{Al}$ ) und Chlor ( $^{36}\text{Cl}$ ) eine methodische Lücke geschlossen werden konnte. Die erzielten Ergebnisse stellen einen wertvollen Beitrag auf dem Weg zu einer robusten Datenbasis bezüglich der Entwicklung der Erosionsbasis der Flussläufe dar, aber sie müssen durch weitere Daten wissenschaftlich gefestigt werden. Zu diesem Zweck wurde 2017 eine weitere Dissertation am Institut für Geologie der Universität Bern gestartet. Darin soll die Methode des isochron-burial datings (Akçar et al. 2017) in erweitertem Umfang angewendet werden.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für das Jahr 2020, dem vorletzten Projektjahr, war unter anderem vorgesehen, die noch offenen petrographischen und morphometrischen Detailanalysen der Lokalitäten Schienerberg, Chroobach und Möhlin abzuschliessen sowie erste Überdeckungsalter der Ablagerungen zu berechnen. Diese Ziele konnten trotz der Schliessung der Labore und Büros aufgrund der COVID-19-Pandemie erreicht werden. Des Weiteren wurden die aufwändigen Laborarbeiten für die Probensätze aus der Region Mandach sowie der Region des Bodensees und für die 2019 gewonnenen Proben des

Büntens-Tills (einer eiszeitlichen Grundmoräne bei Möhlin) abgeschlossen. Die erstellten Probenkörper wurden anschliessend in einer Teilchenbeschleunigeranlage der ETH Zürich auf ihren Gehalt an kosmogenem Beryllium und Aluminium analysiert. Mit Hilfe der gewonnenen Messdaten gelang es den Forschenden, absolute Alter für folgende Sedimente zu berechnen:

- die Höheren Deckenschotter des Irchel (Standorte Hasli, Hochwacht und Schartenflue; Abbildung 49),
- die Höheren und Tieferen Deckenschotter in der Bodensee-Region (Standorte Chroobach und Schienerberg),
- die Höheren und Tieferen Deckenschotter nördlich von Mandach (Standorte Buech, Ebihard, Roggenfeld sowie Ängi, Buech II und Etwil), und
- die «Geschiebemergel»-Ablagerungen bei Möhlin (Büntens-Till).

Die resultierenden Alter werden gegenwärtig von Forschenden validiert und vertieft im geologischen Kontext der Probennahmelokalitäten interpretiert.

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

Das Prozessverständnis zur Landschaftsentwicklung, insbesondere zur langfristigen Entwicklung der Erosionsbasis, spielt in Bezug auf die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager eine zentrale Rolle. Für diese Beurteilung müssen langfristige Prognosen zu Hebung und Erosion erstellt werden. Solche 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. Das ENSI generiert mit dem Projekt wichtige Beurteilungsgrundlagen zum laufenden Standortauswahlprozess für geologische Tiefenlager sowie für spätere Bewilligungsschritte.

### **Ausblick**

Der Fokus für das anstehende vierte und letzte Projektjahr liegt auf der Interpretation der Datierungsergebnisse und der damit einhergehenden Entwicklung eines in sich schlüssigen Modells der



**Abbildung 49:**  
*C. Dieleman bei der Probenahme am Standort Schartenflue auf dem Irchel zwischen Bülach und Andelfingen. Auf dem Höhenzug des Irchel stehen die Höheren Deckenschotter an. Diese Ablagerungen dokumentieren die Höhenlage des damaligen Entwässerungsnetzes. Mit einer Datierung können Rückschlüsse auf die langfristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands gewonnen werden. Die Sedimente an der Schartenflue wurden nach ihrer Ablagerung durch kalkhaltige Wasser verkittet, so dass die Entnahme einer ausreichenden Probenmenge ein mühsames Unterfangen sein kann.  
Bild: N. Akçar, Universität Bern.*

nordschweizerischen Landschaftsentwicklung. Diese Arbeiten sollen in wissenschaftlichen Publikationen sowie in einer zusammenfassenden Dissertationsschrift dokumentiert werden.

#### 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.
- 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.

#### 1.7.19 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 (rück-schreitende Erosion).

Das Hochrheintal stellt seit ca. 4,2 Millionen Jahren, also seit der Umlenkung der Aare aus dem Donau-einzugssystem hin zum Doubs-Bresse-Flusssystem, 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, siehe 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 Zusammenhänge zwischen den verschiedenen quartären Ablagerungen des Hochrheins detailliert 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) den Quartär-Anteil des Kartenblattes 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 Jahr 2020 wurden sämtliche analytischen Arbeiten abgeschlossen. Hierzu zählten unter anderem ergänzende Feldbegehungen, welche sich im Frühjahr/Frühsummer 2020 aufgrund der COVID-19-Pandemie im deutsch-schweizerischen Grenzgebiet als besondere Herausforderung darstellten. Auch die Erstellung der geologischen Spezialkarte (Massstab 1:50'000) entwickelte sich zu einer umfangreicheren Aufgabe als ursprünglich veranschlagt. Unter Beachtung der klaren Publikationsvorgaben der swisstopo musste ein Weg gefunden werden, wie die teilweise sehr komplexen geologischen Verhältnisse auch kleinmassstäblich

gut leserlich und dennoch wissenschaftlich korrekt dargestellt werden konnten. Ausschnitte aus dem resultierenden Kartenbild sind im Anhang A (Bericht der Forscher) ersichtlich. Die für 2020 angestrebten Radiokohlenstoff-Datierungen bestehender Mammutfunde aus dem Basler Raum konnten nicht durchgeführt werden. Nach Abklärungen in einem polnischen Speziallabor wurde klar, dass die ausgewählten Knochenfunde entweder kein datierbares Material (mehr) enthalten oder Verunreinigungen aufweisen, vermutlich als Folge der Konservierungsmassnahmen. Erfolgreich verliefen hingegen die von H.R.Graf unterstützten Datierungsarbeiten mittels kosmogener Nuklide in der Kiesgrube Bünthen (vgl. Kap. 1.7.18) sowie bereits ein Teil der Lumineszenzdatierungen durch die Universität Freiburg im Breisgau.

Das wissenschaftliche Hauptziel des Projekts umfasst die Erarbeitung einer lithostratigraphischen Gliederung der verschiedenen quartären Ablagerungen des Hochrheins. Darauf aufbauend sollen Schlussfolgerungen hinsichtlich der Entwicklung des lokalen/regionalen Gewässernetzes abgeleitet werden. Die oben erwähnte geologische Spezialkarte gibt in übersichtlicher Form die im Projekt erarbeitete Gliederung der quartären Ablagerungen im Hochrheintal sowie deren Abgrenzung zum Festgesteinsuntergrund wieder. Mit dem Projekt konnte gezeigt werden, dass sich die für die Nordschweiz gültige Gliederung (Graf 2009a, b) in Höhere und Tiefere Deckenschotter sowie Nieder- und Hochterrasse auch auf das Hochrheintal übertragen lässt. Aus den beobachteten Höhenlagen der Einheiten Nieder- und Hochterrasse konnte schliesslich abgeleitet werden, dass sich das Niveau des Entwässerungsnetzes seit dem Ablagerungsbeginn der Hochterrassenschotter, also seit mehreren Hunderttausend Jahren, nicht wesentlich abgesenkt hat. Im Gegensatz dazu konnte für den ebenfalls im Projekt untersuchten südlichen Oberrheingraben – dem «Mündungsgebiet» des Hochrheins – eine Senkung um mehrere Dekameter aufgezeigt werden. Die bisher geläufige Annahme, dass die quartäre Absenkung des Nordschweizerischen Entwässerungsnetzes u. a. der Absenkung des (südlichen) Oberrheingrabens folgt, muss nun überdacht werden.

Im Projekt wurde aber nicht nur die überregionale (Landschafts-)Entwicklung studiert. Die detaillierten Felduntersuchungen konnten beispielsweise auch einen bislang nur vermuteten Vorstoss des Wehra-Gletschers aus dem Schwarzwald bis in das Hochrheintal westlich von Laufenburg belegen. Des

Weiteren konnte der Ursprung der seit Mitte der 1980er Jahre bekannten und zwischenzeitlich kontrovers diskutierten Mühlbach-Serie geklärt werden: Anstelle eines mehr als 2 Millionen Jahre alten Relikts, welches als wichtiges «Puzzlestück» der Landschaftsentwicklung hätte interpretiert werden können, handelt es sich sehr wahrscheinlich um während der letzten Eiszeit umgelagertes Material.

#### **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 beschäftigt sich das Projekt mit der Frage, welche Hinweise das aus der Nordschweiz erodierte und im Hochrheintal sowie im südlichen Oberrheingraben abgelagerte Material geben kann. Die Forschungsergebnisse werden in die zukünftige sicherheitstechnische Bewertung der Standortgebiete einfließen. Sie dienen damit unmittelbar der Aufsichtstätigkeit des ENSI.

##### **Ausblick**

Der auf Ende 2020 vorgesehene Projektabschluss konnte nicht umgesetzt werden, der Projektabschlussbericht wird jedoch bis Frühjahr 2021 vorliegen. Dieser dient als solide Ausgangsbasis für eine zum Jahresende 2021 angestrebte Publikation in der swisstopo-Publikationsreihe Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz. Der bis zum Redaktionsschluss der swisstopo bestehende Zeitraum soll verwendet werden, um bis dahin weitere allfällig vorliegende Datierungsergebnisse Dritter (insbesondere der Universität Freiburg im Breisgau sowie der Universität Bern) in die Interpretation der Forschungsergebnisse aufzunehmen.

##### **Zitierte Literatur**

- *Graf H. R. (2009a):* Stratigraphie und Morphogenese von frühpleistozänen Ablagerungen zwischen Bodensee und Klettgau. *E&G Quaternary Science Journal* 58, 12–53.
- *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.*
- *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.*

### 1.7.20 Stochastisch-mechanische Analyse geologischer Strukturen

Auftragnehmer: CY Cergy Paris Université,  
Géosciences et Environnement  
ENSI-Projektbegleiter: Meinert Rahn

#### Einleitung

Die geologischen Strukturen im Untergrund der Nordschweiz sind integraler Ausdruck seiner tektonischen Geschichte im Vorland der Alpen. Über den Nachweiszeitraum von einer Million Jahre können Teile des geologischen Störungsmusters wieder reaktiviert werden und es könnten sich darüber hinaus neue Störungszonen ausbilden. Zur Abschätzung einer derart lang andauernden Entwicklung müssen die mechanischen Randbedingungen sorgfältig eingegrenzt werden. In Etappe 2 des Sachplanverfahrens hatte das ENSI zusammen mit swisstopo in einer Studie an der CY Cergy Paris Université die Möglichkeit untersucht, mittels stochastisch-mechanischer Analyse herauszufinden, wie die tektonische Entwicklung der Nordschweiz über eine Million Jahre aussehen könnte (ENSI 33/470, Anhang 3). Dabei wurden insbesondere Fragen zu «thin-skin tectonics» (die Deformation beschränkt sich auf die sedimentäre Bedeckung) oder «thick-skin tectonics» (die Deformation schliesst den kristallinen Untergrund mit ein) diskutiert und verschiedene Szenarien der strukturellen Entwicklung erörtert. Deren Ungewissheiten, also die Wahrscheinlichkeit, dass diese eintreten, wurden dabei aber nicht ausgewiesen. Die damaligen Arbeiten stützten sich auf die 2D-seismischen Messungen der Nagra sowie

auf das daraus abgeleitete Störungsmuster im Untergrund.

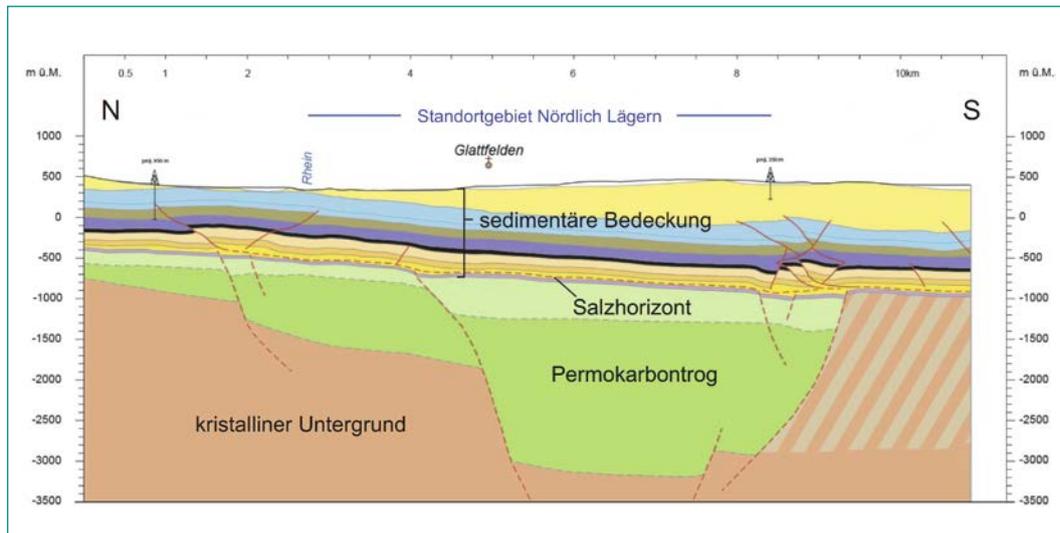
Mit den nun vorliegenden 3D-seismischen Datensätzen wäre eine Verfeinerung der damaligen Studien möglich. Im Rahmen einer Doktorarbeit soll auf der Basis von generischen Geometrien getestet werden, ob die damaligen 2D-Modellierungen in die dritte Dimension erweitert und ob auch die Ungewissheiten dieser Modellierungen abgeschätzt werden können. Im Projekt sollen mittels stochastisch-numerischer Modellierungen auf Basis der Grenzanalyse die Spannungsfelder der Nordschweiz analysiert und das Potenzial für plastische Deformation in einem Satz von idealisierten zwei- und dreidimensionalen geologischen Prototypen getestet werden. Die Grenzanalyse (engl. «limit analysis») ist ein Feld der Strukturanalyse in den Materialwissenschaften; sie ermittelt, unter welchen Drucken und Spannungen es in einem kontinuierlichen Material zu Brüchen kommt. Die räumlichen Dimensionen und Geometrien dieser Prototypen sind auf die geologische Situation der Nordschweiz angepasst, mit einer sedimentären Bedeckung über einem leicht deformierbaren Salzhorizont und einem von Permokarbontrögen (quer zur Hauptspannungsrichtung) durchzogenen kristallinen Untergrund (Abbildung 50). Im Rahmen der Modellierungen sollen die Entwicklung von Spannung und Deformation über eine Million Jahre simuliert und die Ungewissheiten durch einen probabilistischen Ansatz abgeschätzt werden.

#### Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Projektarbeiten wurden als Doktorarbeit an der CY Cergy Paris Université am 1. Oktober 2020 gestartet. Das Projekt wird von der CY Cergy Paris Université, von swisstopo und dem ENSI gemeinsam finanziert. Der Doktorand Anthony Adwan hat im Berichtsjahr bereits erste Modellierungen mit dem Programm Optum G3 durchgeführt und dabei die Sensitivitäten des Programms und der Geometrien von Störungselementen im betrachteten Krustensegment kennengelernt.

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

Die Einschätzung der Langzeitsicherheit eines Standortgebiets beruht auf einer Reihe von sicherheitstechnischen Kriterien, die im Sachplan geologische Tiefenlager festgelegt wurden. Darunter wird auch das Kriterium 3.3, Prognostizier-



**Abbildung 50:**  
Geologischer Querschnitt durch das Standortgebiet Nördlich Lägern mit den beispielhaft für die stochastische Modellierung eingezeichneten wichtigen geologischen Elementen (modifiziert aus Beilage 6-5 in NAB 14-105).

barkeit der Langzeitveränderungen, betrachtet. Die Langzeitprognose stützt sich aktuell stark auf die bereits vorhandenen Indizien für ablaufende Prozesse ab und extrapoliert diese in die Zukunft. Mit Hilfe des hier beschriebenen Projekts soll das Potential und der Nutzen von Modellierung von Deformationen im Untergrund, von Bewegungen an bereits existierenden Störungszonen und sich daraus ergebenden neuen Geometrien ermittelt werden. Auch die Möglichkeit sich neu bildender Störungszonen soll einbezogen werden. Dafür wird das Programm SLAMTec verwendet (Cubas et al. 2008, Mary et al. 2013).

#### Ausblick

Die Dissertation an der Universität Cergy-Pontoise wird bis September 2023 dauern. Im Rahmen des Projekts sollen die früher in 2D erfolgten Modellierungen in Zusammenarbeit mit den dänischen Entwicklern des Programmes Optum G3 auf eine 3D-Version ausgedehnt werden. Abhängig von den Resultaten der Forschungs- und Modellierarbeit ist auch die Möglichkeit angedacht, die Modellierungen im Rahmen der Beurteilung der drei verbleibenden Standortgebiete in Etappe 3 des Sachplanverfahrens anzuwenden, um die dortige geologische Entwicklung über den Betrachtungszeitraum von einer Million Jahre zu vergleichen.

#### Zitierte Literatur

- Cubas, N., Leroy, Y., Maillot, B. (2008): Prediction of thrusting sequences in accretionary wedges. *Journal of Geophysical Research Atmospheres* 113(B12412), DOI: 10.1029/2008JB005717.

- ENSI 33/470: Review of the kinematic interpretation of the tectonic structures in northern Switzerland. ENSI-Expertenbericht, verfasst durch swisstopo, Brugg, Mai 2016.
- Mary, B. C.L., Maillot, B., Leroy, Y. (2013): Deterministic chaos in frictional wedges revealed by convergence analysis. *International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics* 37(17), DOI: 10.1002/nag.2177.
- NAB 14-105: Regionale geologische Profilschnitte durch die Nordschweiz und 2D-Bilanzierung der Fernschubdeformation im östlichen Faltenjura: Arbeitsbericht zu SGT-Etappe 2. Nagra Arbeitsbericht, Wetztingen, März 2015.





## 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 den internationalen Partnern im Gegenzug Betriebserfahrungen aus Schweizer Kernanlagen zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieses Austausches von Betriebserfahrungen. Zwei wesentliche Knotenpunkte des internationalen Netzwerks sind die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) 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 2020 wurden der IAEA 1 Vorkommnis der INES-Stufe 1 (Anomalie), 7 Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) und 0 Vorkommnisse der INES-Stufe 3 (ernsthafter Zwischenfall) oder höher gemeldet. Von den 8 Vorkommnissen wurden 6 endgültig und 2 vorläufig

eingestuft. Von diesen 8 Vorkommnissen ereignete sich 1 Vorkommnis (INES 2) in einem Kernkraftwerk, die restlichen 6 Vorkommnisse traten in anderen Kernanlagen, während medizinischer oder industrieller Anwendungen sowie während des Transportes radioaktiver Quellen auf. Insgesamt gesehen wurden die Vorkommnisse wie folgt bewertet:

- Bei 5 Vorkommnissen kam es zu einer Bestrahlung von Personen oberhalb der zulässigen Grenzwerte.
- Bei 3 Vorkommnissen wurden keine Personen bestrahlt, aber das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge 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).

Eine wichtige Quelle hierfür sind auch die Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Deutschland. Im Jahre 2020 wurden von der GRS vier Vorkommnisse mit Empfehlungen veröffentlicht. Diese betrafen Schäden an Federn in den Winkelflanschstützen der Einspritzpumpen von Dieselmotoren, Schädigung der Halte- und Tragkonstruktion des Speisewasserbehälters im brasilianischen KKW Angra-2, Schäden an Kranlaufrädern in den deutschen KKW Biblis-B und Unterweser sowie die unverfügbare automatische Startanregung für den Notstromdiesel XJA20 während Brennelementwechsel im deutschen KKW Isar 2.

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.

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. Von diesen wurde das hier beschriebene Vorkommnis in dem südkoreanischen Kernkraftwerk Hanbit nach der internationalen Ereignisskala der INES-Stufe 2 zugeordnet. Dieses Vorkommnis zeigte Schwächen im Bereich der Organisation auf, die von der zuständigen Aufsichtsbehörde als wesentlich bewertet wurden.

## 2.1 Hanbit-1 (INES 2)

Während des Anfahrens des Reaktors der Anlage Hanbit-1 (Druckwasser-Reaktor) in Südkorea und der Durchführung der Physiktests bei Nullleistung, wurde an einem Steuerstab beim Ausfahren der Steuerstabbank B eine Positionsabweichung gegenüber den anderen Stäben der Steuerstabbank B festgestellt. Das weitere manuelle Ausfahren von Stäben der Steuerstabgruppe B für die Stabwertmessungen führte darauf zu einem Anstieg der Reaktorleistung auf 18 %. Durch die Wärmeübertragung vom Reaktorkühlsystem stieg der Füllstand in den Dampferzeugern (steam generator, siehe Abbildung 1) über den Grenzwert «Hoch» und die Speisewasserpumpen (feedwater pump) wurden automatisch isoliert. Dies führte in der Folge zum automatischen Start der Hilfsspeisewasserpumpe (auxiliary feedwater pump). Die Leistung wurde wieder manuell auf unter 5 % reduziert, aber der Reaktor entgegen den Forderungen der technischen Spezifikationen erst 11,5 Stunden später manuell abgeschaltet. Es gab keinen Brennstoffschaden und keine Freisetzung von radioaktiven Stoffen, jedoch wurde bei dem Vorkommnis gegen Vorgaben (limiting conditions of operation) der technischen Spezifikationen für den Reaktorbetrieb verstossen.

Aus Sicht des ENSI ist dieses Ereignis aufgrund des unautorisierten Reaktivitätsmanagements, der unangemessenen Entscheidungsfindung bei

plötzlichen Leistungsänderungen und der nicht optimalen Betriebsführung von Bedeutung. Es zeigt zudem, dass die festgestellten Mängel nicht durch die automatischen Reaktorschutzmassnahmen verhindert wurden. Das Ereignis wurde mit INES 2 klassiert und führte somit gemäss der Ausserbetriebnahmeverordnung (SR 732.114.5) zu einer Übertragbarkeitsprüfung auf die Schweizer Kernkraftwerke.

Das Vorkommnis ist bedingt auch auf die Schweizer Kernkraftwerke übertragbar. Grundsätzlich treten Fehlbedienungen vereinzelt auch in den Schweizer Kernkraftwerken auf. Es sind jedoch eine Reihe von Vorkehrungen etabliert, um einen derartigen unkontrollierten Leistungsanstieg zu verhindern. Zu diesen Vorkehrungen zählen beispielsweise:

- Automatische Begrenzungs- und Schutzauslösungen des Reaktorschutzsystems. Ein Leistungsanstieg bis auf 18 % wäre hierbei nicht möglich.
- Administrative Weisungen zum Reaktivitätsmanagement-Programm. Der leitende Nuklear-Ingenieur wird während der Physik-Tests durch mindestens einen weiteren Mitarbeiter aus dem Reaktivitätsmanagement und durch den Schichtchef überwacht. Bei Leistungserhöhungen während der Physik-Tests darf generell eine vorgegebene geringe Anfahrrate nicht überschritten werden.
- Arbeitsvorschrift zum nuklearen Anfahrprogramm. Die Stabwertmessungen werden als letzter Physik-Test durchgeführt. Zu diesem Zeitpunkt ist die kritische Stabstellung der Bank B bekannt und wird nicht drastisch überschritten.
- Vorgabe, dass die Reaktorleistung während der Physik-Tests 5 % der Nennleistung nicht übersteigen darf. Diese Vorgabe ist allen Beteiligten bekannt. Leistungserhöhungen zwischen 1 % und 3 % werden sehr behutsam durchgeführt.
- Schulung des lizenzierten Personals bezüglich Reaktivitäts-Freisetzung, wie sie zum Beispiel beim Stabfahren entsteht. Vor der Durchführung wird stets eine vorbereitende Besprechung durchgeführt, in welcher der Test im Detail besprochen und die Auswirkungen (Verhalten der Anlage) vorausberechnet wird. Zugrunde liegen qualitätsgesicherte Vorschriften zur Durchführung des Tests und qualifizierte Berechnungsprogramme. Eine Abweichung von diesen Vorschriften ist nicht erlaubt.

Im Schweizer Kernkraftwerk Mühleberg sind seit der endgültigen Einstellung des Leistungsbetriebs

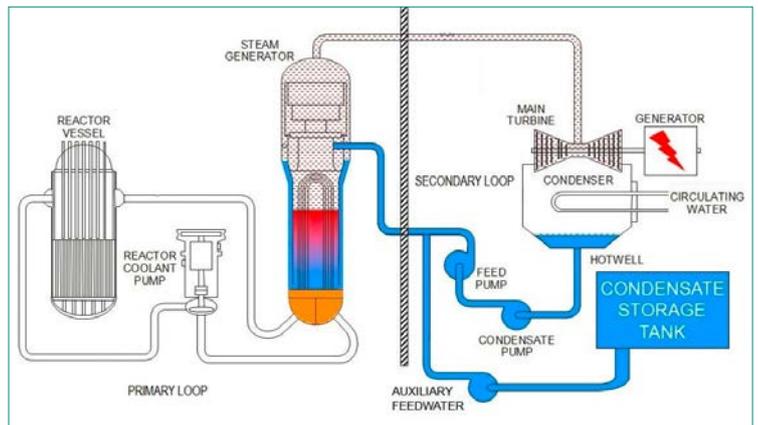


Abbildung 1: Schematische Darstellung eines Druckwasserreaktors. Quelle: U.S.NRC

im Dezember 2019 keine Reaktivitätstests zur Überprüfung der Kernauslegung mehr erforderlich.

In einem Schweizer Kernkraftwerk Gösgen finden noch weitergehende Detailanalysen statt. Insgesamt zeigen die Untersuchungen bislang, dass in den Schweizer Kernkraftwerken ausreichende Vorkehrungen gegen derartige Vorkommnisse umgesetzt sind.





### 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.<sup>1</sup> 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.

Wichtig ist auch zu erwähnen, dass das Jahr 2020 im Zeichen der global grassierenden COVID-19-Pandemie stand, welche durch das neuartige Virus SARS-CoV-2 ausgelöst wurde. Die Pandemie, deren Folgen, sowie Eindämmungsmassnahmen wie Reisebeschränkungen oder Quarantänepflichten wirkten sich auch auf die internationale Zusammenarbeit im nuklearen Aufsichtsbereich aus. Geplante internationale und nationale Konferenzen und Tagungen wurden verschoben oder mussten abgesagt werden. In internationalen Gremien wie der IAEA, der NEA (OECD) und der WENRA fand zwischen den jeweiligen Mitgliedsstaaten ein reger Austausch darüber statt, wie die Zusammenarbeit in dieser Ausnahmesituation weitergeführt werden soll und welche Erkenntnisse («lessons learned») daraus gezogen werden sollen. In der Folge fand eine Anpassung an die neue Situation statt, sowohl in internationalen Gremien als auch in nationalen Aufsichtsbehörden. Zahlreiche Meetings und Konferenzen wurden virtuell per Video-Calls durchgeführt, um den internationalen Austausch weiterhin aufrechtzuerhalten.

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.

Der achte Schweizer Länderbericht wurde der IAEA im August 2019 fristgerecht eingereicht. Die achte reguläre Überprüfungs-Konferenz sollte ursprünglich vom 23. März bis 3. April 2020 in Wien stattfinden, wurde jedoch aufgrund der COVID-19-Pandemie auf März 2021 verschoben. Im Dezember 2020 entschied das Präsidium der achten CNS Konferenz, das Treffen offiziell abzusagen. Die nächste reguläre Überprüfungs-Konferenz wird im Jahr 2023 stattfinden.

#### 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. Überprüfungs-Konferenz der Joint Convention statt. Dabei wurde unter anderem entschieden, eine ausserordentliche Sitzung im Mai 2020 einzuberufen, um die Effektivität des Überprüfungsprozesses zu überprüfen. Ferner war im Mai 2020 auch ein «Organizational Meeting» zur 7. Überprüfungs-Konferenz geplant. Beide Sitzungen wurden aufgrund der COVID-19-Pandemie verschoben. Das Organizational Meeting zur 7. Überprüfungs-Konferenz wurde schliesslich virtuell vom 28. September bis 2. Oktober 2020 durchgeführt. Hierbei wurde unter anderem entschieden, auf eine ausserordentliche Sitzung zu verzichten und die eingebrachten Vorschläge zuerst in der Open Ended Working Group an der nächsten Konferenz zu besprechen. Somit

wird eine ausserordentliche Sitzung erst nach 2022 stattfinden. Zudem wurde am virtuellen Organizational Meeting der ehemalige ENSI-Direktor Hans Wanner zum Präsidenten der 7. Überprüfungskonferenz der Joint Convention gewählt, welche voraussichtlich im Sommer 2022 stattfinden wird.

### **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 weiter zu reduzieren und so weit wie praktikabel und technisch möglich zu minimieren.

Im Berichtsjahr wurde die Strategie im Bereich der radioaktiven Substanzen für den Zeitraum 2020 bis 2030 zusammen mit den operativen Zielen für diese Periode durch den RSC verabschiedet. Diese Strategie wurde in den Entwurf der Gesamtstrategie, die alle Bereiche des Übereinkommens umfasst, aufgenommen. Diese Gesamtstrategie wird voraussichtlich am Ministertreffen der Vertragsparteien, welches in das Jahr 2021 verschoben werden musste, verabschiedet.

### **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.

Im Berichtsjahr wurde Benno Laggner, der ständige Vertreter der Schweiz bei der Internationalen Atomenergieagentur (IAEA) in Wien als Co-Chair für die erste CPPNM-Überprüfungskonferenz bestimmt, welche voraussichtlich im Jahr 2022 stattfinden wird.

### **3.1.5 Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Espoo-Konvention)**

Das Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Espoo-Konvention) wurde am 25. Februar 1991 in Espoo (Finnland) abgeschlossen. In der Schweiz trat die Espoo-Konvention am 10. September 1997 in Kraft. Alle Nachbarstaaten der Schweiz sind der Espoo-Konvention ebenfalls beigetreten. Die Espoo-Konvention verpflichtet die Ursprungspartei (Staat, in dem ein Vorhaben geplant wird), die Umweltauswirkungen eines Vorhabens auf den Nachbarstaat (betroffene Partei) zu prüfen. Weiter sieht die Konvention vor, dass die Ursprungspartei die betroffene Partei über alle Vorhaben in Kenntnis setzt, die voraussichtlich erhebliche, grenzüberschreitende nachteilige Umweltauswirkungen zur Folge haben. Es gibt der betroffenen Partei die Möglichkeit, am Verfahren der Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) mitzuwirken. Der Öffentlichkeit der betroffenen Partei gewährt die Espoo-Konvention zudem die Möglichkeit, im Rahmen der UVP zum Vorhaben Stellung zu nehmen. Schliesslich hält die Espoo-Konvention fest, dass die Ursprungspartei bei ihrem Entscheid auch die Ergebnisse der Anhörung im Nachbarstaat bzw. in den Nachbarstaaten (betroffene Parteien) berücksichtigt.

Im Berichtsjahr stand insbesondere der seit 2017 in Arbeit stehende Leitfaden (Guidance) hinsichtlich der Frage der Anwendung der Espoo-Konvention und damit verbundenen UVPs auf Laufzeitverlängerungen von Kernkraftwerken im Fokus des ENSI. Die Guidance wurde von der Espoo Ad-Hoc-Gruppe Lifetime Extension of Nuclear Power Plants (ad hoc group LTE) erarbeitet. Die Schweiz war darin neben dem ENSI auch durch das Bundesamt für Umwelt (BAFU) und das Bundesamt für Energie (BFE) vertreten. Im Rahmen der Verhandlungen über die Ausgestaltung der Guidance führten die zwei unterschiedlichen Bewilligungssysteme für Kernkraftwerke zu einer erschwerten Konsensfindung zwischen den beteiligten Delegationen. Einerseits wenden manche Staaten für ihre KKW ein System mit befristeten Bewilligungen an. Auslaufende Bewilligungen werden durch neue ersetzt, man spricht dabei von einer Laufzeitverlängerung (lifetime extension, LTE). Andererseits kennen andere Staaten, unter anderem die Schweiz, ein System mit unbefristeter Bewilligung für KKW, jedoch mit einer kontinuierlichen Nachrüstpflicht. Ab einem gewissen Punkt wird hierbei von Langzeitbetrieb (longterm operation, LTO) gesprochen. Die Pflicht zur Durchführung einer UVP wurde in der Schweiz erst eingeführt, als die heute bestehenden KKW bereits alle in Betrieb waren. Bislang waren bei Schweizer KKW nur UVPs vorgesehen, wenn es bei einer Änderung zu wesentlichen Abweichungen von der zugrundeliegenden Bewilligung kommt. Das ENSI setzte sich dafür ein, dass die Perspektive der nuklearen Sicherheit in den Verhandlungen an

oberster Stelle stand. Die Guidance wurde im Rahmen der 8. Konferenz der Vertragsparteien der Espoo-Konvention, welche virtuell im Dezember 2020 durchgeführt wurde, von den Mitgliedsstaaten verabschiedet.

## 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 172 Mitgliedsstaaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Weiter fördert die IAEA die Forschung und Technik für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, Nahrungsmittelsicherheit, Landwirtschaft und Umweltüberwachung. Das höchste Gremium der IAEA ist die Generalkonferenz der Mitgliedsstaaten, die normalerweise einmal jährlich tagt. Das ENSI ist in zahlreichen Kommissionen und Arbeitsgruppen der IAEA vertreten (siehe Anhang B). Das andere politische Entscheidungsgremium ist der Gouverneursrat der IAEA, welcher 35 Mitglieder umfasst. Dieser trifft sich fünfmal pro Jahr ist hauptsächlich für die inhaltliche Politikgestaltung der IAEA verantwortlich. Im September 2020 wurde die Schweiz für die Amtsperiode von 2020 bis 2023 in den Rat

**Abbildung 1:**  
Das IAEA Hauptgebäude in Wien



gewählt. Gemeinsam mit Vertretern des Bundesamts für Energie (BFE) und des Eidgenössischen Departements für auswärtige Angelegenheiten (EDA) wird das ENSI die Schweiz in diesem politischen Gremium repräsentieren.

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 soll von der Agentur regelmässig aktualisiert werden und aus den zwölf Schwerpunkten des IAEA-Aktionsplans über die nukleare Sicherheit, den Erfahrungen der Mitgliedstaaten bei der Umsetzung des Aktionsplans, den Massnahmen und Sicherheitsprinzipien des Fukushima-Berichtes und der Wiener Erklärung bestehen.

### IAEA Safety Standards

Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll weltweit einen vergleichbar hohen Stand haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Safety Standards definiert ([www-ns.iaea.org/standards](http://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 2020 von ENSI-Direktor Marc Kenzelmann vertreten. Der CSS sind fünf Fachkomitees zugeordnet, bestehend aus Experten der Mitgliedsstaaten, die mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die Safety Requirements und Guides erarbeiten. Dazu gehören das Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC, Reaktorsicherheit), das Radiation Safety Standards Committee (RASSC, Strahlenschutz), das Waste Safety Standards Committee (WASSC, Umgang mit radioaktiven Abfällen), das Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Transporte nuklearer Güter), und das Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPRReSC, Notfallschutz). Das ENSI ist auch in allen fünf Fachkomitees vertreten. Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat die Schweiz nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen.

Die Standards enthalten Anforderungen, die die Lehren aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima-Daiichi berücksichtigen. Das Sicherheitsniveau von Kernanlagen soll auch im Bereich Sicherheit 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. Im Berichtsjahr fanden dafür die inhaltlichen Vorbereitungsarbeiten statt.

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 hat ein Experte des ENSI im Januar 2020 an einer IRRS Follow-Up Mission in Japan 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)

Im Berichtsjahr bereitete sich die Schweiz auf eine IPPAS Follow-Up Mission vor, welche im Jahr 2023 stattfinden wird.

### **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](http://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 in Paris unterstützt ihre Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis für Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergie recht und haftpflicht, ökonomische und gesellschaftliche Fragen sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten. Die meisten der NEA-Berichte sind frei 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 neue Strategie der NEA für die nächsten drei Jahre verabschiedet.

#### 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)



**Abbildung 2:**  
Der OECD NEA  
Hauptsitz im Boulogne,  
Paris (Quelle OECD  
NEA)

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

Das ENSI ist in allen Gruppen ausser der WGRNR, WGSAR, WGCS und WGDIC vertreten. An den CNRA-Tagungen erstatten die Arbeitsgruppen jeweils Bericht. Die CNRA koordiniert – wie die anderen Kommissionen – die Tätigkeiten der Arbeitsgruppen und genehmigt die Publikation von Berichten. Die Sitzungen der CNRA fanden im Juni und im Dezember 2020 statt und wurden beide virtuell durchgeführt. In der im Juni 2020 abgehaltenen Tagung wurde die Absicht der NEA aufgezeigt, anlässlich der 10. Jährung des Fukushima Daiichi Reaktorunfalls einen offiziellen NEA Report zu «10 Jahre Fukushima» zu schreiben. Dazu sollen alle NEA Committees beitragen und die Mitgliedsländer sind angehalten, Inputs zu liefern. Ferner wurde das CNRA für die laufende Budgetperiode seitens des NEA Steering Committees dazu aufgefordert, Prioritäten zu identifizieren. Dieser Auftrag wurde vom CNRA erfüllt, daneben wurden auch die Mitgliedsstaaten gebeten, bis Mitte Juni 2020 ihren Beitrag zur Prioritätenidentifikation zu leisten. In der zweiten CNRA Sitzung Anfang Dezember 2020 stand vor allem das Strategic Review im Vordergrund. Das Ziel war hierbei, Empfehlung zu identifizieren, die vom CNRA-Büro mit Unterstützung des Technischen Sekretariats der NEA entwickelt wurden, um die Mission, Vision und Leitung der CNRA zu überarbeiten, sowie die die Effektivität und Effizienz zu verbessern.

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.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedsstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit von Inspektionen und analysiert Inspektionsmethoden und -techniken im Zusammenhang

mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen bei der Aufsicht über die Kernanlagen. Neben den halbjährlichen Treffen führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zu ausgewählten Themen mit einem erweiterten Teilnehmerkreis durch. Das Programm für multinationale Inspektionen (Benchmarking Inspection Practices) der Working Group on Inspection Practices (WGIP) wird weitergeführt.

Die 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 Krisenkommunikation.

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](http://www.oecd-nea.org/nsd/csni). Das CSNI hat 2020 einen verstärkten Fokus auf den Erhalt und die Erschliessung der Daten gelegt, die mit den Forschungsprojekten erzielt werden, welche unter Schirmherrschaft der NEA laufen (sogenannte Joint Projects). Zu diesem Zweck wurde eine Expertengruppe ins Leben gerufen (Senior Expert Group on Preservation of Key Experimental Datasets). Sie soll Vorgaben dazu machen, welche Daten in die NEA-Datenbank eingespeist werden sollen, welche Formate zu verwenden sind etc.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) voranzutreiben.

Die WGAMA beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die helfen, die bei Störfällen auftretenden

Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln. Im Berichtsjahr hat sich WGAMA unter anderem mit 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 Erdbbensicherheit 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 Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Im Berichtsjahr fand das WGHOF Meeting in Japan statt, unter anderem auch mit einer umfangreichen Führung auf dem Areal des KKWs Fukushima Daiichi. Im Berichtsjahr fand auch das NEA-Safety Culture Forum in Finnland statt. Der Bericht ist veröffentlicht worden auf die 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 unter anderem die strategische Positionierung der CRPPH diskutiert. Des Weiteren wurde eine Umfrage zur Augenlinsendosis durchgeführt und eine Arbeitsgruppe (EGDLE) wurde mit der Auswertung beauftragt. Das ENSI ist Teil dieser Arbeitsgruppe.

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

Das Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM) wurde im Jahr 2018 auf Anregung zahlreicher Mitgliedsländer gegründet. Momentan sind weltweit 192 Kernkraftwerke im dauerhaften Nichtleistungsbetrieb bzw. im Rückbau (Quelle: IAEA PRIS). 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. Seit dem Jahr 2020 ist das ENSI durch den Vorsitzenden des Regulators Forum der NEA im Präsidium des CDLM vertreten.

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. 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.

Neben der CDLM-Hauptsitzung gab es weitere koordinierende Sitzungen zu verschiedenen Themenfeldern. Beispielsweise wurden ein «Workshop on Legacy Management – Regulatory Framework Optimization» und ein «Meeting on commonalities and specificities between decommissioning and legacy management» durchgeführt.

Im Juni 2020 erfolgte die Etablierung der Expert Group on Costing for Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (EGCDL), in der das ENSI ebenfalls Einsitz hat. Darüber hinaus wurde die Expert Group on a Holistic Process for Decision Making for Decommissioning and Management of Complex Sites (HDCS) gebildet.

Im weiteren Verlauf wurde im CDLM beschlossen, Working Parties on Management and Organizational Aspects (WPMO), on Technical and Environmental Aspects (WPTES) and on Process and Optimisation Aspects (WPPO) of Decommissioning and Legacy Management zu gründen.

### 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.

Die 53. Sitzung des RWMC der NEA fand Coronabedingt erstmals als Videokonferenz im September 2020 statt. Es wurden die NEA-Aktivitäten seit der letzten Sitzung zusammengefasst. Der Stand der Arbeiten in den Working Groups des RWMC (Integration Group for the Safety Case (IGSC) und der Expertengruppe Characterisation Methodology on

Unconventional and Legacy Waste (EGCUL) wurden präsentiert. In der gemeinsamen Topical Session mit dem Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM) wurden Fragen zum Nuclear Legacy Management und insbesondere auf die Schlussfolgerungen des NEA EGLM Flag-ship Report eingegangen. Neben Fragen der Zusammenarbeit mit weiteren NEA Gremien wurden auch die Schlussfolgerungen des EGCUL-Berichts zur Charakterisierung von grossen Mengen unbekanntem Abfalls aus RWMC-Sicht diskutiert.

## 3.3 Behördenorganisationen

### 3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Leiter der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der *Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)* zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 18 Mitglieder. Die Schweiz ist durch das ENSI vertreten und gehört zusammen mit Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, dem Vereinigten Königreich, Italien, den Niederlanden, Spanien und Schweden zu den Gründerstaaten. Im Jahr 2003 stiessen mit Bulgarien, Litauen, Rumänien, der Slowakei, Slowenien, Tschechien und Ungarn die Länder Mittel- und Osteuropas dazu, die selbst über Kernkraftwerke verfügen. Im Jahr 2015 wurde die Ukraine vom Beobachter zum Vollmitglied der WENRA. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten sowie Russland, Armenien, Kanada und Japan nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Von 2011 bis 2019 war Hans Wanner, ehemaliger 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 Kern-

anlage 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 fand nur eine WENRA Konferenz statt, da die geplante Frühlingsitzung aufgrund der COVID-19-Pandemie abgesagt wurde. Die Herbstsitzung fand virtuell am 4.-5. November 2020 unter neuem französischem Vorsitz statt. Die Themen der Sitzung waren vor allem der Umgang der Betreiber und der Aufsichtsbehörden mit der COVID-19-Pandemie, der aktuelle Stand der Umsetzung der WENRA SRLs, sowie die Vorbereitung des nächsten EU Topical Peer Reviews.

### 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 hat die ENSREG entschieden, Brandschutz als nächstes Thema für den nächsten EU-weiten Topical Peer Review festzulegen, der im Jahr 2023/2024 stattfinden wird. Die für Dezember 2020 geplante Follow-up Stress Test Mission in Weissrussland wurde Corona-bedingt verschoben. Das neue provisorische Datum für den Peer Review ist Februar 2021.

### 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 Sicherheit in europäischen Staaten mit zivilen Nuklearprogrammen. Der Schutz von Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Diebstählen beschäftigt seit langem die internationale Gemeinschaft. Seit Mitte der 1990er Jahre hat eine informelle Gruppe europäischer Behörden einen Informationsaustausch im Bereich der Sicherung ins Leben gerufen. Veranlassung war der Wille, die Ansichten und Erfahrungen einzelner Länder im Bereich des Sabotageschutzes zu teilen und in Bezug auf die eigenen Strukturen zu reflektieren. Nach den Anschlägen in den USA im September 2001 hatte die Gruppe beschlossen, sich am 28. Oktober 2004 zur ENSRA zu vereinigen.

Die Mitgliedsländer treffen sich regelmässig mindestens einmal pro Jahr. Die Schweiz ist mit dem ENSI ein Co-Chair. Die wesentlichen Ziele der ENSRA sind:

- der Austausch über regulatorische Sachverhalte der nuklearen Sicherheit
- der Austausch zu aktuellen Sicherheitsproblemen oder Ereignissen
- die Entwicklung eines umfassenden Verständnisses der fundamentalen Prinzipien des physischen Schutzes
- die Förderung einer gemeinsamen Basis der nuklearen Sicherheit innerhalb Europas

Die ENSRA hat insgesamt 16 Mitglieder: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Vereinigtes Königreich, Litauen, Niederlande, Norwegen, Polen, Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Slowenien, Tschechien und Ungarn. Im Berichtsjahr stand die ENSRA unter dem Vorsitz von Finnland. Das geplante Jahrestreffen im März 2020 in der Schweiz musste aufgrund der COVID-19-Pandemie abgesagt werden. Stattdessen wurden in der zweiten Jahreshälfte zwei Online-Meetings des Plenums durchgeführt. Wesentlicher Bestandteil der Meetings waren die Verabschiedung der revidierten Satzungen der ENSRA und der Erfahrungsaustausch über die nukleare Sicherheit un-

ter den Bedingungen der Pandemie. Mit den revidierten Satzungen wurden klare Regeln für die Aufgaben der gemeinsamen Vorsitzenden (Chair und Co-Chairs), der Arbeitsgruppen und für die Kooperation mit anderen Organisationen, insbesondere der WENRA, verabschiedet. Weiter hat die ENSRA weitere Arbeiten vorangetrieben, um ihre Sichtbarkeit zu verbessern. Diese Aktivitäten werden in den folgenden Jahren ihre Wirkung entfalten.

Die ENSRA hat vier Arbeitsgruppen: inspection practices, security vetting, transport security und IT/cyber security. Im Berichtsjahr konnten aufgrund der Pandemie keine Vorort-Meetings abgehalten werden. Angesichts der Inhalte konnten nur wenige Aspekte in virtuellen Meetings besprochen werden. Ein multilateraler Erfahrungsaustausch über die nationalen Grundlagen bezüglich der Abwehr von Drohnen fand in einem Online-Meeting statt. Weitere multilaterale Online-Meetings sind geplant, auch wenn sie nicht den gleichen Erfahrungsaustausch erlauben wie Vorort-Meetings.

### 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 fand im November 2020 eine virtuelle Sitzung des BoH statt, an der ein HERCA-Paper als Input für die International Commission on Radiological Protection (ICRP) vom BoH verabschiedet wurde. Es handelt sich um ein Konsensus-Dokument, welches aus einer Umfrage bei allen HERCA-Mitgliedsstaaten entstanden ist. Das Dokument enthält Themenschwerpunkte, welche die ICRP aus Sicht der HERCA zukünftig bearbeiten soll. Diese sind: Vereinfachung des Systems des Strahlenschutzes, Begründung und Optimierung bzw. Verwendung von Referenzwerten, Radon und Kommunikation. Im Rahmen der Arbeiten unter dem Schwerpunkt Strahlen- und Notfallschutz aus dem Leistungsauftrag 2020–2023 hat sich das ENSI insbesondere für die ersten beiden und den letzten Punkt ausgesprochen.

### 3.3.5 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa

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

## 3.4 Bilaterale Zusammenarbeit

Die bilaterale Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten Deutschland, Frankreich und Italien dient dem gegenseitigen Informationsaustausch über die Sicherheit von Kernanlagen und über die Aufsicht. Eine besondere Bedeutung kommt dabei der grenzüberschreitenden Abstimmung zum Schutz der Bevölkerung bei einem Notfall zu. Dieser Punkt ist auch Thema der jährlichen Gespräche mit Österreich.

Die Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten basiert auf Staatsverträgen.



Abbildung 3: 38. DSK-Hauptsitzung in virtuellem Format (Quelle: ENSI)



Abbildung 4: Aufgrund der COVID-19-Pandemie fand die 8. Sitzung der Commissione Italo-Svizzera virtuell per Videokonferenz statt (Quelle: ENSI).

### 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 Beob-

achter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zusammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll gesehen.

Aufgrund der COVID-19-Pandemie fand im Berichtsjahr keine Sitzung der CFS statt. Die nächste bilaterale Kommissionsitzung wird im Januar 2021 stattfinden und virtuell durchgeführt werden.

### 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. Die 38. Hauptsitzung der DSK fand am 29. und 30. Oktober 2020 pandemiebedingt virtuell statt. Schwerpunkt der Sitzung war die Situation und der Umgang mit dem COVID-19-Virus. Die Delegationen aus Deutschland und der Schweiz informierten sich des Weiteren gegenseitig über aktuelle Entwicklungen aus der Aufsichtstätigkeit, über Änderungen bei Rechtsvorschriften und im Regelwerk, über den Stand kerntechnischer Einrichtungen und über Vorkommnisse. Ferner tauschten sich die beiden Länder zum Stand des Auswahlverfahrens für geologische Tiefenlager aus. Die Schweizer Vertreter wiesen dabei auf erste, vielversprechende Bohrergebnisse hin, welche eine nachvollziehbare Standortwahl ermöglichen sollten. Die deutschen Behörden teilten mit, dass hinsichtlich des Standortauswahlverfahrens insbesondere rechtliche Grundlage vervollständigt wurden. Zudem wurden auch verschiedene deutsche politische Initiativen angesprochen, welche die Schweizer Kernkraftwerke und ihre Sicherheit thematisieren. Die nächste DSK-Hauptsitzung findet 2021 in Deutschland statt.

### 3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz–Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von In-

formation 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. Aufgrund der COVID-19-Pandemie fand im Berichtsjahr kein bilaterales Treffen zwischen österreichischen und schweizerischen Nuklearexpert/innen statt.

#### 3.4.4 Italienisch-schweizerische Kommission für die Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit (Commissione Italiana-Svizzera CIS)

Mit Italien schloss die Schweiz 1989 ebenfalls einen Staatsvertrag ab, der wie die bilateralen Staatsverträge mit den anderen Nachbarländern primär die gegenseitige Benachrichtigung bei nuklearen Ereignissen regelt. In Ergänzung dazu wurde im Juni 2011 eine Vereinbarung zwischen dem ENSI und dem Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale ISPRA abgeschlossen. Ziel dieser Vereinbarung ist ein jährliches bilaterales Expertentreffen. Das erste Treffen hatte im November 2012 in Rom stattgefunden. Im Rahmen der siebten Sitzung der CIS wurde im Juli 2019 eine Vereinbarung zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit mit dem Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione ISIN unterzeichnet, welche das im Juni 2011 verabschiedete Abkommen zwischen dem ENSI und dem Istituto

Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale ISPRA ersetzt. 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. Die achte Sitzung der CIS fand am 20. Oktober 2020 virtuell per Videokonferenz statt. Themen waren unter anderem der Strahlen- und Notfallschutz sowie die Entsorgung radioaktiver Abfälle. Dabei tauschten sich die Delegationen insbesondere über Aufsicht und Inspektionen beim Herstellungsprozess von Behältern für radioaktive Abfälle aus. Im Rahmen des Notfallschutzes wurde der Lernzyklus aus Notfallübungen mit u. a. der Verbesserung von Prozessen und der Nutzung von digitalen Lösungen hervorgehoben. Gegenstand des bilateralen Austauschs waren zudem die Etappe 3 des Sachplanverfahrens geologische Tiefenlager, die Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg sowie der Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke Beznau und Gösgen. Die nächste Sitzung der Commissione Italo-Svizzera wird 2021 in der Schweiz stattfinden.

### 3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit

Im Oktober 2020 traf sich eine Delegation des ENSI mit Rafael Grossi, dem Generaldirektor der International Atomic Energy Agency (IAEA),



**Abbildung 5:** Der IAEA-Generaldirektor Rafael Grossi (rechts) beim Besuch des KKWs Beznau, begleitet von Experten des ENSI. (Quelle: ENSI)

welcher aufgrund eines Arbeitsbesuchs in der Schweiz war. Die Experten des ENSI begleiteten den IAEA-Generaldirektor bei einer Führung durch das Kernkraftwerk Beznau. Dabei liess sich Grossi die kontinuierlichen Verbesserungen der nuklearen Sicherheit, wie sie die Wiener Erklärung vorsieht, anhand des Schweizer Beispiels Beznau zeigen. Einer der Hauptpunkte der Wiener Erklärung, ein Übereinkommen, welches die internationale Gemeinschaft 2015 verabschiedet hat, ist die weitestmögliche Angleichung des Sicherheitsniveaus bestehender Kernkraftwerke an jene von neuen Kernkraftwerken. Rafael Grossi hatte die aufgrund einer schweizerischen Initiative einberufene Diplomatische Konferenz zur Wiener Erklärung geleitet. Beim Besuch des Kernkraftwerks Beznau konnte Grossi die laufend vorgenommenen Nachrüstungen des Werks vor Ort begutachten. Die ENSI Experten sowie Verantwortliche des KKW Beznau erläuterten ihm dabei auch die Nachrüstphilosophie der Schweiz.



## 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 2020 führte das ENSI die Überarbeitung des Regelwerks weiter. Der aktuelle Stand der Richtlinien kann Anhang D entnommen werden. Sowohl die gültigen Richtlinien als auch diejenigen in Anhörung finden sich auf der Website des ENSI.

Im Berichtsjahr wurden die neue Richtlinie ENSI-B17 «Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle» und die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G03 «Geologische Tiefenlager» verabschiedet sowie die Richtlinie ENSI-B11 «Notfallübungen» geändert. Darüber hinaus hat das ENSI die externe Anhörung zur Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G05 «Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung», zur neuen Richtlinie ENSI-G23 «Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen als Kernkraftwerke» sowie zu den damit im Zusammenhang stehenden Fremdänderungen der Richtlinien ENSI-B17 und ENSI-G13 eröffnet. Die Anhörungen zur Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B03 «Meldungen der Kernanlagen» sowie zur Richtlinie ENSI-G12 «Anlageninterner Strahlenschutz» wurden abgeschlossen. Die Richtlinie ENSI-G04 «Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente» wurde zurückgezogen.

#### 4.1 Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G03: Geologische Tiefenlager

Die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G03 ersetzt die Ausgabe aus dem Jahr 2009 und berücksichtigt die Entwicklung von Wissenschaft und Technik, den aktuellen Stand des Plans, den die Entsorgungspflichtigen für die Realisierung geologischer Tiefenlager alle fünf Jahre anpassen müssen, sowie die neuesten internationalen Empfehlungen. Sie gilt für geologische Tiefenlager sowie die dazugehörigen Oberflächen- und Nebenzuganganlagen. Mit der geologischen Tiefenlagerung sind radioaktive Abfälle so zu entsorgen, dass der Schutz von Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung dauerhaft gewährleistet ist. Dieses Schutzziel und die dazugehörigen Schutzkriterien werden in der Richtlinie definiert. Die Richtlinie beinhaltet die Konkretisierung der Auslegungsgrundsätze für geologische Tiefenlager (Art. 11 Abs. 3 der Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 [KEV; SR 732.11]) sowie die Anforderungen an den Sicherheitsnachweis der Betriebs- und Langzeitsicherheit. Die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G03 wurde im Dezember 2020 verabschiedet und ist ab Januar 2021 gültig.

#### 4.2 Neue Richtlinie ENSI-B17: Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle und Rückzug der Richtlinie ENSI-G04: Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente

Die ab September 2010 gültige und zweimal revidierte Richtlinie ENSI-G04 «Auslegung und Betrieb von Lagern für radioaktive Abfälle und abgebrannte Brennelemente» regelte die Auslegung und den Betrieb von Zwischenlagern. Seit der letzten Revision im Juni 2015 gaben geänderte Randbedingungen Anlass zu einer grundsätzlichen Überarbeitung und Neuausgabe der Richtlinie. Aufgrund der Tatsache, dass die neue Richtlinie ausschliesslich auf die betrieblichen Aspekte eingeht, wurde sie neu als B-Richtlinie bezeichnet. Die neue Richtlinie ENSI-B17 regelt den Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle gemäss Art. 51 KEV, die im Aufsichtsbereich des ENSI entstanden oder nach Ablieferung gemäss Art. 27 Abs.

1 des Strahlenschutzgesetzes vom 22. März 1991 (StSG; SR 814.50) definitiv in diesen übergegangen sind. In Bezug auf abgebrannte Brennelemente werden in dieser Richtlinie nur die betrieblichen Aspekte der Trockenlagerung in Transport- und Lagerbehältern (T/L-Behälter) geregelt. Die auslegungsspezifischen Aspekte der Nasslagerung sind in der Richtlinie ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke» enthalten. Die betrieblichen Aspekte der nassen Lagerung von Brennelementen werden in der Richtlinie ENSI-G20 «Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb» behandelt. Zudem regelt die Richtlinie ENSI-B17 auch die temporäre Aufbewahrung von ausgedienten radioaktiven Grosskomponenten sowie von un- oder teilkonditionierten radioaktiven Materialien. Die Richtlinie gilt sowohl für bestehende als auch für neue Zwischenlager unabhängig davon, ob das jeweilige Lager über eine eigenständige Betriebsbewilligung verfügt oder durch die Bewilligung einer anderen Kernanlage abgedeckt ist. Sie wurde im Januar 2020 verabschiedet und ist ab 1. Februar 2020 gültig. Per diesem Datum wurde die Richtlinie ENSI-G04 zurückgezogen.

#### 4.3 Änderung der Richtlinie ENSI-B11: Notfallübungen

Die Richtlinie ENSI-B11 regelt die Anforderungen an Notfallübungen der Schweizer Kernkraftwerke, des Zentralen Zwischenlagers, des Paul Scherrer Instituts und weiterer Forschungseinrichtungen. Zusätzlich gibt die Richtlinie vor, wie die im Rahmen des radiologischen Notfallschutzes in der Umgebung der Kernanlagen durchzuführenden Gesamtnotfallübungen abzuwickeln sind. Anhang 3 der Richtlinie enthielt den Übungsplan für die Jahre 2013 bis 2021. Per Januar 2021 wurde dieser durch ein separates Schreiben abgelöst. Darin legte das ENSI den Übungsplan 2021 bis 2031 fest. Die Anforderungen an die Notfallübungen selbst und deren Periodizität sind unverändert.



## 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 Schweisnähte (Projekt PIONIC), eine optimierte Wasserchemie bei Siedewasserreaktoren (Projekt ZINC) oder Fragen der Risskorrosion und Ermüdung in Strukturwerkstoffen (Projekt LEAD). Ferner beabsichtigt das ENSI, sich zukünftig am neuen Projekt SMILE der OECD NEA zu beteiligen. Das internationale Projekt untersucht die Alterung von Materialproben bzw. Komponenten aus stillgelegten schwedischen Kernkraftwerken.

Die Forschungsarbeiten im Bereich der **Entsorgung** haben in den letzten Jahren 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 Felsmechanik, des Stofftransports sowie der Selbstabdichtung des Wirtsgesteins Opalinuston.

Das ENSI wird sich zukünftig auch Projekt DOVE im Rahmen des International Continental Scientific Drilling Program (ICDP) beteiligen. In diesem sollen Sedimente in verschiedenen, durch Gletscher übertieften Becken rund um den Alpenbogen erbohrt werden, um Rückschlüsse auf die räumlich-zeitliche Ausdehnung der verschiedenen Vereisungen im alpinen Raum und deren Auswirkungen auf die Tiefenerosion zu erhalten. Die Forschungsarbeiten im Entsorgungsbereich schaffen 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.

Ein neues internationales Projekt im Bereich von sogenanntem **Accident Tolerant Fuel**, an welchem sich das ENSI beteiligen wird, ist QUENCH-ATF der OECD NEA. In diesem Projekt wird das Verhalten verschiedener neuer Hüllrohrmaterialien experimentell untersucht, die verbesserte Eigenschaften unter Störfallbedingungen aufweisen sollen.

Erwähnenswert im Zusammenhang mit der Forschung zu **extremen Naturereignissen** ist das Projekt EXAR (Extremhochwasser an der Aare), welches 2013 initiiert wurde und 2020 unmittelbar vor seinem Abschluss stand. Im Auftrag mehrerer Bundesämter und des ENSI wurde 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 Kernkraftwerke ihre Nachweise zur Hochwassersicherheit entsprechend aktualisieren, wobei Fragen der Ufererosion eine wichtige Rolle spielen werden.

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 bis Ende 2022 laufende STARS-Projekt des PSI wichtige Resultate zur Kernausslegung, Thermohydraulik und zum Störfallverhalten des Kernbrennstoffs.

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; sie wird durch die zusätzlichen Beteiligungen an Projekten der OECD NEA noch weiter gestärkt. Zahlreiche internationale Veranstaltungen konnten im vergangenen Jahr pandemiebedingt jedoch lediglich in Form von Videokonferenzen abgehalten werden. Das ENSI wird sich auch zukünftig aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA und der Nuclear Energy Agency der OECD beteiligen.

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.

Die ursprünglich für das Jahr 2021 geplante 8. Überprüfungskonferenz der Convention on Nuclear Safety (CNS) musste pandemiebedingt abgesagt werden. Auch die 7. Konferenz zur Joint Convention (JC) konnte deshalb nicht stattfinden und wurde daher auf den Sommer 2022 verschoben.





# Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

## Inhaltsverzeichnis

### Brennstoffe und Materialien

SCIP IV – An international OECD-NEA joint project	133
LEAD	139
ZINC	151
PROACTIV	159

### Externe Ereignisse

IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	169
SED – Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen	179
EXAR	187

### Menschliche Faktoren

ROES-II: Reliability of Operators in Emergency Situations – II	193
--	-----

### Systemverhalten und Störfallabläufe

STARS	201
BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses	211
Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation	219
MELCOR Further Development 2017–2021	227
Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development	235

### Strahlenschutz

Radiation Protection Research at PSI	245
Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection	253

### Entsorgung

Further developments of the simulation tool Z88ENSI for the independent assessment of the thermal and mechanical dimensioning of transport and storage casks	259
HELP – Hydrogen Enhanced Local Plasticity in Zirconium Alloys	267
DRYstars Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	275
Mont Terri SE-P Experiment: Self-sealing in old excavation damaged zones at the Mont Terri URL	281
Mont Terri PF Experiment: Progressive Failure of Structurally-Controlled Overbreaks	291
Mont Terri FS-B Experiment: Imaging the long term loss of faulted host rock integrity	301
Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay	307
Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel	313
Isochron-burial dating of Quaternary sediments	321
Quartärstratigrafie Hochrhein	329



# SCIP IV – An international OECD–NEA joint project

Author und Co-author(s)	Per Magnusson
Institution	Studsvik Nuclear AB
Address	Studsvik, SE-611 82, Nyköping, Sweden
Phone, E-mail, Internet address	+46 760021151 per.magnusson@studsvik.com www.studsvik.com
Project duration	2019 to 2024

## ABSTRACT

In the SCIP project 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 from SCIP III and to include one new main task: Back-end studies. There will also be a smaller part related to PCI failures. These topics are studied by state-of-the-art experiments on irradiated nuclear fuel in the Studsvik hot-cells, including integral LOCA tests, creep tests, reorientation tests, bend tests, compression tests and more. The tested fuel is investigated by microscopy and other characterization techniques.

## Project goals

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 performed, 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 understanding 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 encap-

sulation 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 explain 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.  $\text{UO}_2$  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

The work in Subtask 1.1 – Creep and hydride reorientation of fuel rods was focused on the design and development of a new setup which to test creep properties on irradiated fuel segments. In contrast to the defueled cladding tubes more commonly used. Furthermore, the material selection and pre-test PIE were performed.

The Subtask 1.2 – Hydride reorientation is still at the start-up phase. A work to install a straining-

and temperature stage in the FEG-SEM was performed. Detailed technical discussions were carried out to decide upon test material and test conditions. Pre-test characterization was carried out on the selected test material. The reorientation tests are planned to start in the first half of 2021. Subtask 1.3 – Spent fuel rods in transport and handling operations and in accident scenarios. 4 point bend tests were performed on weak and damaged fuel rod segments. The segments were taken from irradiated fuel rods that had been damaged or weakened during operation in the reactors. The results will be used to assess how vulnerable such rods are in different transport and storage events. The subtask also continued the work on development of a new impact test device with methods of aerosol collection.

In Subtask 1.4 – Failed fuel. The material selection and decision on test matrix was completed. The qualification of a new TGA setup for irradiated fuel to be used in the subtask was completed. Pre-test PIE on the test material including TGA, XRD and SEM is planned for the coming year.

Subtask 2.1 – Microstructural effects related to fuel fragmentation was started effectively during the second half of 2020. The subtask investigated the driving force for fragmentation during LOCA, general microstructure, gas bubble pressure estimation and Cs content by advanced microscopy studies on material that had undergone heating transients.

Subtask 2.2 – FFRD non-standard fuel. The first LOCA tests were performed. The first integral LOCA test on fuel with doped pellet was performed. The results allow for important comparisons on how such fuel behave in LOCA scenarios when compared to fuel with standard pellets. A LOCA test on annular VVER fuel was also performed. The work planned for 2021 is to determine suitable test rods for the other LOCA test and get permissions to use them, together with pre-test PIE and specimen manufacturing.

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. The first of the two new test equipment was finished, and the qualification presented for the members. The first tests on irradiated material is planned for the coming 6 months. The development on the second test equipment continued.

Subtask 2.4 – Transient Fission Gas Release and axial gas communication, in this subtask the work

continued to design, build and test a new axial gas communication system. Pre-test examinations and specimen fabrication was finished for the upcoming transient fission gas release tests.

The last subtask in Task 2 is Subtask 2.5 – SFP LOCA. Several integral LOCA tests have been performed to study fuel behaviour and fuel failure in a loss-of-coolant accident in a spent fuel pool. The irradiated fuel rod segments were subjected to slow temperature transient in air-steam mixtures. The actual burst and failure properties were compared against predictions of the Fraptrans code. The comparison showed a need for model improvement to accurately predict fuel failure in a SFP LOCA.

Subtask 3.2 - Microstructure and micro-chemistry is in an early state. The work up to the end of 2020 consisted of decision on which material to investigate. The Studsvik ramp test database gives several interesting samples of failed and non-failed ramp test to study. 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. In 2020 a modelling benchmark exercise was established to compare how different codes predict end-of-life rod inner pressure. Different codes will be used to model the same fuel rods. Rods for which the measured end-of-life pressure has been measured.

## International Cooperation

The *SCIP* 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.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

2020 saw the successful development and qualification of several new state-of-the-art test systems for irradiated fuel. Integral LOCA tests were carried out on irradiated fuel to study the fuel behaviour in spent fuel pool LOCAs. The results gave new insight the fuel behaviour under such accident conditions. Furthermore, mechanical testing on weak and damaged fuel rods were also performed. The results will be used to assess how vulnerable such rods are in different transport and storage events. A key task for 2021 will be to successfully start using the newly developed equipment to deliver unique and valuable data on the behaviour of irradiated fuel in accident scenarios and post-operation storage.

## References

- [1] *H-U. Zwicky et al.*, *SCIP IV – Technical Description*, STUDSVIK/N-18/027 Rev. 3 STUDSVIK-SCIP IV-220



## 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	+41 (0)56 310 44 02, hans-peter.seifert@psi.ch
Internet address	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 steel (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:

#### **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 (hydrogen water chemistry, HWC and PWR) and oxygenated (normal water chemistry, NWC) high-temperature water (HTW) between 220 and 350 °C and, in general, was slightly lower for ground than for electropolished surfaces in all environments. Post-weld heat treated welds consistently showed a slightly higher threshold stress than the as-welded material. Furthermore, the SCC threshold stress was higher in NWC than in HWC (at the most susceptible conditions on the Ni/NiO boundary) environment for all conditions, although SCC growth rates were higher in NWC. So far, the MECTOS project did not reveal any relevant effect of surface residual stress and finish/treatment on the SCC initiation threshold stress in cold-worked SS and Alloy 182 specimens in BWR/NWC. The used test technique seems to

be inadequate to reveal surface treatment or peening effects on the SCC susceptibility.

#### **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 was systematically evaluated by EPFM tests in the upper shelf region. All steels showed a high upper shelf toughness in air and various HTW environments and the observed environmental reductions in ductile initiation toughness  $J_{IC}$  were moderate (mostly < 20%) and small at typical LOCA loading rates. HTW effects on fracture 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:**

In INCEFA+, neither mean strain nor temporary static strain hold times had a significant effect on fatigue life in air and HTW. Surface roughness only had a small effect that was similar in air in PWR environment and much smaller than in the NUREG&CR-6909 approach, which thus contains significant margins in this context. Mean stress affected the fatigue life in air and PWR environment in the same way for a given test type. With a modified Smith-Watson-Topper (SWT) parameter, all data with tensile and

without mean stress from different test types in the LCF regime ( $\leq 10^5$  cycles) were covered by a single curve for a given environment. The environmental reduction in the SWT life curve was the same as in NUREG/CR-6909 and not affected by mean stress. The SWT endurance limit appeared to be the same in air and PWR environment. In the HCF regime ( $> 10^5$  cycles), tensile mean stress seemed to reduce the fatigue life and endurance limit in BWR/HWC environment, eventually below that in air, but the limited tests were not conclusive.

**Sub-project-IV – Synergies of ageing mechanisms:** This activity covers the SCC and fracture behaviour of irradiated RPV steels (TP-IVa) and SCC of thermally-aged Alloy 182 weld metal (TP-IVb) in HTW. **TP-IVa:** Due to COVID-19, the planned tests had to be postponed to the new LEAD-II project and beyond 2020. **TP-IVb:** Based on a literature survey on short-range ordering (SRO) in Ni-alloys, ther-

mal 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 behaviour of the aged Alloy 182 were characterized in PWR (274 to 320 °C) and BWR/NWC (274 °C) environments. 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 were slightly lower than in the as-welded material in PWR and BWR environments for all aged conditions and the difference decreased with increasing  $K_I$ , temperature or with chloride addition in BWR/NWC environment. Thermal ageing thus had no adverse effect on SCC. The additional investigation on SRO did not yet unequivocally reveal, if SRO during thermal ageing had 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 (36 to 51 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. The ICG-EAC SCC initiation round robin program was finished with a journal paper in 2020 [6].

Alloy 182 is very susceptible to intergranular (IG) 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

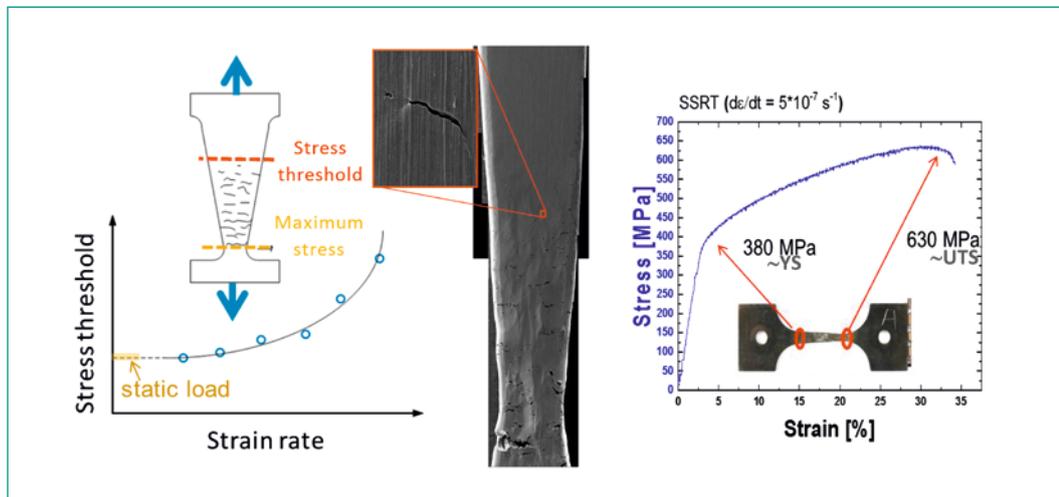
challenged the integrity of the primary coolant circuit in some cases. SCC initiation from smooth surfaces in Alloy 182 and SS is strongly dependent on surface conditions (surface roughness, cold-work and residual stress/strain, etc.) and several suggested SCC mitigation methods are directly related 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.

Within MEACTOS, SCC testing made a big progress in 2020. PSI has finished its SCC initiation constant extension rate tensile (CERT) tests with flat tapered tensile specimens in Alloy 182 weld metal and cold-worked stainless steel 316L in BWR/NWC environment at 288 °C. One specimen side was always ground (as the reference side) and the other side (the original plate surface) was subjected to different surface treatments such as face milling, face milling with CO<sub>2</sub> cooling and shot peening, that were always performed by the same institute/company. The post-test and material (bulk, surface & near surface, residual stress, etc.) characterizations are still running and the following observations are thus still preliminary. The used accelerated test method (Figure 1) was developed and validated in previous projects [8] and can be used for material screening and ranking tests with respect to SCC, but the loading is very different from operating components.

Even in the same lab, there was significant specimen to specimen scatter in the threshold stress for SCC  $\sigma_{SCC}$  from the non-uniform and anisotropic weld and cold-worked microstructure, as well as to variations in the surface finishing conditions (roughness, cold-work, residual stress). Statistically

**Figure 1:**  
Schematic of accelerated CERT method with flat tapered tensile specimens for screening of SCC initiation susceptibility.

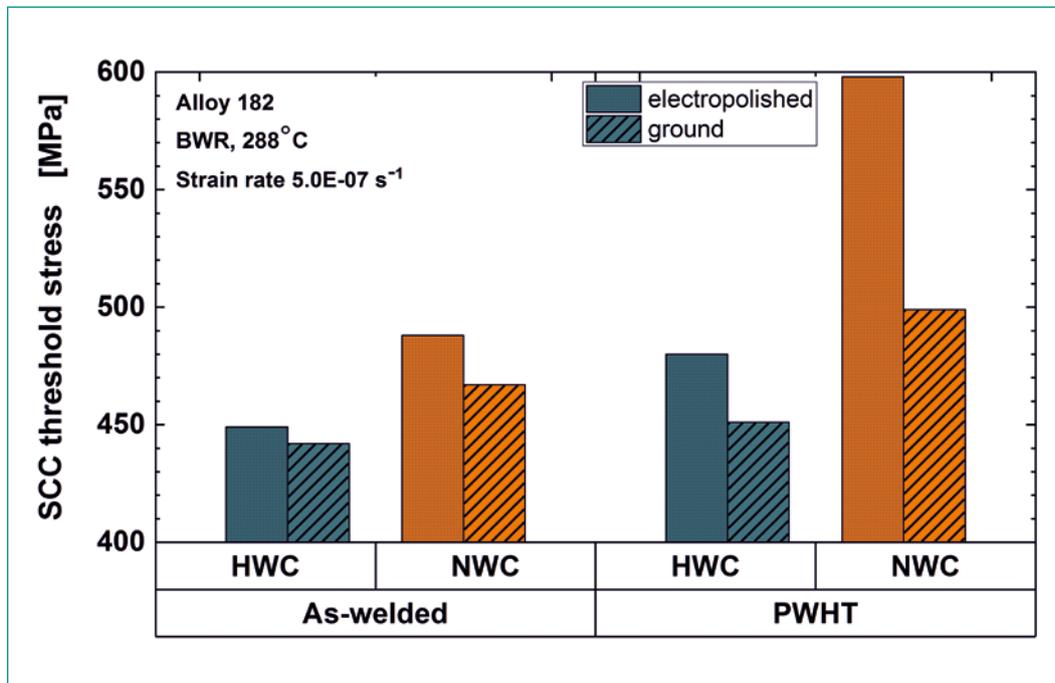


significant conclusions thus require a sufficiently high number of test specimens under given conditions and excellent characterization of the surface conditions and their variation. The ambiguity and uncertainty in the identification of the last crack for the SCC threshold stress (e. g., IG weld defects like hot cracks or cracked oxide film vs. IG SCC cracks), which is strongly dependent on the approach and investigator, may produce further scatter (or outliers). IG surface SCC micro-cracks may initiate due local micro tensile stress at specific grain boundaries, but arrest after some in-depth growth due to macro compressive surface residual stress, and this aspect cannot be easily resolved with the used test technique. Finally, the specimen preparation and cutting may modify the original specimen surface and significantly change the surface residual stress state and profile.

Significant IG SCC was observed in Alloy 182, whereas only few IG (or transgranular) cracks close to the smallest cross section were observed in the non-sensitized cold-worked stainless steel (with small difference between yield stress and ultimate tensile strength). The threshold stresses for SCC initiation for both materials were moderately above their yield stress at temperature. As a general trend, the threshold stress for SCC  $\sigma_{SCC}$  decreased with decreasing strain rate. The threshold stress  $\sigma_{SCC}$  at the slowest strain rate on the same specimen was very similar for the ground and different surface treatments with the exception of the shot peened surface, but with significant specimen to specimen variation for given conditions. The strong variation in surface residual stress levels (measured on the specimens by XRD) from tensile to compressive stresses of several hundreds of MPa did not result in significantly different nominal

threshold stresses. The specimens with the shot peened surface with high compressive surface residual stress showed the lowest nominal threshold stress and the reasons for that are not yet fully clear. Without the compressive surface residual stress, the highly cold-worked shot peened surface layer with very high strength is more susceptible to SCC than the bulk material. Furthermore, the shot peened surface was highly defective with several incipient surface micro-cracks. The plastic straining in the strain-controlled CERT tests may change the surface stress from compressive to very high tensile stress (much higher than in the underlying bulk material) in this material with huge strength mismatch between the surface and bulk. Finally, the initiated cracks might have arrested in the near surface region (if the net surface stress would be still compressive).

At the present stage, there is no suitable and practicable lab test technique to demonstrate and quantify the SCC mitigation by surface modifications (which is essential for inspection releases). The accelerated CERT test method with the tapered specimen with severe plastic straining is more mechanically-dominated and may oversee some more time consuming corrosion/oxidation-based or diffusion-controlled SCC initiation and precursors processes and thus be non-conservative. It worked reasonably well for Alloy 182, but is more challenging for non-sensitized SS, where very slow strain rates  $\leq \sim 10^{-8} s^{-1}$  are necessary to induce IG SCC. The plastic straining may drastically modify the surface residual stress state, reducing or even eliminating the beneficial effect of compressive surface residual stress, at least those in very thin surface layers and this is an issue for components also, where plastic shake down



**Figure 2:**  
Higher SCC stress threshold in PWHT than in as-welded Alloy 182.

(high secondary thermal stress, thermal mixing, vibrations from flow or pumps, local notches) may occur. It is thus questionable, if a qualitative ranking of the various surface treatments with regard to SCC mitigation can be achieved with this technique. Other critical practical aspects such as the durability of the residual stress and underlying microstructure in the thin surface layer during long-term operation are also not captured.

The focus of the SCC tests on Alloy 182 weld metal in the PhD thesis in 2020 was placed to the effect of temperature (with tests going up to 350°C), the comparison of as-welded vs. post-weld heat treated (PWHT) conditions as well as to SCC initiation tests with notched compact tensions specimens with multiaxial stress state and strain gradients and long-term constant load tests with tapered specimens. The latter two are still ongoing. The SCC initiation threshold stress at the Ni/NiO boundary for the ground and polished surface decreased by about 60 to 80 MPa with increasing temperature between 220 and 288°C in BWR/HWC environment and by a similar amount between 288°C and 350°C in PWR environment. For the same temperature, the threshold stress seemed to be about 70 MPa higher in the slightly alkaline PWR ( $pH_T \sim 7.1$ ) than in neutral BWR/HWC environment ( $pH_T \sim 5.65$ ). The yield stress in air at  $10^{-3} s^{-1}$ , on the other hand, only slightly decreased by 30 MPa between 220 and 350°C, which is a factor of 4 to 5 lower than the reduction in SCC threshold stress.

The SCC threshold stress in the PWHT conditions was consistently and moderately higher than in the as-welded materials in both HWC and NWC environment as well as for electropolished and ground surfaces (Figure 2), which is in good agreement with SCC crack growth investigations that usually reveal moderately lower SCC rates in the PWHT conditions. In line with previous investigations, the threshold stress for NWC and electropolished surfaces was higher than that of HWC at the Ni/NiO boundary and ground surfaces, respectively. PWHT reduces the macro and micro weld residual stresses by relaxation and recovery processes. The former do not play a role in the thin tapered specimen. Furthermore, it can result in grain boundary carbide precipitation (which affects their strength and plastic deformation behaviour) and in grain boundary Cr depletion (which affects their corrosion/oxidation behaviour in oxygenated water with the formation of occluded crevice environments with potential acidic pH shifts), which can de- or increase the SCC susceptibility. The characterization of the microstructure and degree of sensitization as well as of the tensile test behaviour of the PWHT material is pending.

### 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 mechanisms such as 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 2019 at EPFL [8] and the H thermal desorption spectroscopy (TDS) measurements at Aalto University in March 2020. The results of this work are summarized in the thesis [9] and four journal publications [10–13].

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  $K_{IC} > 200 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$  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  $J_{IC}$  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 behaviour 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 – Environmental 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 consists of the PhD thesis project of W. Chen on mean stress and stress state effects on environmental-assisted fatigue (EAF) in stainless steels in BWR/HWC environment that was terminated in April 2020 [14] as well as the participation in the international EU EURATOM HORIZON 2020 project INCEFA+ (2015–20) that was finished in October 2020 with the final report [15]. The focus of INCEFA+ was placed to the effect of mean strain, surface conditions and long static load hold periods on EAF in SS under PWR conditions.

Within INCEFA+, more than 250 strain-controlled and 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. Detailed statistical analysis of the data base and of sub-sets by various methods was performed. Only strain range and environment had a clear effect on fatigue life. 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 the expected fatigue life) had a significant effect on fatigue life in air and HTW. In the final data base, surface roughness (polished, industrial polished and ground) only had a small effect that was similar in air and in PWR environment and more pronounced at smaller strain amplitudes. The effect of surface roughness was much smaller than reported in the NUREG&CR-6909 approach, which thus contains significant margins in this context. The environmental reduction of fatigue life was in the expected range of the NUREG CR-6909-Fen predictions. There was no and only a slight lab-to-lab variation in test results in air and PWR environment, respectively. [15–17] Mean stress affected the fatigue life in air and PWR in the same way for a given test type and the environmental reduction of fatigue life in PWR environment was nearly independent of the mean stress

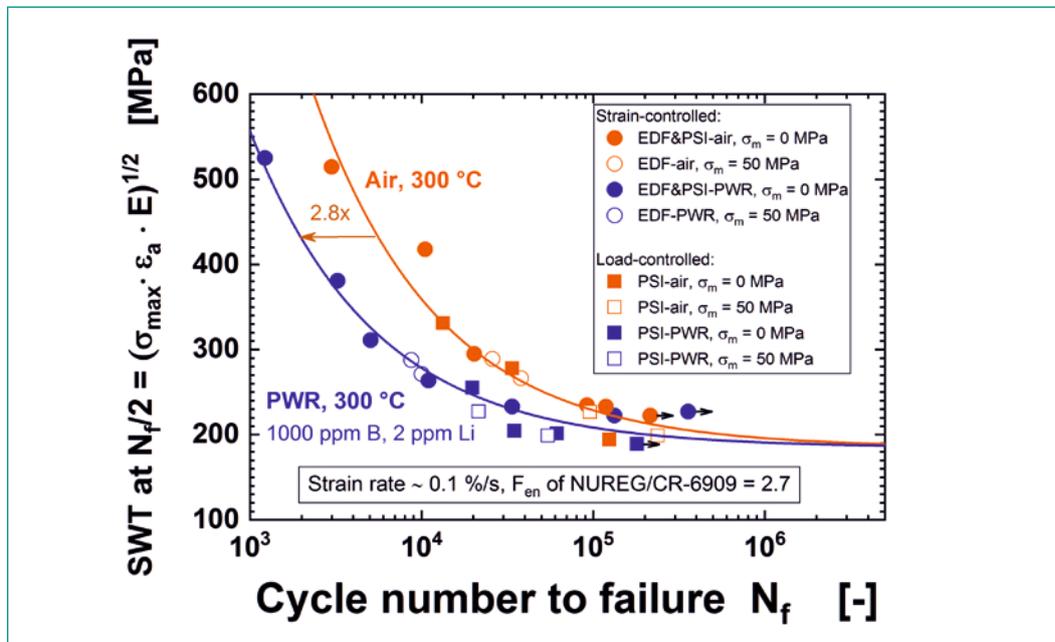


Figure 3: Absence on mean stress effect on environmental reduction in SWT fatigue curve.

level in strain-controlled tests. A modified Smith-Watson-Topper (SWT) parameter (see Figure 3) correlated well the data with and without mean stress in air as well as in PWR environment for both load-controlled and strain-controlled tests with controlled mean stress in the LCF regime ( $\leq 10^5$  cycles) even though an opposite mean stress effect on the fatigue life was observed between the two test types. The environmental reduction in the SWT life curve was the same as in NUREG/CR-6909. There was no synergistic effect between mean stress and PWR environment and mean stress did not amplify the PWR environment effect, if properly taken into account by the modified SWT parameter. The (extrapolated) SWT endurance limit appeared to be the same in air and PWR environment. [17, 18]

The EAF behaviour of 316L SS in BWR/HWC environment in the PhD thesis project was very similar to that of 304L in PWR environment (INCEFA+). In the LCF regime ( $\leq 10^5$  cycles), tensile mean stresses increased LCF life in air and BWR/HWC environment in load-controlled tests, although environmental reduction in LCF life was slightly higher with tensile mean stress. The beneficial tensile mean stress effect on fatigue life outweighs its negative effect in water environment. With the modified SWT approach, the environmental reduction of a fatigue life was independent of mean stress and in line with NUREG/CR-6909. [14], [19] In the HCF regime ( $> 10^5$  cycles), on the other hand, tensile mean stresses seemed to reduce the fatigue life and endurance limit in BWR/HWC environ-

ment, eventually below that in air [14, 19]. At the present stage it is unclear, if this is a real phenomenon or rather an effect/artefact of stress state and specimen type 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 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 environ-

mental 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 behaviour 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.

Pre-tests on the H pre-charging procedure in the hotlab as well as necessary modifications of the IASCC loop (three point bending loading frame, oxygen control system) were implemented in 2020. Unfortunately, the fracture mechanics and IASCC tests that were originally planned for this year, had to be completely shifted to the new LEAD-II project. Due to COVID-19, long-term experiments were not possible in the PSI hotlab in 2020 and radioactive sample fabrication at UJV Rez is delayed by one year. The focus was thus fully placed on the back-up project on the effect of thermal ageing on SCC in Alloy 182.

#### 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 [3]. SRO is the thermally-activated formation of ordered region ( $\text{Ni}_3\text{Cr}$ ,  $\text{Ni}_3\text{Fe}$ ,  $\text{Fe}_3\text{Ni}$  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.

Within this sub-project, the possibility of SRO in Alloy 182 shall be investigated by slightly accelerated thermal ageing. First screening SCC 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 were running until April 2020. The SCC crack initiation behaviour was characterized by CERT 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 behaviour 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 analysis of the SCC tests has been finished this year, but the microstructural characterizations are still ongoing. SCC initiation was not strongly affected by thermal ageing, but the number of tests too low for statistically solid conclusions. The SCC growth rates in the thermally-aged Alloy 182 were moderately lower than in the as-welded material in PWR and BWR environments (Figure 4) for all aged conditions (similar as for PWHT welds). 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 &  $K_I$ , chloride addition). There is thus no evidence for adverse effects of thermal aging on SCC crack growth in Alloy 182 in long-term operation. [20] At the present stage it is not clear, if SRO during thermal ageing had occurred or not or if it already happened during the cooling after welding. Tensile tests in air did not reveal any significant changes in the tensile properties by thermal ageing, but some evidence for moderate DSA with a negative strain rate sensitivity (and thus potential of plastic strain localization) that decreased with thermal ageing. TEP measurements revealed an increase of the Seebeck coefficient with thermal ageing. SRO produces (local) lattice contractions. Measurements with neutron diffraction at PSI's SINQ/POLDI facility did not reveal any difference in lattice constants between the as-welded and thermally-aged conditions, but showed some relaxation of macroscopic weld residual stress. The lattice contractions by SRO could be below the resolution limit of POLDI or the volume fraction of nano-scaled ordered regions too small for measurable macroscopic ef-

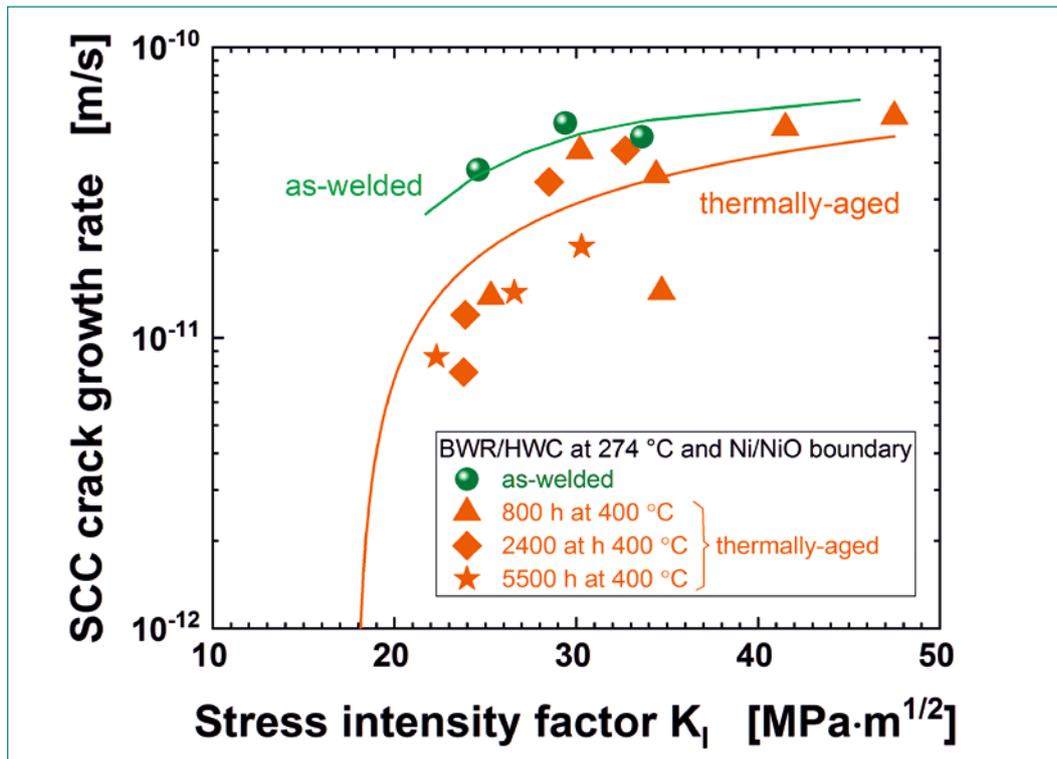


Figure 4: Moderately slower SCC growth rates in BWR/HWC environment of thermally-aged than as-welded Alloy 182 weld metal.

fects, but sufficient to cause moderate localization of plastic deformation. Besides SRO, thermal ageing can also relax macro weld residual stress and micro residual stresses at grain boundaries by recovery processes and result in grain boundary carbide precipitation and grain boundary Cr depletion that can decrease or increase SCC susceptibility, respectively. Further characterization tests are thus planned until March next year to identify the root causes for the beneficial effect of thermal ageing and to verify if SRO had occurred or not.

#### 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 projects ZINC (SCC mitigation by Zn injection), PROACTIV (probabilistic LBB analysis for SCC, small sample fracture testing) and 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. The efforts to harvest some aged materials from KKM (e.g., the surveillance specimens) for future R&D

projects on material ageing, finally were not successful for various reasons and due to a preference of ENSI for the planned international NEA SMILE (Studsвик Material Integrity Life Extension) project in this general context. Within the new On-Call contract with ENSI, we are currently performing a state-of-the-art review on uncertainties of residuals stresses and their consideration in and impact on structural integrity and lifetime assessments. H.P.Seifert gave an overview on material ageing concerns for the safe long-term operation with special emphasis on environmental-assisted degradation mechanism at the 147<sup>th</sup> meeting of the Swiss Nuclear Reactor Safety Commission (KNS).

#### 5 International Collaborations

As active members with key positions (Working Group Leader, Scientific Secretary, Chairman, Webmaster) 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 interna-

tional scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and coordinated within these groups. Within the ICG-EAC and ECG-COMON we actively participate in round-robin programs on SCC initiation [6], electrochemical impedance spectroscopy [21] and oxide films on Ni-based alloys in high-temperature water. As a major milestone and result of the 50 years anniversary workshop of the EFC WP4, the book «Nuclear Corrosion – Research, Progress and Challenges» [22] was published this year and edited by S. Ritter. Furthermore, a special session on SCC initiation was organized by S. Ritter within the EUROCORR 2020 Conference.

The authors are also member of the Technical Area 4 – System and Component Integrity in the NUGENIA Alliance (<https://snetp.eu/nugenia/>), where the safe long-term operation in the context of material ageing is an important topic. Under this umbrella, we are participating in the EU H2020 projects INCEFA+ (EAF) and MEACTOS (SCC mitigation) that both got a cost-neutral prolongation of six months due to COVID-19. The two new EU H2020 projects INCEFA-SCALE (EAF, follow-up project of INCEFA+) and FRACTESUS (small sample fracture testing of irradiated RPV steels) were approved and started in October 2020.

Within two contract projects with EPRI, PSI is supporting the development of a Code Case for EAF crack growth in LAS in BWRs and an International Expert Panel Project of EPRI to develop SCC disposition lines for Alloy 82 in BWR/NWC and HWC environment. The EAF Code Case proposal and its underlying document BWRVIP-333 [23] are based on our EAF model/data and was submitted and supported by the Working Group on Flaw Evaluation Reference Curves and the Section XI Subgroup on Evaluation Standards this year. The final approval by the Section XI Executive Committee is scheduled for February 2021. The Expert Panel has collected, screened and ranked more than 500 SCC crack growth rate data on various Alloy 82 weld metals in BWR environment in a very thorough process. A strategy for the development of SCC disposition curves was developed and agreed among the panel members and data analysis started. A preliminary analysis shows that different curves for NWC and HWC, as well as as-welded and post-weld heat treated materials can be envisaged. The proposal for disposition curves is scheduled before the end of 2021. Finally, we also performed a detailed independent review of a comprehensive EPRI SCC HTW Testing Guideline

Document [24] that was published this year and is a crucial element for data quality and preservation of excellence in this field.

## 6. Assessment of 2020 and Perspectives for 2021

### 6.1 Assessment of 2020

The overwhelming part of the project goals and milestones for the third and last project year [3] has been achieved and the project thus can be terminated as planned by the end of 2020. Also the related H2020 project INCEFA-PLUS was successfully terminated by October 2020. Apart from sub-project TP-IVa, the COVID-19 pandemic only moderately affected the project and most experiments and their analysis were also running during the lock-down period. Sub-project TP-IVa was shifted to the follow-up project LEAD-II, since long-term experiments were not possible in the PSI hotlab in 2020 and radioactive sample fabrication at UJV Rez is delayed by one year. The resulting free resources were used for an extension of sub-project TP-IVb. 24 project-related reports, journal and conference publications were generated in 2020. 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 development of new SCC and EAF disposition lines for RPV steels and Alloy 82 with EPRI are such current examples.

### 6.2 Perspectives for 2021

The project will be terminated by the end of 2020 with the final report being issued until the end of March 2021. A follow-up project, LEAD-II [25], was defined in close interaction with ENSI starting in January 2021 and involving some ongoing activities from LEAD-I, as well as new R&D topics and new connected international projects like INCEFA-SCALE and FRACTESUS.

## 7 Publications

In total, 24 project-related journal papers [6, 8, 13, 17–19, 21, 26–28], book chapters or books [22, 29–31], reports [14, 15, 23] and conference publications [16, 32–37] were generated in 2020.

## 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] P. J. Meadows *et al.*, International Round-Robin on Stress Corrosion Crack Initiation of Alloy 600 Material in PWR Primary Water, Corrosion 76 (2020) 719–733.
- [7] S. Ritter, F. Scenini, R.-W. Bosch, «Round-Robin on the oxidation behaviour of Ni-base alloys in high-temperature water (13<sup>th</sup> ECG-COMON R-R)», ECGCOMON Meeting 2017, Budapest, Ungarn, 12.6–13.6.2017.
- [8] R. W. Bosch, S. Ritter *et al.*, Stress corrosion crack initiation testing with tapered specimens in high-temperature water – results of a collaborative research project, Corrosion Engineering Science and Technology, 2020, 1–16.
- [9] Z. Que, High-Temperature Water Effects on the Fracture Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels, EPFL PhD Thesis No. 9391, 2019.
- [10] Z. Que *et al.*, Corrosion Science 152 (2019) 172–189.
- [11] Z. Que *et al.*, Corrosion Science 154(2019) 191–207.
- [12] S. Roychowdhury *et al.*, Journal of Nuclear Materials 478 (2016) 343–364.
- [13] Z. Que *et al.*, Materials Characterization 165 (202) 110405.
- [14] W. Chen, Experimental evaluation and modeling of fatigue of a 316L austenitic stainless steel in high-temperature water and air environments, EPFL Thesis No 7831, June 2020.
- [15] INCEFA-PLUS findings on environmental fatigue, INCEFA-PLUS Consortium, 2020, ISBN: 978-84-09-24496-6, <https://incefaplus.unican.es/>.
- [16] A. McLean *et al.*, INCEFA-PLUS Project: The Impact of using Fatigue Data generated from Multiple Specimen Geometries on the Outcome of a Regression Analysis, ASME PVP 2020, PVP2020-21422.
- [17] M. Bruchhausen *et al.*, Metals 11(2) (2021) 307–327.
- [18] P. Spätig *et al.*, Metals 11(2) (2021) 221–234.
- [19] W. Chen., P. Spätig, H.P. Seifert, International Journal of Fatigue 145 (2021) 106–111.
- [20] S. Suman *et al.*, SCC initiation in as-welded and thermally aged alloy 182 weld metal under simulated BWR/HWC conditions, EURO-CORR 2019 Conference, 9–13 September 2019, - Seville, Spain.
- [21] S. Ritter *et al.*, Corrosion Engineering Science and Technology 2020 1850070.
- [22] Nuclear Corrosion – Research, Progress and Challenges, European Federation of Corrosion (EFC) Series No. 69, Ed. S. Ritter, Woodhead Publishing, ISBN: 978-0-12-823719-9, 2020.
- [23] BWRVIP-333: BWR Vessel Internals Project, Evaluation of Environmentally Assisted Fatigue Crack Growth in Low Alloy Steel Vessel Materials in the BWR Environment. EPRI, Palo Alto, CA: 2020. 3002018308.
- [24] Stress Corrosion Cracking Testing Guidelines, With Emphasis on High Temperature Water. EPRI, Palo Alto, CA: 2020. 3002018265.
- [25] H. P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, Projektantrag LEAD-II zu Handen des ENSI, PSI AN-46-20-01, 13.07.2020.
- [26] P. Spätig *et al.*, Key Engineering Materials 827 (2020) 294–299.
- [27] B. Tirbonod, Theoretical and Applied Fracture Mechanics 109 (2020) 102656.
- [28] H. P. Seifert J. Bertsch, Materials and Corrosion Issues in the Primary Coolant Circuit of Boiling

Water Reactors, Techniques de l'Ingénieur, 2020, in press.

- [29] *H.-P. Seifert, S. Ritter*, Environmentally-assisted cracking of carbon and low-alloy steels in light water reactors, in Nuclear Corrosion – Research, Progress and Challenges, European Federation of Corrosion (EFC) Series No. 69, Ed. *S. Ritter*, Woodhead Publishing, ISBN: 978-0-12-823719-9, pp. 119–211, 2020.
- [30] *D. Féron, S. Ritter*, Fifty years of nuclear corrosion in Europe: Evolutions and contributions of the working party on nuclear corrosion, in Nuclear Corrosion – Research, Progress and Challenges, European Federation of Corrosion (EFC) Series No. 69, Ed. *S. Ritter*, Woodhead Publishing, ISBN: 978-0-12-823719-9, pp. 19–46, 2020.
- [31] *H.-P. Seifert, J. Hickling, D. Lister*, Corrosion and Environmentally-Assisted Cracking of Carbon and Low-Alloy Steels, in Comprehensive Nuclear Materials, Volume 4: Corrosion, Compatibility, and Environmental Effects, Eds. *R. J. M. Konings, R. E. Stoller*, Elsevier, Oxford, UK, ISBN: 978-0-08-102866-7, Section 4.06, pp. 129–189, 2020.
- [32] *Z. Que et al.*, Microstructural Characterization of the Synergic Effects of Dynamic Strain Ageing and Hydrogen on Fracture Behaviour of RPV Steels in High-Temperature Water Environments, ICG-EAC 2020 «Virtual Meeting».
- [33] *A. Treichel et al.*, Influence of temperature and surface treatment on the SCC initiation behaviour of Alloy 182 weld metal under simulated BWR conditions, ICG-EAC 2020 «Virtual Meeting».
- [34] *A. Sáez-Maderuelo et al.*, Mitigating environmentally-assisted cracking through optimization of surface condition, EUROCORR 2020, Virtual Meeting.
- [35] *L. Volpe et al.*, Exploring the effect of surface machining treatments on microstructure of cold-rolled type 316L austenitic stainless steel and Alloy 182, EUROCORR 2020, Virtual Conference.
- [36] *A. Treichel, S. Ritter, H.-P. Seifert, and S. Virtanen*, «Influence of Temperature and Surface Treatment on the SCC Initiation Behaviour of Alloy 182 Weld Metal under Simulated BWR Conditions», EUROCORR 2020, EFC, No. 287068, Online, September 7–11, 2020.
- [37] *S. Ritter and H.-P. Seifert*, «Impact of Chloride on the Environmentally-Assisted Crack Initiation Behaviour of Low-Alloy Steel under

Boiling Water Reactor Conditions», EUROCORR 2020, EFC, No. 290467, Online, September 7–11, 2020.

# ZINC

## Zinc injection in nuclear power plants to mitigate environmentally-assisted cracking of structural materials

Author und Co-author(s)	S. Ritter, K. Chen, X. Guo, H. Kottmann, A. Mackiewicz, R. Schwenold
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 <a href="http://www.psi.ch/lnm">http://www.psi.ch/lnm</a>
Duration of the Project	October 1, 2019 to March 31, 2023

### ABSTRACT

Stress corrosion cracking (SCC) of Ni-based alloys, as well as (irradiation-assisted) SCC of reactor internals are some of the biggest concerns in the context of long-term operation of the Swiss boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) fleet. Zinc (Zn), even added in very small amounts to the reactor coolant system, has proven to be an effective method for lowering shut-down dose rates in light water reactors (LWRs). Few investigations have indicated that Zn-injection might also have a positive effect on minimising the environmental degradation of structural materials at higher Zn concentrations. This is because the injected Zn ions can substitute into the tetrahedral sites of the  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  spinel structure, which seems to create a more stable and protective oxide scale. The effectiveness of Zn-injection on mitigation of SCC initiation in steam generator tubes (Alloy 600, PWRs) has been shown by some investigations. However, very little is known about the influence of Zn-injection on the SCC behaviour of other structural materials in the primary reactor coolant systems and necessary Zn concentrations for SCC mitigation. In addition, the working mechanism of Zn-injection on the SCC initiation and propagation for different kinds of materials is poorly studied and not understood. Because Zn-injection is applied in the Swiss reactors, it is of utmost importance that the possible impact of Zn on the SCC be-

haviour is explored in more detail to benefit from the potential mitigation effects. Therefore, the ZINC project was initiated.

Experiments in sophisticated high-temperature water loop systems with autoclave and loading device, simulating BWR or PWR conditions, are being conducted to systematically study the effect of Zn on the SCC initiation and propagation behaviour of a Ni-based weld metal (Alloy 182) and a cold-worked stainless steel (AISI 316L). The properties of the oxide film formed on the specimens will also be studied in detail to gain new phenomenological insights on the mechanisms behind.

The literature on Zn water chemistry in the context of general corrosion and SCC has been collected and studied. A first batch of specimens has been manufactured and the experimental facilities have been implemented and tested. A series of reference exposure and SCC tests (without Zn-injection) has been started and first results are expected in 2021.

## 1 Introduction

Stress corrosion cracking (SCC) of Alloy 182/82, as well as (irradiation-assisted) SCC of reactor internals made out of stainless steel are some of the biggest concerns in the context of long-term operation of the Swiss boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) fleet. Zinc (Zn), even added in very small amounts to the reactor coolant system, has proven to be an effective method for lowering shut-down dose rates in light water reactors (LWRs) [1]. Accessorily, some very few investigations have indicated that Zn-injection might also have a positive effect on minimising the degradation of structural materials. This is because the injected Zn ions can substitute into the tetrahedral sites of the  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  spinel structure, which seems to create a more stable and protective oxide scale. The effectiveness of Zn-injection on mitigation of SCC initiation in steam generator tubes (Alloy 600, PWRs) has been shown by some investigations [2, 3]. However, very little is known about the influence of Zn-injection on the SCC behaviour (especially crack propagation) of other structural materials in a reactor system. In addition, the working mechanism of Zn-injection on the SCC initiation and propagation for different kinds of materials is poorly studied. Because Zn-injection is applied in the Swiss reactors, it is of utmost importance that the possible impact of Zn on the SCC behaviour is explored in more detail to benefit from the potential mitigation effects.

The general objective of the current 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 (weld metal Alloy 182) and a stainless steel (cold-worked AISI 316L) 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.

Besides a quantification of the effect of Zn on the SCC behaviour, the project also contributes to maintaining an independent expertise (available to the ENSI) and to educate (young) experts in the field of water chemistry and plant ageing management, which is of utmost importance for the safe long-term operation of the Swiss nuclear power

plants. The topic is relevant for both types of reactors currently available in the Swiss LWR fleet. The project fulfils most of the criteria defined in the ENSI research strategy [4]. Additionally the project represents a cross-cutting activity which contributes to the work of several areas at the ENSI.

The current report briefly describes the state-of-the-art on Zn/SCC in LWRs, the project content and the work performed so far.

## 2 Structure and goals of the ZINC project

The ZINC project is organised based on the very good experience from former ENSI-PSI projects (e.g., NORA, SAFE or LEAD). The project tasks (see Table 1) are covered by a project leader, a Post-Doc and a PhD-student. The «core team» will be supported by scientific specialists and technical staff of the BTS Group and from other groups of the Laboratory for Nuclear Materials (LNM) and Department Hot Laboratory (AHL) from the Nuclear Energy and Safety Research Division (NES) at PSI.

Tasks	Subject	Share
Task 1	Literature study on Zn water chemistry related topics	approx. 10%
Task 2	Exposure and SCC tests in high-temperature water loops and characterisation of oxide films	approx. 75%
Task 3	Analysis of plant specimens on the Pt (and Zn) deposition	approx. 15%

**Table 1:** Subjects and share of the tasks of the ZINC project.

The general topic of the project is the systematic investigation of the effect of Zn addition on the SCC initiation and propagation behaviour and on the oxide film of Alloy 182 weld metal and AISI 316L stainless steel in (simulated) BWR and PWR environments to gain new phenomenological insights and a better basic understanding. The final objective is to be able to quantify a potential mitigation effect of Zn, e.g. also in the context of SCC disposition lines.

In the course of the SAFE, LEAD and NORA projects, facilities for performing sophisticated SCC, water chemistry and solution injection experiments, analytics for the oxide films and cracks have already been developed and qualified. Nevertheless, some facilities had to be refurbished and new components be added, but the ZINC project can profit from the existing infrastructure and does not need to start from scratch.

In the first project year, the focus was on studying the literature, recruitment of the personnel (Post-Doc and PhD-student), material and specimen manufacture and set-up of the experimental facilities.

### 3 Content of the ZINC project and work carried out

#### 3.1 Background and literature

Even under reducing PWR or BWR hydrogen water chemistry/online NobleChem™ (OLNC) conditions, SCC initiation and high SCC growth rates cannot be fully excluded and still represent some concern in the context of the safe long-term operation of the Swiss LWR plants. Because the Swiss BWR and PWRs currently apply Zn-injection, the quantification of a possible effect of Zn on the SCC behaviour is very important.

In the early eighties, a correlation between low primary recirculation system dose rates in BWRs and the presence of ionic Zn in reactor water was identified. This is because Zn has the ability to replace (active) Co in oxides on the surfaces of reactor components, which reduces the activity build-up. This provided the first motivation to implement Zn addition in BWRs [5]. In 1986, the first BWR began to intentionally inject Zn. By 1998, the Zn-injection technique had been applied in 32 BWRs produced by General Electric (GE) and thereafter it was planned to use this technique in all the GE BWRs [6]. The success of Zn-injection in BWRs inspired the PWR vendors and utilities to investigate the impact of Zn-injection on materials compatibility, fuel performance and operational performance in plants. In the nineties, the USA and Germany launched research projects with different aims on studying the effect of Zn-injection in PWRs [7]. In the US, the main interest was to mitigate SCC of mill-annealed Alloy 600, which was used for the steam generator tubes and which has shown to be highly susceptible to SCC in high-temperature water. In Germany, the main aim was the radiation reduction in the plants, because SCC was not a big issue due to the use of Alloy 800NG as steam generator tubing materials. After convincing field results were received from the plants in Germany and USA, many PWR plants (now more than 90) started to inject Zn into the coolant [8].

Besides Alloy 600 steam generator tubing in PWRs, intergranular SCC also occurs in otherwise corro-

sion-resistant stainless steel and Ni-based alloy components of both, BWRs and PWRs, which has led to tremendous capacity losses in reactors worldwide during the last three decades [9]. In some cases it even challenged the integrity of the primary coolant circuit. SCC of structural materials typically experiences several consecutive processes: (i) initiation process, (ii) growth of micro cracks, (iii) stable crack growth, and (iv) rapid final fracture. The initiation and the stable crack growth processes are the two stages that contribute most to the SCC behaviour of the materials, and which are associated with the rupture of the oxide film formed on the materials surface or on the crack-tip. Conceptually, the injected Zn ions in the reactor coolant can substitute into the tetrahedral sites of the  $\text{Fe}_3\text{O}_4$  structure spinel [10, 11], which seems to create a more stable (lower free energy) oxide and therefore better protects the underlying metal (lower corrosion rate and somewhat thinner oxide). Thereby, the corrosion behaviour and oxide film characteristics of structural materials are changed under Zn water chemistry, which then might influence the SCC behaviour of structural materials.

Most research about the effects of Zn-injection on the SCC initiation was performed on Alloy 600 in PWRs or simulated PWR primary water [2, 12]. The results indicate that Zn-injection has a strong mitigative effect on the initiation of SCC cracks in Alloy 600, which was attributed to the suppression of hydrogen reduction on the surface, diminishing/thinning of the outer layer and the formation of Cr-rich protective oxide film containing Zn [13]. However, research also indicated that the composition and structure of the oxide film on Alloy 600 exposed to Zn-containing water are not always the same: water chemistry, testing temperature, Zn content, etc. can all influence the corrosion behaviour [13, 14]. Unfortunately, even for the well-investigated Alloy 600, the relationship between the SCC initiation mitigation effect and the composition/structure of Zn-containing oxide scale is still not clear.

Little research has been carried out to study possible effects of Zn-injection on SCC initiation in other materials, such as stainless steels, low-alloy steels or Ni-based Alloy 182/82. However, the oxide film on stainless steels exposed to simulated primary water with or without Zn has been investigated. Experimental work on type 304 stainless steel [15] has revealed that Zn-injection in simulated primary water results in the formation of Zn-

$\text{Fe}_2\text{O}_4$  and  $\text{ZnCr}_2\text{O}_4$  spinels in the oxide film, which contradicts with Miyajima's research results [16] that  $\text{ZnCr}_2\text{O}_4$  is the most stable phase with a wide potential-pH range. Based on thermodynamic calculation, Beverskog [17] reported that Zn-injection has no effect on the pre-formed oxide scale, and  $\text{ZnCr}_2\text{O}_4$  only forms on new oxide film. The controversial results indicate that the extent of the corrosion suppression effect of Zn due to modification of the protective oxide film on stainless steels is still not quantified and further research in this area is a necessity.

An effect of Zn on the SCC initiation behaviour in nuclear structural materials seems to some extent obvious, because the surface of the steel is exposed directly to the bulk water containing Zn. The possible impact of Zn-injection on the crack propagation process is more obscure. Based on the slip-dissolution model [18], the crack propagation process involves the rupture of the oxide film at the crack-tip along the grain boundary and metal dissolution and passivation of the crack-tip by the nucleation and growth of an oxide film. Therefore the effect of Zn-injection on crack propagation is dependent on whether Zn can diffuse towards the crack-tip and get involved in the crack-tip oxide film formation/modification process. Angell [3] reported that the crack growth rates of Alloy 600 and 690 were essentially the same in environments with or without Zn, which was confirmed by Morton's research results [19] that Zn-injection has no effect on the crack growth rate of Ni-based alloys exposed to hydrogenated high-temperature water. Morton also noted that only a cubic Ni oxide was identified at the crack surface, which contradicts with Kawamura's experimental results [20] that chromite spinel was observed in the crack-tip surface of Alloy 600 exposed to hydrogenated water. Those contradictory results have brought more dispute to the effects of Zn-injection on crack growth of Ni-based alloys. Therefore, reliable information about the crack-tip oxide structure and Zn content is crucial to evaluate the effectiveness of Zn-injection.

Only two studies about the effects of Zn-injection on the SCC crack propagation of stainless steel have been found in the open literature. Zhang [21] claimed that 60 ppb Zn-injection reduced the crack growth rate of cold-worked type 316 stainless steel by a factor of two to three. However, Zn enrichment was found at the secondary crack-tip, instead of the primary crack-tip. Andresen [22] found that 5 to 10 ppb addition of Zn was consist-

ently beneficial in reducing the crack growth rate of sensitized type 304 stainless steel, and the reduction in crack growth rate from Zn-injection ranged from a factor of five in hydrogenated water to a factor of two in oxygenated water. Because of the potential difference between the crack-mouth and crack-tip in oxygenated water, it is generally believed that the cations cannot diffuse towards the crack-tip or that the diffusion rate is extremely low. However, in Andresen's research, some mitigation effect of Zn addition was observed in oxygenated water. Unfortunately, the crack-tip composition and structure were not examined in this study. Therefore, it can be concluded that the limited literature available gives no systematic insight into the influence of Zn-injection on the crack propagation behaviour of stainless steels exposed to high-temperature water with different water chemistry.

Only one recent study [23] on the effect of Zn on the environmentally-assisted fatigue behaviour of type 316 stainless steel in PWR environment could be discovered. 30 ppb of Zn addition increased the low-cycle fatigue life by a factor of three.

No (open) literature could be found investigating possible effects of the combined injection of Zn and Pt in BWR plants. Because KKL is applying OLNC and Zn addition this topic is also of relevance.

### 3.2 Work programme

A literature study on the state of science and technology in the field of Zn addition, also in combination with Pt injection/OLNC, is conducted. The special emphasis is placed on the effect of Zn-injection on corrosion and SCC of structural materials and on the construction of experimental Zn-injection facilities, which helps to identify further critical open questions and knowledge gaps. It also facilitates the design of an optimised SCC test facility for Zn-injection experiments in the ppb concentration range with a high degree of experimental freedom and flexibility.

According to the widely accepted Ford-Andresen model [18], SCC initiation and propagation always involve the formation and rupture of the protecting oxide films. Thus, study of the oxide films is an important part of this project to gain mechanistic insights. Coupons for corrosion exposure tests are machined from a cold-worked stainless steel (AISI 316L) and an Alloy 182 weld metal. These coupons

will be exposed to simulated LWR environments (BWR and PWR conditions) with different Zn contents until stable surface oxide films form, so that effects of Zn content and exposure time on the oxide properties (morphology, chemical composition and structure) can be investigated by post-test microstructural characterization. Currently, very limited research has been carried out to examine possible effects of Zn addition on the mechanical properties of oxide films and repassivation behaviour of structural materials, which are closely related to the SCC initiation and propagation behaviour of the materials. Different methods will be evaluated to possibly measure the fracture strain/toughness of oxide film with Zn-treated and Zn-free specimens. Scratch tests will be performed to reveal the repassivation kinetics of the materials before and after Zn exposure.

To investigate the SCC initiation and propagation behaviour of Alloy 182 and cold-worked AISI 316L stainless steel, constant extension rate tensile (CERT) tests with flat tapered tensile specimens and slow rising and/or constant load tests with blunt-notched or pre-cracked compact tension specimens (instrumented with crack growth monitoring) will be conducted in Zn-containing and Zn-free high-temperature water. Tests will be performed in BWR and PWR water chemistry environments.

Even though the OLNC SCC mitigation technique and the platinum (Pt) deposition behaviour have been investigated in detail in the framework of the NORA projects, the final verification of the Pt distribution on BWR plant component surfaces is still incomplete. So far, mostly TEM replicas and scratch samples have been taken from «real» plant surfaces or specimens, which did not reveal the «full picture» of the Pt particle distribution, but only the Pt surface loading (and in few cases Pt particle sizes). It has been shown by the NORA project that the Pt surface loading alone is not sufficient to fully judge on the SCC mitigation properties of OLNC-treated component surfaces. Therefore, a selection of highly active coupon specimens, exposed during the NORA project(s) in the mitigation monitoring system (MMS) at KKL, will be investigated on their Pt particle distribution in the new active high-resolution scanning electron microscope (actually it's an active focussed ion beam instrument) in PSI's AHL. At this occasion, also the Zn content on the MMS specimens could eventually be investigated.

### 3.3 Work carried out

In the initial phase of the project, the literature on Zn water chemistry in BWRs and PWRs has been collected and thoroughly studied. The state-of-the-art on Zn-addition in the context of SCC was summarised in an internal report. A very brief summary of this report can be found in Section 3.1.

Based on this literature study a preliminary testing programme was developed and specimen types selected. Furthermore, the materials were chosen (Alloy 182 and AISI 316L) and prepared for specimen manufacture. The 316L stainless steel was 20 % cold-worked to increase its susceptibility to SCC. The mechanical properties after cold-work were measured at different temperatures by a series of tensile tests in air. A batch of coupon, flat tapered tensile and compact tension specimens were manufactured.

A major part of the work was the implementation and refurbishment of the experimental facilities. The NORA high-temperature water loop was carefully cleaned, revised and partly renewed. A Zn-injection system was installed and, to be able to perform SCC tensile tests during Zn-injection, the facility was extended by adding a four litres autoclave with a 25 kN electromechanical loading device (Figure 1a). Also a coupon holder was designed and installed, to be able to insert and remove coupon specimens during a running ex-

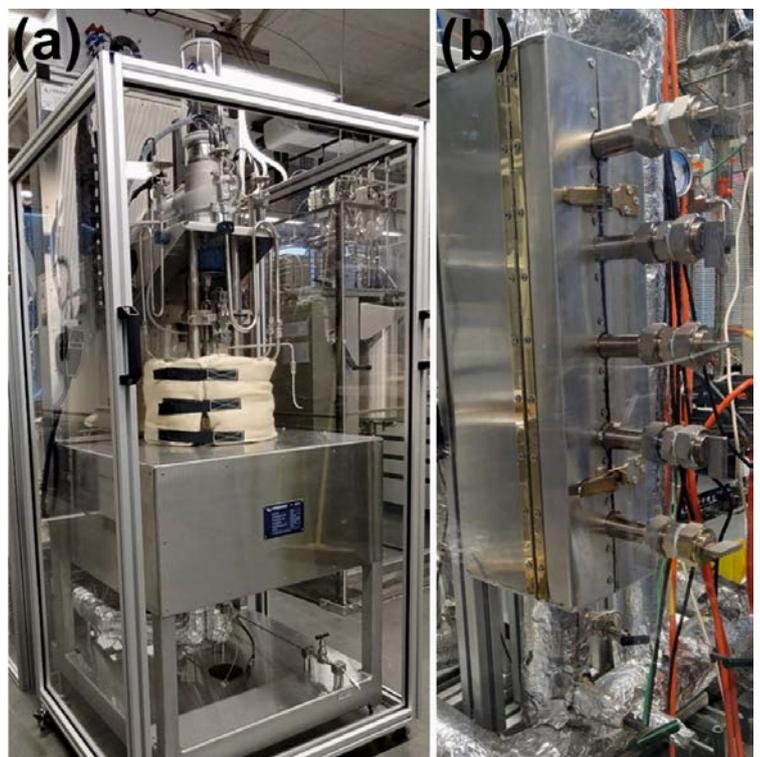


Figure 1: (a) Photograph of the new autoclave with 25 kN electromechanical loading device. (b) Photograph of the newly designed coupon specimen holder.

periment and expose the specimens to the high-temperature water for different periods (Figure 1b). One of the other loop/autoclave systems was also extended by a Zn-injection system. All facilities were thoroughly tested and optimised thereafter.

Finally, a reference exposure and SCC initiation test series without Zn-injection was started and the first tests are currently under evaluation.

## 4 National collaborations

The collaboration and technology transfer on the national level take place within the Swiss nuclear community and the ETH domain. The ENSI is periodically informed on the project status and results during the semi-annual project meetings. All Swiss utilities are invited to those meetings as observer and they are informed on the latest results during the annual ENSI-PSI project presentation meeting. Close collaboration and links also exist with the ENSI project LEAD.

## 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 Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>, S. Ritter is acting as Executive Committee member/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 regularly presented and/or discussed within these groups. PSI also participates as an active member in the SNETP-NUGENIA alliance (Technical Area 4 – System and Component Integrity, <http://www.snetp.eu/nugenia>) and the BTS-Group is in close contact with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA). The project leader is also strongly involved in a Horizon 2020 EU project (September 2017 until February 2022) dealing with mitigation of SCC initiation (MEACTOS, [www.meactos.eu](http://www.meactos.eu)).

## 6 Assessment of 2020 and perspectives for 2021

### 6.1 Assessment of 2020

After a good project start with the literature survey and material/specimen manufacture, unfortunately the COVID-19 pandemic seriously affected the further progress of the project. Both new co-workers (Post-Doc and PhD-student) were recruited in early 2020, but finally could only start with a five months delay. Also the set-up of the experimental facilities was slowed-down relevantly due to the first lockdown. Therefore, not all goals and milestones of the first project year could be achieved. To compensate for this delay, a cost-neutral prolongation of the project by six months was decided by ENSI and PSI.

During the first project year the literature review, materials characterisation, specimen manufacture, recruitment of the co-workers and set-up of the experimental facilities have been conducted. The first reference exposure and SCC initiation experiments (without Zn-injection) could be started. One project meeting was held at PSI in January 2020. Due to the pandemic and corresponding delay the second planned project meeting was moved to February 2021 and the annual ENSI-PSI project presentation needed to be cancelled.

From the predecessor project NORA-III, a one-day NORA/OLNC-seminar has been held in February 2020, at Cofrentes nuclear power plant (Spain), which was well attended and highly appreciated. Results from the NORA projects also have been presented at the («virtual») ICG-EAC Meeting 2020, at the PSI-NES Colloquium and in a journal paper (see Section 7).

### 6.2 Perspectives for 2021

During the second project year the systematic series of exposure and SCC tests with Zn-injection will start. First results on the SCC initiation threshold stress thresholds and SCC propagation rates from the two materials are expected to come. Furthermore, the materials will be further characterised, the analytical methods will be explored and first specimens will be studied in detail. The literature review will be published and results will be presented at the annual ENSI-PSI project presentation event and at conferences (in case they will take place). Finally, two project meetings will be organised.

## 7 Publications

Because the project is still in its initial phase and due to the delay caused by the Covid-19 pandemic, no ZINC-related publications (except the project proposal) could be made. Therefore publications from the predecessor project NORA-III are included here.

- *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.
- *S. Ritter P.V. Grundler, S. Rowthu*, «A decade of research on the NobleChem technology at PSI – summary of the most important results», «Virtual» ICG-EAC Meeting 2020, May 2020.
- *S. Ritter, P.V. Grundler, S. Rowthu, A. Ramar, L. Veleva, and V. Karastoyanov*, «Nanotech for an Efficient Mitigation of Stress Corrosion Cracking in BWRs: A Decade of Research on NobleChem (the NORA Project)», NES Colloquium, Villigen PSI, Switzerland, July 14, 2020.
- *S. Rowthu, P.V. Grundler, E. Müller, and S. Ritter*, «Pt Catalytic Effects on the Corrosion and Hydrogen Chemisorption Properties of Zircaloy-2», *Journal of Nuclear Materials*, 2020, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2020.152716>.

## 8 References

- [1] *G. Romeo*, «Oxidation and Radiation Buildup on Stainless Steel Components of Boiling Water Reactors», *Nuclear Technology*, 1983, 63(1), 110–120, <https://doi.org/10.13182/NT83-A33307>.
- [2] *K. Norring and J. Engström*, «Initiation of SCC in Nickel Base Alloys in Primary PWR Environment: Studies at Studsvik since Mid 1980s», *Energy materials*, 2008, 3(2), 113–118.
- [3] *M.G. Angell, S.J. Allan and G.P. Airey*, «The Effect of Primary Coolant Zinc Additions on the SCC Behaviour of Alloy 600 and 690», 9<sup>th</sup> Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, TMS, 1999.
- [4] «Forschungsstrategie Des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats Ensi», in: ENSI Report, ENSI, Brugg, Switzerland, June 2013.
- [5] *G. Romeo*, «Oxidation and Radiation Buildup on Stainless Steel Components of Boiling Wa-

- ter Reactors», *Nuclear Technology*, 1993, 63(1), 110–120.
- [6] *S.E. Garcia and R.L. Cowan*, «Zinc Addition Experience in BWRs under Normal and Hydrogen Addition Chemistry», JAIF – Int. conference on water chemistry in nuclear power plants, Kashiwazaki, Niigata, Japan, 1998.
- [7] *I. Betova, M. Bojinov, P. Kinnunen, and T. Saario*, «Zn Injection in Pressurized Water Reactors – Laboratory Tests, Field Experience and Modelling», in: VTT Report, VTT Technical Research Centre of Finland, 2011.
- [8] «Zn Injection», in: Westinghouse Report, Westinghouse Electric Company LLC., 2017.
- [9] *S. Ritter(Ed.)*, «Nuclear Corrosion: Research, Progress and Challenges», EFC Publications No. 69, Woodhead Publishing, UK, ISBN: 978-0-12-823719-9, 2020, <https://doi.org/10.1016/C2019-0-05522-7>.
- [10] *P.M. Scott and P. Combrade*, «General Corrosion and Stress Corrosion Cracking of Alloy 600 in Light Water Reactor Primary Coolants», *Journal of Nuclear Materials*, 2019, 524, 340–375, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0022311519303009>.
- [11] *E. Chajduk and A. Bojanowska-Czajka*, «Corrosion Mitigation in Coolant Systems in Nuclear Power Plants», *Progress in Nuclear Energy*, 2016, 88, 1–9, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0149197015301116>.
- [12] *J.N. Esposito, G. Economy, W.A. Byers, J.B. Esposito, F.W. Pement, R.J. Jacko, and C.A. Bergmann*, «The Addition of Zn to the Primary Reactor Coolant for Enhanced PWSCC Resistance», 5<sup>th</sup> Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, American Nuclear Society, Monterey, CA, USA, August 25–29, 1991.
- [13] *H. Kawamura, H. Hirano, S. Shirai, H. Takamatsu, T. Matsunaga, K. Yamaoka, K. Oshinden, and H. Takiguchi*, «Inhibitory Effect of Zinc Addition to High-Temperature Hydrogenated Water on Mill-Annealed and Prefilmed Alloy 600», *CORROSION*, 2000, 56(6), 623–637, <https://doi.org/10.5006/1.3280565>.
- [14] *S.E. Ziemniak and M. Hanson*, «Zinc Treatment Effects on Corrosion Behavior of Alloy 600 in High Temperature, Hydrogenated Water», *Corrosion Science*, 2006, 48(10), 3330–3348, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0010938X05003367>.
- [15] *X. Liu, X. Wu and E.-H. Han*, «Influence of Zn Injection on Characteristics of Oxide Film on

304 Stainless Steel in Borated and Lithiated High Temperature Water», *Corrosion Science*, 2011, 53(10), 3337–3345, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0010938X11003295>.

- [16] *K. Miyajima and H. Hideo Hirano*, «Thermodynamic Consideration on the Effect of Zinc Injection into PWR Primary Coolant for the Reduction of Radiation Build up and Corrosion Control», *CORROSION 2001*, NACE International, Houston, TX, USA, 2001, <https://doi.org/>.
- [17] *B. Beverskog*, «The Role of Zn in Lwrs», *Int. Conference on Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems*, Paper No. 2.7, San Francisco, CA, USA, 2004.
- [18] *P.L. Andresen and F. Peter Ford*, «Life Prediction by Mechanistic Modeling and System Monitoring of Environmental Cracking of Iron and Nickel Alloys in Aqueous Systems», *Materials Science and Engineering: A*, 1988, 103(1), 167–184, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/0025541688905642>.
- [19] *D.S. Morton, D. Gladding, M.K. Schurman, and C.D. Thompson*, «Effect of Soluble Zinc Additions on the SCC Performance of Nickel Alloys in Deaerated Hydrogenated Water», 8<sup>th</sup> *Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors*, Amelia Island, FL, USA, August 10–14, 1997.
- [20] *H. Kawamura, H. Hirano, S. Shirai, H. Takamatsu, T. Matsunaga, K. Yamaoka, K. Oshinden, and H. Takiguchi*, «The Effect of Zinc Addition to Simulated PWR Primary Water on the PWSCC Resistance, Crack Growth Rate and Surface Oxide Film Characteristics of Prefilmed Alloy 600», *CORROSION 1998*, NACE International, Paper No. 141, USA, 1998, <https://www.osti.gov/servlets/purl/350098>.
- [21] *L. Zhang, K. Chen, J. Wang, X. Guo, D. Du, and P.L. Andresen*, «Effects of Zinc Injection on Stress Corrosion Cracking of Cold Worked Austenitic Stainless Steel in High-Temperature Water Environments», *Scripta Materialia*, 2017, 140, 50–54, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S1359646217302750>.
- [22] *P.L. Andresen and T.M. Angeliu*, «Effects of Zn Additions on the Stress Corrosion Cracking Growth Rate of Sensitized Stainless Steel, Alloy 600 & Alloy 182 Weld Metal in 288 Water», *Corrosion 1995*, NACE International Paper No. 409, USA, 1995.
- [23] *H.-S. Kim, H.B. Lee, J. Chen, C. Jang, T.S. Kim, G.L. Stevens, and K. Ahluwalia*, «Effect of Zinc on the Environmentally-Assisted Fatigue Behavior of 316 Stainless Steels in Simulated PWR Primary Environment», *Corrosion Science*, 2019, 151, 97–107, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0010938X18318353>.

## (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, D. Jiang
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

PROACTIV 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), increasingly applied for crack growth and arrest calculations in pressurized thermal shock (PTS) assessments of RPVs, is investigated concerning their performance. The project, split in three subprojects, considers the needs of ENSI and helps 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, 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 analyze the influence of crack depth, probability of flaw detection (POD) and

inspection intervals on the leak probability of a feed-water nozzle pipe in a boiling water reactor with a dissimilar metal weld (DMW).

**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 by comparing results from numerical simulations with the ones of dedicated experiments and as far as possible with analytical solutions. In this report we present crack growth and arrest calculations for a RPV mock-up subjected to thermal shock (TS) loading with two different numerical models.

**In subproject III (SP III)**, «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. We therefore will analyze how to separate the well-known size effect from the influence of material inhomogeneity. For this purpose, 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 outline the problem addressed in this PhD project and the approach selected to tackle it.

## 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 and 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 unnecessarily early shutdown of nuclear power plants (NPPs). Otherwise, deterministic assessments bear the risk that some parameters may not be fully considered. In such case, probabilistic analyses may help to discover safety gaps and e.g. 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 deterministic analyses by probabilistic ones: therefore, this topic is highly relevant for ENSI.

Most safety assessments of NPP components are based on linear elastic fracture mechanics (LEFM) or in some cases on elastic plastic fracture mechanics methods (EPFM), in which stress intensity factors (SIFs) or J-integrals are calculated and compared with corresponding acceptable values. 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 as SCC, fatigue, detection limits, inspection intervals, mitigation actions as reparations, etc. It is one goal of PROACTIV (SP I) to investigate the performance of available numerical tools.

A very important component in NPPs is the RPV, since its integrity must be guaranteed for the whole operation time and must be assessed for normal operation as well as for accident situations. An accident 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 trigger the growth of existing ones. For situations where

crack initiation cannot be excluded, it is important to prove that cracks will be arrested in less embrittled and hot zones of the RPV before a through-wall crack occurs. The 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 remeshing required by the classical FEM. However, the method is not yet fully confirmed for safety assessments. It is one project goal (SP II) to improve the knowledge concerning XFEM and to increase its reliability. We therefore planned the validation of crack growth calculations by thermal shock experiments, which should build a necessary basis for future safety assessments, particularly with regard to PTS analysis. Fracture toughness evaluation of RPV steels plays an important role concerning the safety assessment of RPVs. A great deal of investigations have been done to characterize the fracture toughness in the ductile-to-brittle transition region of ferritic RPV steels used in NPPs. There is a number of key points to take into account in the evaluation of fracture toughness in the transition region, among which: i) fracture toughness, represented by  $K_{Jc}$ , is specimen size and geometry dependent, and ii) a significant scatter in measured fracture toughness is observed. So  $K_{Jc}$  should not be regarded as a material property but as a parameter representing the crack initiation toughness of a given specimen only. This implies that the rules to transfer and compare toughness data between different specimen sizes or to cracked component geometries have to be well established. As far as scatter is concerned, its origin is related to the intrinsic nature of a cleavage associated with the probability to find a crack initiator in the process zone of a loaded crack, which is usually described by the weakest-link theory. Additional scatter may stem from other sources of macroscopic inhomogeneity. For instance, it can be a variation of the strength through the thickness of a steel plate, where a variety of microstructures from tempered martensite on the surface to bainite in the middle of the plate can be found, or regions of the plates populated by large non-metallic inclusions or impurities. It is therefore of primary importance to develop accurate and physics-based models to predict the specimen size dependence of toughness and to understand the actual origin of the scatter.

It is now well established that the fracture toughness temperature dependence of all structural fer-

ritic steel can be described by the master-curve method currently defined in the ASTM-E1921 standard [1]. Steel inhomogeneity represents an issue that was not explicitly foreseen in the earliest development of ASTM-E1921 standard. However, in the current version of ASTM-E1921, the Appendix 5 provides recommendations to evaluate the inhomogeneity of a fracture dataset either in the context of the bimodal or multimodal distribution of  $T_0$ . Basically, it gives provision to estimate the degree of inhomogeneity, to recalculate the failure probability of a bi- or multimodal distribution and the corresponding tolerance bounds. However, in most studied cases, the toughness behaviour in the transition region was assumed to represent a macroscopically homogeneous material, having uniform isotropic strength and toughness properties as well as microstructure. Any deviations from these assumptions may lead to a fracture behaviour that does not comply with the master-curve failure probability predictions. As such, the inhomogeneity of a given steel is mainly reflected by an excessive scatter in toughness data rather than by a variation of the reference temperature  $T_0$ . A typical example of such a case was reported by Sokolov and Tanigawa for a high-chromium tempered martensitic steel that exhibited excessive scatter, suspected to stem from large inclusions [2]. Since there is an international trend in fusion and fission research to use small fracture mechanics specimens, expertise in this issue at PSI is of high interest for ENSI. The importance of this topic is also the reason for the European research project FRACTESUS.

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 two codes PRO-LOCA, which was developed in the frame of PARTRIDGE-I by Battelle, Columbus, Ohio, USA and PROST, developed by Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in order to compare them concerning their performance.

Particular goals of the investigation are the calculation of time dependent probabilities for crack initiation and leak size/rates as function of probability of detection (POD) and inspection intervals, weld overlay repair, weld residual stresses (WRS),

thermal stresses, fatigue, stress corrosion cracking (SCC) and earthquake load. We also participate in the OECD/CSNI/WGIAGE benchmarks leak before break (LBB), leak rate and probabilistic fracture mechanics (CAPS).

#### **SP-II: Validation of the eXtended Finite Element Method (XFEM) concerning the application to crack growth calculations**

It is the goal of SP II to validate crack growth calculations with XFEM by targeted benchmarks and experiments. Therefore, 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 mock-ups made from a material with very high ductile-to-brittle transition temperature (DBTT) similar to an embrittled end of life RPV. In the cylindrical mock-up specimens, cracks will be initiated by an applied thermal shock similar to a PTS load in a RPV (without internal pressure). The difference between large-scale tests performed in international projects (e.g. ICAS, FALSIRE, NESC, SMILE), which were performed to investigate crack initiation in single PTS experiments, is, that we intend to investigate crack initiation, growth and arrest in a series of down-scaled specimens to gain statistical relevant results. We also compare calculated SIFs for several standard fracture mechanics cases with analytical solutions within the frame of the OECD/CSNI benchmark «XFEM».

#### **SP-III: Fracture toughness evaluation of RPV steels by means of miniature specimens**

The goals of SP-III is to separate the specimen size effect from material inhomogeneity on the evaluation of fracture toughness. Three steps will achieve this. In a first step, a literature study summarized the state-of-the-art in this specific field. Based on that, in a second step a PhD thesis has been defined and launched on 1<sup>st</sup> of September 2020. In a third step the PhD thesis will be realized by Mr Dongyang Jiang and consist of fracture toughness testing in the ductile to brittle transition region of inhomogeneous ferritic steels by means of sub-sized fracture specimens, microstructural analyses and modeling of crack behavior by FEM

and Local Approach to Fracture (LAF) in order to interpret the experimental results. Special emphasis is paid to underlying statistics of the Master Curve (MC) concept and its application to inhomogeneous material.

## Work carried out and results obtained

### SP I: Probabilistic Integrity analyses of critical RPV areas and piping by considering active damage mechanisms

The PROST code is applied to investigate the influence of in-service inspection on the leak probability of a feed-water nozzle to ferritic safe end location with DMW as shown in Fig. 1 [3]. Furthermore, we analyze the influence of crack depth, WRS, POD and inspection intervals on the leak probability of a pipe with a DMW.

The outer diameter and thickness of the safe end pipe is 374 mm and 28 mm, respectively. The inner pressure and temperature in normal operation condition is 7.34 MPa and 290 °C, respectively. The calculated axial WRS distribution along the centerline of weld metal is shown in Fig. 2. In addition to the inner pressure and WRS, the applied loadings include a total bending moment of 433 MN·mm and a total axial force of 160 kN due to deadweight load, thermal load, operating basis earthquake inertia and displacement loads as well as safe shut-

down earthquake inertia and displacement loads. Mentioned bending moment and axial force are varying with 20 000 fatigue cycles. In the investigated case, only the bending moment is assumed to assist the crack growth. As shown in the red zone in Fig. 1, an initial circumferential crack with the full length of 100 mm and the depth of 0.788 mm is assumed in the weld.

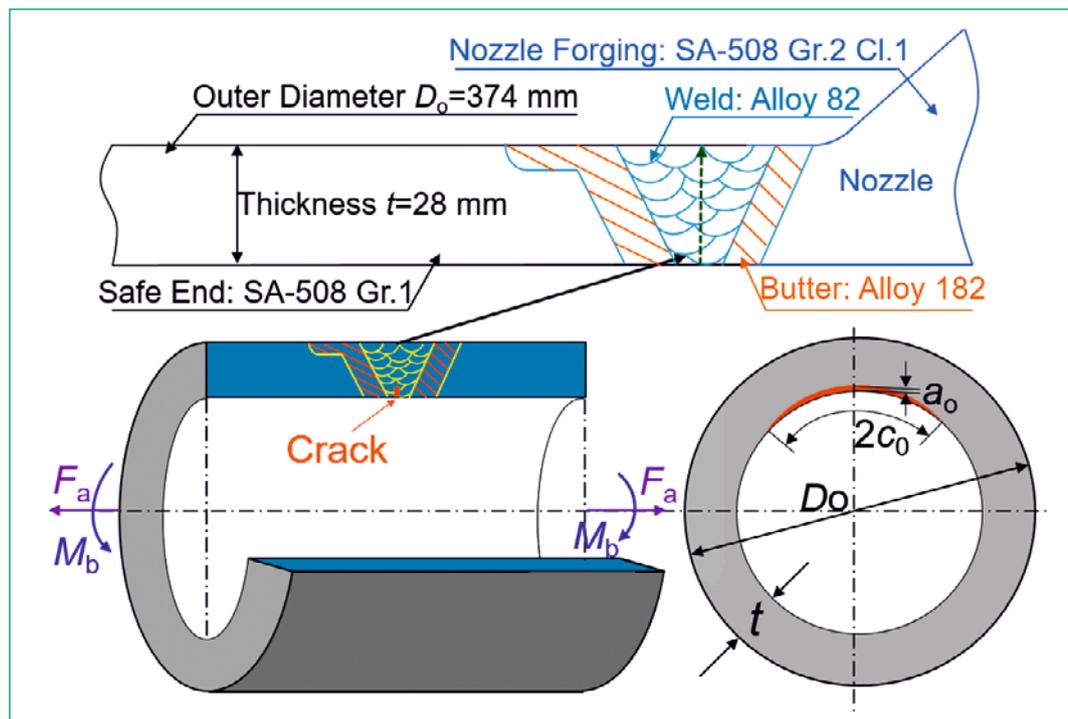
The fatigue crack growth rate is considered by the Paris-law [4]:

$$1) \frac{da}{dN} = C(\Delta K)^m,$$

with the fatigue crack growth rate coefficient  $C = 1 \times 10^{-10}$  mm/cycle, the fatigue crack growth exponent  $m = 3.93$  and  $\Delta K$  the cyclic change of the SIF. Note that the fatigue crack growth rate  $\frac{da}{dN}$  is zero if  $\Delta K$  is less than the threshold value of  $\Delta K_{th}$  ( $15.8 \text{ MPa} \cdot \sqrt{\text{m}}$ ).

Non-destructive inspection is assumed to take place after intervals of 10 and 5 years, respectively. The different PODs are given as a function of the relative crack depth as shown in Fig. 3 [5]. Higher PODs result from better detection quality (advanced). It is assumed that detected cracks will be repaired and multiple inspections are independent of each other. Fig. 4 depicts the annual leak probability (ALP) varying with the operation time of the component. Without inspection, the ALP is almost constant over the operation time except the first year. An effect of in-service inspection over the years is observed as influenced by inspection efficiency. Compared with larger inspection intervals (per 10 years), the shorter inspection intervals (per 5 years) can cause more significant drops of the

Figure 1: Schema of straight pipe with a DMW weld.



ALP and is further reduced for higher POD. In addition, taking 5-year inspection intervals as shown in Fig. 4, with advanced inspection, the ALP is  $10^{27}$  times lower than that with good inspection, regardless of initial crack depth.

In order to evaluate the influence of initial crack depth on the failure probability, five initial crack depths are postulated, namely 0 mm, 0.788 mm, 1.182 mm, 1.576 mm and 1.97 mm. Meanwhile, the applied WRS magnitude is also varied by multiplying the values in Fig. 2 by factors of 0, 1 and 2. Figure 5 shows that the ALP is independent on the various WRS distributions. Fig. 6 depicts the dependence of ALP on the in-service inspection by considering various depths of assumed initial cracks. The ALP vs. time for different initial crack depths and inspection quality is shown in Fig. 7.

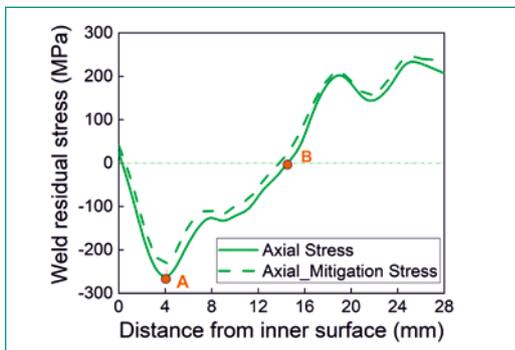


Figure 2: The WRS radial distribution along the centerline of weld metal.

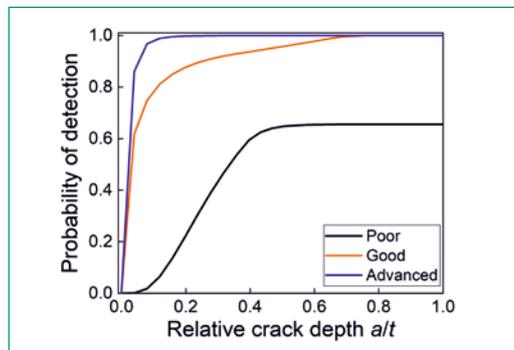


Figure 3: POD vs. of relative crack depth for different detection qualities.

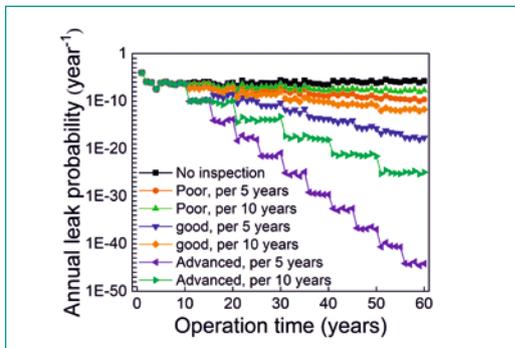


Figure 4: Annual leak probability vs. time for a crack depth of 0.788 mm.

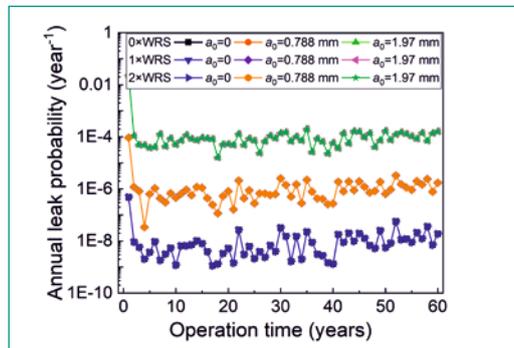


Figure 5: Annual leak probability as functions of time considering various WRS distributions and crack depths.

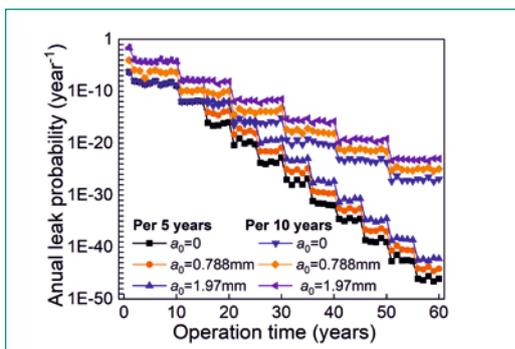


Figure 6: Annual leak probability as functions of operation time with different initial crack depths and inspection intervals.

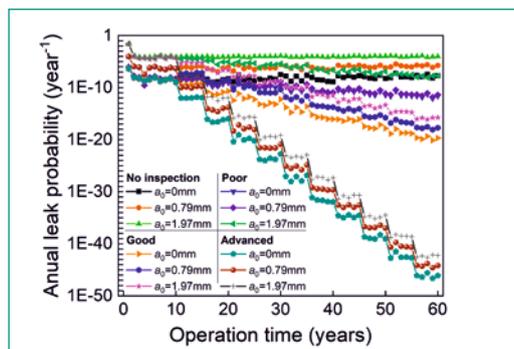


Figure 7: Annual leak probability vs. time with different initial crack depths and inspection quality.

**Table 1:**  
Cumulative leak probability with big initial crack depths

Cumulative leak probability (%)				
Depth ( $a_0$ /mm)	No inspection	From the 10 <sup>th</sup> year-per 5 years		
		Poor	Good	Advanced
4	85.56	84.58	84.52	84.51
8 and 16	100	100	100	100
Depth ( $a_0$ /mm)	/	From the 5 <sup>th</sup> year- per 5 years		
		Poor	Good	Advanced
4		84.47	84.41	84.4
8 and 16		100	100	100

WRS change from compressive to tensile, as shown in Fig. 2.

We conclude that the WRS distribution has little influence on the annual leak probability when only the fatigue crack growth is considered. The quality of POD curves has the most significant contribution to the reduction of annual leak probability for small initial crack depths. The cumulative leak probability is mainly dependent on the initial crack depths.

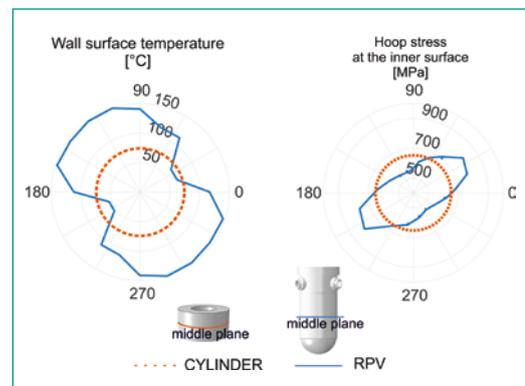
### SP II: Validation of the Extended Finite Element Method (XFEM) concerning the application to crack growth calculations

The core of the RPV can be considered as hollow circular cylinders disregarding the geometrical details due to nozzles. During a loss of coolant accident, the RPV is subjected to stresses originated by a combination of pressure and temperature gradients as shown in Fig. 8 (the blue line corresponds to temperature and stress in the RPV) for a PTS due to a large break. Under the presence of initial cracks, such defects can concentrate stresses, which might provoke crack growth. Irradiation on material can significantly reduce the fracture toughness and in the possible scenario of crack growth, which can promote undesirable unstable crack propagation. Experiments on real size samples to examine the fracture behavior under these loading conditions are extremely expensive and one possible way to circumvent this problem is to perform experiments on mock-ups as shown in Fig. 8, where the axisymmetric orange line corresponds to temperature and stress in the idealized cylinder.

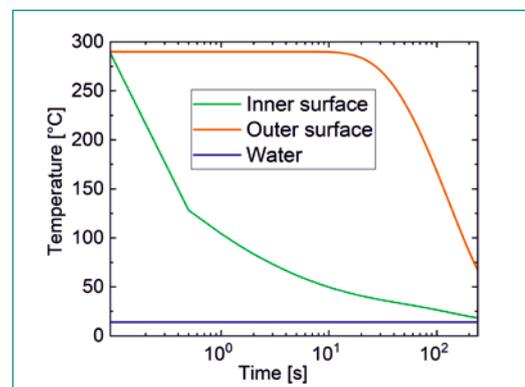
The mock-up is chosen to be a cylinder with geometry and initial crack depth thickness ratio given by  $(R_i, R_o, L, a/wt)$ , where  $R_i$  and  $R_o$  stand for the inner and outer radii, respectively,  $L$  is the length,  $a$  is the crack depth and  $wt$  is the wall thickness. A

finite element model was defined to obtain the temperature and stress distributions in the cylinder's wall and later to calculate the SIF. The thermal shock from 290°C to 14°C in 4 minutes is applied at the inner surface of the cylinder (Fig. 9). Temperature and hoop stress distributions along the thickness direction in the RPV and the mock-up candidate (50, 100, 100, 0.1) for different times are shown in Fig. 10 and 11, respectively.

The modified 17MoV8-4 steel is selected as the material assumed for the calculation. This is a low alloy steel subjected to a heat treatment, such as the resultant material has a modified fracture toughness, similar to a very embrittled RPV. This can be described by the ASME fracture toughness



**Figure 8:** Temperature and maximum hoop stress distribution in the middle section of the two loop RPV ( $t=118$  s) and thick cylindrical mock-up candidate (50, 100, 100, 0.1) at ( $t=3$ s).



**Figure 9:** Temperature evolution at the inner, outer surface and of the cooling water.

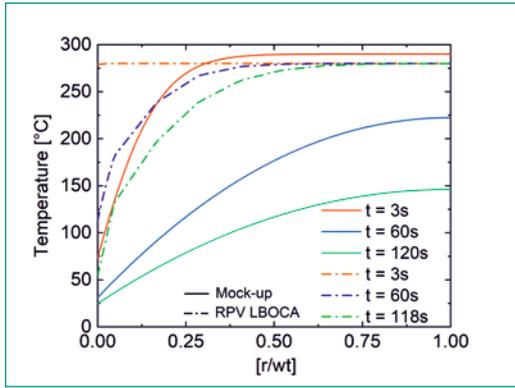


Figure 10: Temperature radial distribution for the RPV and the mock-up candidate (50, 100, 100, 0.1).

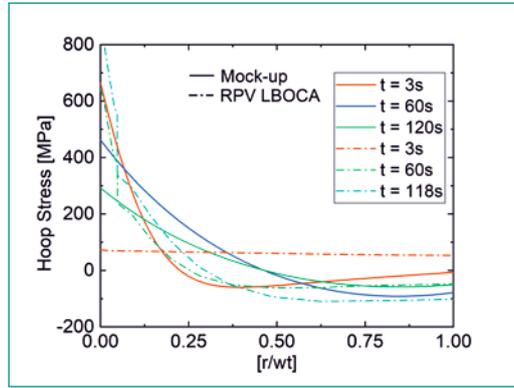


Figure 11: Hoop stress radial distribution for the RPV and the mock-up candidate (50, 100, 100, 0.1).

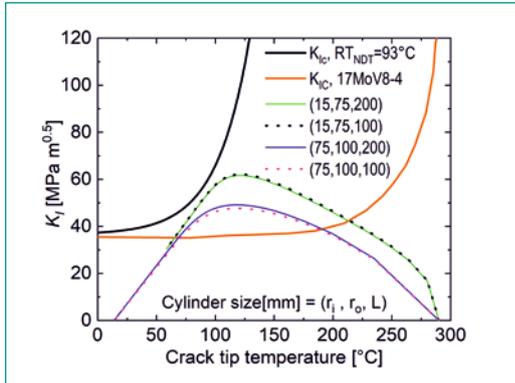


Figure 12: SIF vs. crack tip temperature for four cylinders (15, 75, L, 0.1) and (75, 100, L, 0.1) with L = 100 mm and 200 mm.

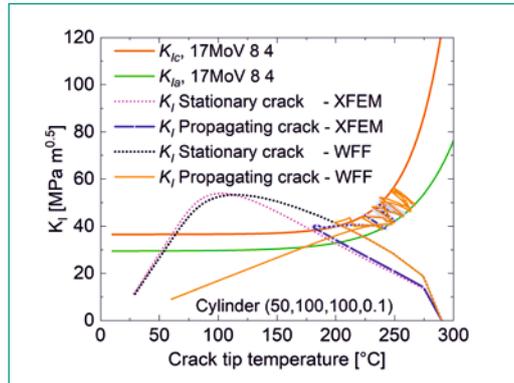


Figure 13: Stress intensity factor vs. crack tip temperature for the candidate (50, 100, 100, 0.1).

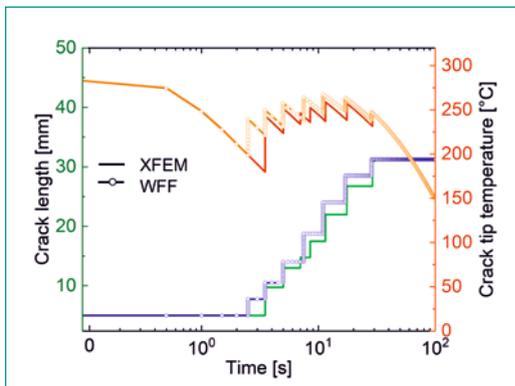


Figure 14: Crack length and crack tip temperature evolution during the transient for the candidate (50, 100, 100, 0.1).

curve  $K_{Ic}(T)$  corresponding to a  $RT_{NDT}$  of 253 °C (the red curve in Fig. 12), the  $K_{Ic}(T)$  for an  $RT_{NDT}$  set to 93 °C is also represented in Fig. 12 (the black curve). According to the results in Fig. 12, both candidates (15, 75, 100, 0.1) and (75, 100, 100, 0.1) satisfy the crack initiation criterion  $K_I(T) \geq K_{Ic}(T)$ .

The calculation of the crack propagation is carried out by two approaches using the fracture toughness for initiation in Eq. (2) and crack arrest toughness in Eq. (3) as criteria during the propagation of the crack.

$$2) K_{Ic} = 36.5 + 22.78 \exp[0.036(T - RT_{NDT})]$$

$$3) K_{Ia} = 29.43 + 13.68 \exp[0.026(T - RT_{NDT})]$$

The first approach calculates the SIF using the XFEM formulation in ABAQUS [6]. The second approach uses a closed-weight form formula (WFF) for thick cylinders subjected to thermal shock presented in Ref. [7]. The results for the SIF evolution during the transient of the candidate cylinder (50, 100, 100, 0.1) are summarized in Fig. 13, whereas in Fig. 14, the corresponding crack length and the crack tip temperature are shown for the XFEM and the WFF calculations. They show good agreement and according to these results, the crack with initial length 5 mm starts propagating when  $t$  is 5.25 seconds, reinitiates 6 times and finally stops at 29 seconds with final length 31.25 mm.

Table 2 summarizes the results for the different candidates analyzed. In addition to the fracture mechanical criteria, the final mock-up candidates should also fulfill certain criteria concerning manufacturing and manipulation before, during and after the test. Therefore, 6 cylinders were considered in this step of the design, taking into account as main optimization parameters: weight, initial

**Table 2:**  
Result for the examined mock-ups for the thermal shock experiment.

Candidate (Ri, Ro, L, a/t) [mm]	Weight [kg]	Initial crack [mm]	Final crack XFEM [mm]	Final crack WFF [mm]
(75, 100, 100, 0.1)	10.5	2.5	∞	∞
(15, 75, 100, 0.05)	12.9	3.0	-	5.25
(15, 75, 100, 0.1)		6.0	22.0	30.0
(15, 75, 50, 0.1)	6.4	6.0	-	22.50
(50, 100, 100, 0.1)	19.4	5.0	31.0	31.3
(30, 85, 100, 0.1)	15.4	5.5	-	33.3

crack length, inner radius. The best optimal candidate is (15, 75, 100, 0.1).

### SP III: Fracture toughness evaluation of RPV steels by means of miniature specimens

We briefly outline hereafter the issue we want to address in a PhD and the approach selected to tackle the problem.

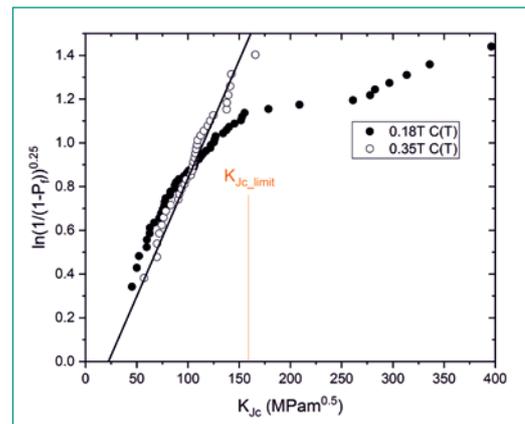
The method to assess the inhomogeneity is based on earlier work by Wallin et al [8]. This approach relies on data obtained with 1T-specimens or 1T-adjusted data if obtained with sub-sized-specimens. A censoring limit is introduced to consider well-constrained specimens, namely specimens that fail at a  $K_{Jc}$  value low enough to ensure small scale yielding conditions (SSY) and dominance of plane strain condition along the crack front. This limit is given by the following equation:

$$4) \quad K_{Jc\_limit} = \sqrt{\frac{Eb\sigma_y}{30(1-\nu^2)}}$$

All the conditions in the ASTM-E1921 standard to perform a valid master-curve analysis can be easily met for unirradiated steels, in particular the specimen size requirement, if enough material is available. However, it is practically impossible to determine the fracture properties on irradiated RPV steel with 1T-specimens. Indeed, in irradiation experiments a limited number of small precracked specimens (typically 0.1T to 0.2T compact tension or 0.12T mini-Charpy size specimens) are generally available to evaluate the fracture behaviour following irradiation. In such cases, it is more the rule than the exception to deal with fracture toughness datasets obtained under large scale yielding conditions (LSY), which are well known to lead to much higher measured fracture toughness. In SSY conditions and for homogeneous material, the cumulative failure probability that describes the scatter is a Weibull distribution written as:

$$5) \quad P_f(K_{Jc}) = 1 - \exp\left[-\left(\frac{K_{Jc} - K_{min}}{K_o(T) - K_{min}}\right)^4\right]$$

As a typical example, Fig. 15 illustrates the difference between the cumulative failure probability obtained with relatively large specimens (0.35T C(T)) that failed under SSY conditions and small specimens (0.18T C(T)) that suffer from constraint loss due to LSY conditions of a tempered martensitic steel. The deviation from linearity observed for the small specimen fracture data is the signature of constraint loss for homogenous materials.



**Figure 15:** Cumulative failure probability diagram illustrating the difference between SSY and LSY condition on fracture toughness. Eurofer97 steel, tested at -100 °C with sub-sized compact tension specimens [9].

It is crucial to recognize that a similar loss from linearity is observed if specimens are tested in SSY but originating from an inhomogeneous materials, see for instance in [1]. Thus, it appears that determining whether a material is homogeneous or not with small specimens is not straightforward. A statistical method has to be established to separate the intrinsic specimen size effect from that of inhomogeneity, which again are both reflected in the analytical form of cumulative failure probability. Our approach is to design first an experiment where small specimens taken from a homogeneous material will be tested to characterize, from the experimental and modelling point

of views, the cumulative failure probability under conditions of LSY accurately. In a second steps, other similar failure probability diagrams will be constructed from dataset obtained with bi- and multimodal distributions to incorporate the inhomogeneity effect. The difference between the different cumulative failure distributions (mono-modal, bi-modal, random, etc.) will inform about the number of tests necessary to draw conclusion about inhomogeneity, confidence levels, and effects on the failure bounds. The accuracy of the estimated parameters will be a function of dataset size. The specimens will be extracted from different locations of a thick plate of the Japanese reference RPV steel JRQ. This plate presents a  $T_0$  difference of about 60°C between the surface and the middle of the plate so that different sets of specimens with well distinct  $T_0$  can be prepared, tested and analysed. We finally note that the experimental tests will be supplemented by detailed 3D finite element simulation to recalculate the  $K_{Jc}$  value deduced from the 3D J-integral concept and not from the plane strain  $K_{Jc}$  equation often and wrongly used beyond its validity limit.

## International Cooperation

In the frame of the project PROACTIV we are represented in the International **Group of Radiation Damage Mechanisms on Pressure Vessel Steels** (IGRDM), the European Network of Excellence NUGENIA (**NU**clear **GEN**eration II & III **A**ssociation, <https://snetp.eu/>), the European Technical Safety Organisations Network (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-**I**nformed **D**ecision **G**uidance – Phases I&II) and the ORCD/CSNI working group WGIAGE. We contributed to EU-Research Projects: Advanced PTS Analysis for LTO (APAL), Grant Agreement (GA) No: 945253, NFRP-2019-2020, Nondestructive Evaluation (NDE) System for the Inspection of Operation-Induced Material Degradation in Nuclear Power Plants (NPPs) (NOMAD), GA No. 755330 and Fracture Mechanics Testing of irradiated RPV Steels by means of Sub-sized Specimens (FRACTESUS), GA No. 900014.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

The main goals of the project year 2020 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 17MoV8-4 steel with very high ductile-to-brittle transition temperature. For 2021 significant progress in SP I and the experimental part of SP II can be expected since an appropriate material for the thermal shock specimens finally could be ordered. The motivated PhD student strengthens SP III.

## Publications (2020)

- *Mora, D.F., Costa Garrido, O., Mukin, R., Niffenegger, M.,* Fracture mechanics analyses of a reactor pressure vessel under non-uniform cooling with a combined TRACE-XFEM approach, (2020) Engineering Fracture Mechanics, 238, art. no. 107258, DOI: 10.1016/j.engfracmech.2020.107258
- *Herrera-Solaz, V., Cepeda-Jiménez, C.M., Pérez-Prado, M.T., Segurado, J., Niffenegger, M.,* The influence of underlying microstructure on surface stress and strain fields calculated by crystal plasticity finite element method, (2020) Materials Today Communications, 24, art. no. 101176, DOI: 10.1016/j.mtcomm.2020.101176
- *Niffenegger, M., Mora, D.F., Kottmann, H.,* Non-destructive evaluation of rpv embrittlement by means of the thermoelectric power method, (2020) American Society of Mechanical Engineers, Pressure Vessels and Piping Division PVP, 7, art. no. V007T07A002, DOI: 10.1115/PVP2020-21446
- *Mora, D.F., Niffenegger, M., Mukin, R.,* Crack propagation modeling in a PWR under PTS using XFEM, (2020) American Society of Mechanical Engineers, Pressure Vessels and Piping Division PVP, 6, art. no. v006t06a001, DOI: 10.1115/PVP2020-21239

## References

- [1] ASTM E1921-19b Standard Test Method for Determination of Reference Temperature,  $T_0$ , for Ferritic Steels in the Transition Range, 2019.

- [2] *M. A. Sokolov, H. Tanigawa*, Application of the master curve to inhomogeneous ferritic/martensitic steel, *Journal of Nuclear Materials* 367–370 (2007) 587–592.
- [3] Structural Integrity Associates, Inc., Report No. 1300355.307, November 2014.
- [4] *Paris, P and Erdogan, F.* A critical Analysis of Crack Propagation Laws, *J. Basic Eng.*, ASME, 1963, 85(4), 528–533.
- [5] *K. Heckmann and Q. Saifi*, Comparative analysis of deterministic and probabilistic fracture mechanical assessment tools, *Kerntechnik*, 2016, 81(5), 484–497.
- [6] *ABAQUS*. Theory Manual and User's Manual, Dassault System Simulia Corp, Providence, RI, USA; 2012.
- [7] *Oliveira R, Wu XR*. Stress intensity factors for axial cracks in hollow cylinders subjected to thermal shock, *Engineering Fracture Mechanics*. 1987;27:185-97.
- [8] *N. P. Wallin K., Laukkanen A., Planman T.*, Master Curve analysis of inhomogenous ferritic steels, *Engineering Fracture Mechanics* 71 (2004) 2329-2346.
- [9] *P. F. Mueller*, Finite element modeling and experimental study of brittle fracture in tempered martensitic steels for thermonuclear fusion applications, PhD-4518 EPFL, Lausanne, 2009.

# IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Autor und Koautoren	M. Borgerhoff <sup>1)</sup> , S. Ghadimi <sup>2)</sup> , C. Schneeberger (ENSI), M. Stadler <sup>1)</sup> , B. Wilding <sup>2)</sup> , P. Zwicky <sup>2)</sup>
Beauftragte Institution	<sup>1)</sup> Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Bochum, Deutschland <sup>2)</sup> Basler&Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater, Zürich
Adresse	<sup>1)</sup> Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum <sup>2)</sup> Forchstrasse 395, CH-8032 Zürich
Telefon, E-Mail, Internetadresse	+49 234 96130 30, borgerhoff@stangenberg.de, www.stangenberg.de
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 (2006–2008), IMPACT II (2009–2011) und IMPACT III (2012–2018) schlossen sich auch ausländische Partner an. 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. 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 rechnerischen Simulation von

Anprallvorgängen weiter gesteigert werden. Grundlage hierfür sind Anprallversuche mit grösseren und dickeren Stahlbetonplatten, Versuche mit schiefem Projektilanprall und Versuche mit randnahen Belastungen. Um diese Versuche durchführen zu können, hat VTT eine grössere Testeinrichtung geplant, welche 2021 gebaut wird. Die bisher durchgeführten Versuche konnten noch mit der bestehenden Testeinrichtung durchgeführt werden.

Zu Beginn des Jahres 2020 wurde ein bereits für 2019 geplanter Versuch zum Studium des schiefen Anpralls eines Hartgeschosses («Inclined Punching Test» IP1) nachgeholt. Die Versuchsserie mit schiefem Anprall eines verformbaren Projektils («Inclined Bending Tests») wurde im Berichtsjahr mit den vier Versuchen IB1 bis IB4 an Stahlbetonplatten und einem vorangehenden Versuch zur Kraftmessung («Inclined Force Plate Test» FPI1) vollständig durchgeführt.

In diesem Beitrag wird über die im Rahmen von IMPACT IV – NEREID im Berichtsjahr durchgeführten Versuche IP1, FPI1 und IB1 bis IB4 sowie über die zugehörigen numerischen Simulationen berichtet. Im Zusammenhang mit dem Versuch IP1 wird über die Vorausberechnung des für 2021 vorgesehenen Versuchs IP2 berichtet. Zusätzlich werden die rechnerischen Simulationen zur Vorausberechnung der Ver-

suche ITP2R und ITP4R («Increased Thickness Punching Tests») beschrieben, für die ein neu gestaltetes Hartgeschoss entwickelt worden

ist. Für die in diesem Bericht beschriebenen Berechnungen von Basler & Hofmann wurde die Software LS-DYNA [1] verwendet.

## 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

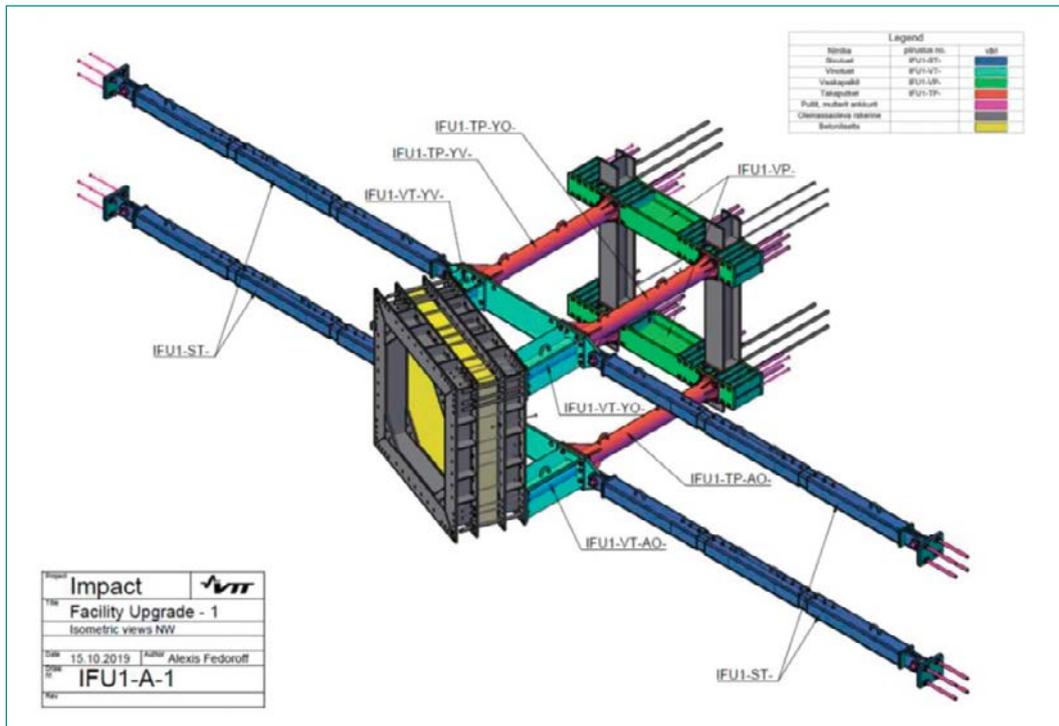
### Durchführung des Versuchs IP1 und Planung des Versuchs IP2

Der «Inclined Punching Test» IP1 an einer unter einem Winkel von 20° geneigten, 250 mm dicken Stahlbetonplatte mit den äusseren Abmessungen 2,088 m x 2,088 m (Spannweiten 2,0 m) wurde 2020 im «VTT Technical Research Centre» in Espoo (Finnland) mit der Zielsetzung durchgeführt, den Einfluss des Anprallwinkels auf das Durchstanzverhalten der Platten bei einem Hartkörperanprall zu untersuchen. Für die Versuche mit schiefer Projektilanprall wurde die aus zwei miteinander verschraubten Rahmen und einer rückwärtigen Abstützung bestehende Stahlkonstruktion zur Aufnahme der Versuchsplatten um ein Adapterbauteil für den jeweiligen Neigungswinkel und seitliche Abstützungen gemäss Abbildung 1 ergänzt.

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 Daten dieser Tests, des in 2020 durchgeführten Tests IP1 und des für 2021 geplanten Tests IP2 sind in Tabelle 1 zusammengestellt. Das in den Versuchen verwendete Projektil besteht aus einer massiven Edelstahl-Frontkappe und einem daran angeschweissten dickwandigen Edelstahl-Rohr mit Leichtbetonfüllung.

**Tabelle 1:**  
IMPACT IV – NEREID,  
Daten der Tests  
IRIS-2010 P1-P3,  
IP1 und IP2,  
Quelle: VTT

Test	IRIS2010 P1-P3	IP1	IP2
Plattenabmessungen [m]	2,088 x 2,088		
Plattendicke [m]	0,25		
Biegebewehrung	Ø 10 c/c 90 mm => oben und unten kreuzweise 8,7 cm <sup>2</sup> /m		
Schubbewehrung	-		
Projektilmasse [kg]	47,5		
Plattenwinkel [°]	0	20	30
Anprallgeschwindigkeit [m/s]	135,9	136,25	135,0 (Zielwert)
Restgeschwindigkeit [m/s]	34–45	27	(Test in 2021)



**Abbildung 1:**  
Versuchsordnung für  
Versuche mit schiefem  
Projektilanprall,  
Quelle: VTT

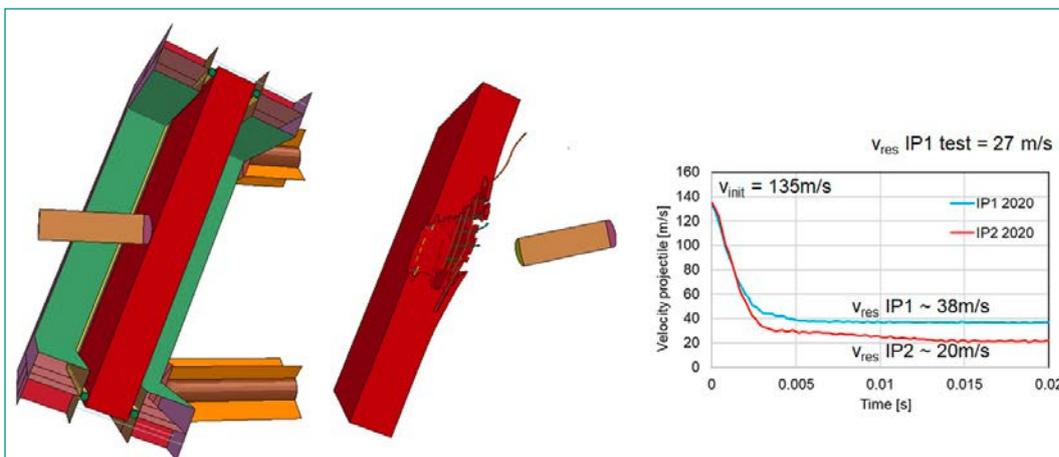
Der Test IP1 unterscheidet sich von den Referenztests IRIS-2010 P1-P3 allein durch den Neigungswinkel der Platte von 20°. Die Restgeschwindigkeit des Projektils nach Perforation betrug 27 m/s und ist damit erwartungsgemäss geringer als in den IRIS-Tests.

#### Rechnerische Simulationen der Tests IP1 und IP2

Die rechnerischen Simulationen der Tests IP1 und IP2 mit schiefem Anprall eines Hartgeschosses auf eine um 20° bzw. 30° gedrehte 250mm dicke Stahlbetonplatte wurden mit der Software LS-DYNA [1] durchgeführt. Der Beton wurde mit Volumenelementen und der Bewehrungsstahl mit Stabelementen abgebildet. Das Projektil wurde mit Volumen- und Schalenelementen abgebildet und mit dem Plattenmodell gekoppelt. Die Auflagerkonstruktion

aus doppeltem Stahlrahmen und abstützenden Stahlrohren wurde, wie in Abbildung 2 beispielhaft für den Test IP1 dargestellt, mit Schalenelementen modelliert. Aus Symmetriegründen konnte das Modell auf eine Strukturhälfte beschränkt werden.

Aus den rechnerischen Simulationen der Tests IP1 und IP2 resultiert mit einer Anprallgeschwindigkeit von 135 m/s in beiden Fällen eine Perforation der Platte mit Restgeschwindigkeiten des Projektils von 38 m/s bzw. 20 m/s. Dem in die Platte eindringenden Projektil wird folglich ein mit grösserem Neigungswinkel ansteigender Bauteilwiderstand entgegengesetzt, der zu einer Verringerung der Restgeschwindigkeit nach Perforation führt. Trotz der leichten rechnerischen Überschätzung der Restgeschwindigkeiten ist auch im Test IP2 eine Perforation der Platte zu erwarten.



**Abbildung 2:**  
LS-DYNA-Modell des  
Tests IP1 (links),  
Schädigung der Platte  
nach Perforation  
(Mitte) und Restge-  
schwindigkeit nach der  
Perforation (rechts),  
Quelle: B&H

### Durchführung der Versuche IB1 bis IB4 und des Force-Plate-Tests FPI1

Die vom ENSI vorgeschlagenen Versuche mit schiefe Anprall eines verformbaren Projektils («Inclined Bending Tests») auf eine Stahlbetonplatte haben die Zielsetzung, den Einfluss des Anprallwinkels auf die durch das kinetische Verhalten des Projektils auf der Plattenoberfläche bestimmte Belastung und das hierdurch bewirkte Verformungsverhalten der Platte zu untersuchen. Die Versuchsserie wurde im Berichtsjahr mit den vier Versuchen IB1 bis IB4 an 150 mm dicken Stahlbetonplatten und dem dazugehörigen Versuch zur Untersuchung der Lastcharakteristik beim Anprall auf eine starre Stahlplatte («Inclined Force Plate Test» FPI1) vollständig durch-

geführt. Die für die Versuche mit schiefe Projektilanprall verwendete Versuchsanordnung, mit der die Neigung der Stahlbetonplatten erreicht wird, wurde bereits anhand von Abbildung 1 beschrieben.

Als Referenzversuche für die Tests IB1 bis IB4 wurden die im Rahmen von IMPACT II durchgeführten Tests TF11 und TF12 ausgewählt. Die äusseren Abmessungen 2,082 m x 2,082 m x 0,15 m (Spannweiten 2,0 m) der Stahlbetonplatten für die Tests IB1 bis IB4 entsprechen denjenigen der Referenztests. Das verformbare Projektil hat gleichermaßen eine Wandstärke von 2 mm und eine Masse von ca. 50 kg. Die Daten der Referenztests und der Tests IB1 bis IB4 sind in Tabelle 2 zusammengestellt.

**Tabelle 2:**  
IMPACT IV – NEREID,  
Daten der Tests TF11,  
TF12 und IB1 bis IB4,  
Quelle: VTT

Test	TF11	TF12	IB1	IB2	IB3	IB4
Plattenabmessungen [m]	2,082 × 2,082					
Plattendicke [m]	0,15					
Biegebewehrung	Ø 6 c/c 50 mm => oben und unten kreuzweise 5,7 cm <sup>2</sup> /m					
Schubbewehrung	geschlossene Bügel Ø 6 c/c 100/200 mm => 56,5 cm <sup>2</sup> /m <sup>2</sup>					
Projektilmasse [kg]	50					
Plattenwinkel [°]	0	0	20	10	20	10
Anprallgeschwindigkeit [m/s]	108,3	130,15	111,8	112,9	128,4	130,4

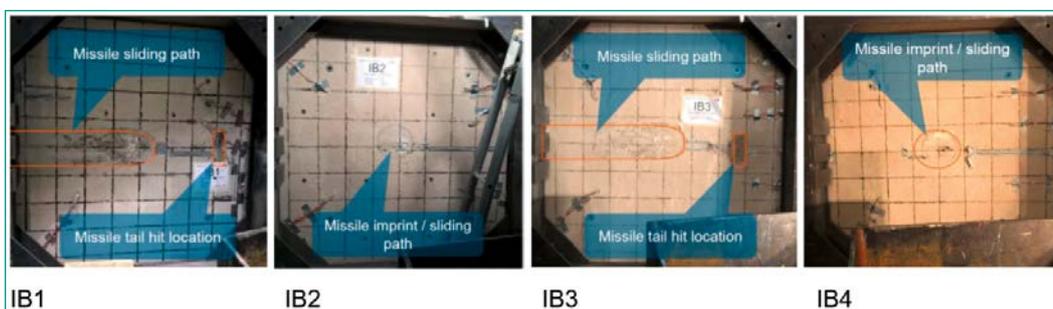
Der vor den Versuchen an den Stahlbetonplatten durchgeführte Force-Plate-Test FPI1 mit Anprall eines Projektils desselben Typs mit einer Anprallgeschwindigkeit von 114,5 m/s auf eine um 20° geneigte Stahlplatte diente der Erkundung des zeitlich und örtlich veränderlichen Lasteintrags. Das Verhalten des Projektils ist durch seitliches Abgleiten mit einer daraus resultierenden Rotation und einem darauffolgenden weiteren Anprall mit der am Projektilende befindlichen 25 mm dicken und 10 kg schweren Stahlplatte bestimmt.

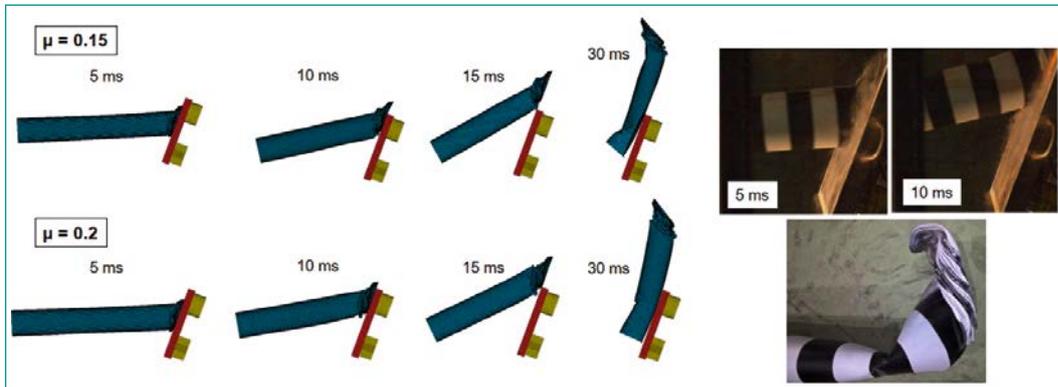
In die Überlegungen zur Spezifizierung der Parameter der Tests IB1 bis IB4 wurde auch der Schutz der Versuchseinrichtung vor Beschädigung durch das abgleitende Projektil sowie eine mögliche Schädigung der Versuchsplatte oder Verfälschung der Versuchsergebnisse durch den nicht beabsichtigten Anprall des Projektilendes einbezogen. Die

Auswirkungen des Projektilanpralls auf der Betonoberfläche in den Tests IB1 bis IB4 werden in Abbildung 3 anhand von Fotos der Versuchsplatten veranschaulicht. Der Abdruck des Projektils infolge des zentrischen Auftreffens, die Spuren des Wegrutschens und die Schädigung infolge des Anpralls des Projektilendes zeichnen sich mehr oder weniger deutlich auf der Plattenoberfläche ab.

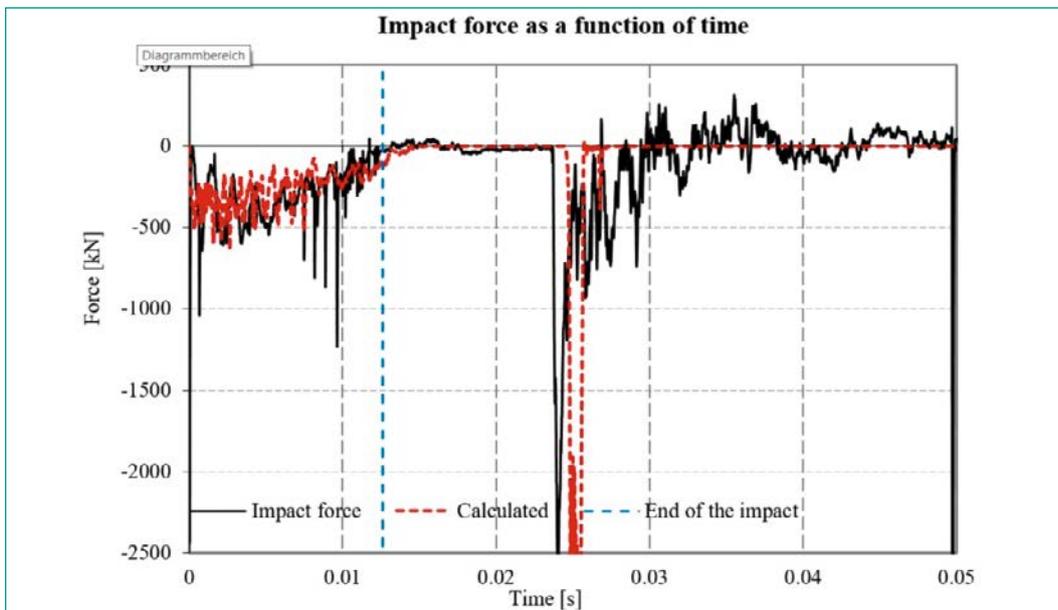
In den Versuchen IB1 und IB3 mit 20° Plattenneigung erfolgte wie im Test FPI1 ein seitliches Abgleiten des Projektils mit nachfolgendem Anprall des Projektilendes. Demgegenüber fand in den Versuchen IB2 und IB4 mit 10° Plattenneigung nur eine kaum merkliche Lageveränderung des Projektils auf der Plattenoberfläche statt. Genauere Erkenntnisse über das Projektilverhalten geben die Aufnahmen einer Hochgeschwindigkeitskamera.

**Abbildung 3:**  
Vorderseiten der  
Versuchsplatten nach  
den Tests IB1 bis IB4,  
Quelle: VTT





**Abbildung 4:** Rechnerische und versuchstechnische Projektilverformungen im Force-Plate-Test FPI1 für verschiedene Reibungskoeffizienten, Quelle: B&H, VTT



**Abbildung 5:** Berechnete (Reibungskoeffizient  $\mu = 0,15$ ) und gemessene Lastzeitfunktionen im Force-Plate-Test FPI1, Quelle: B&H, VTT

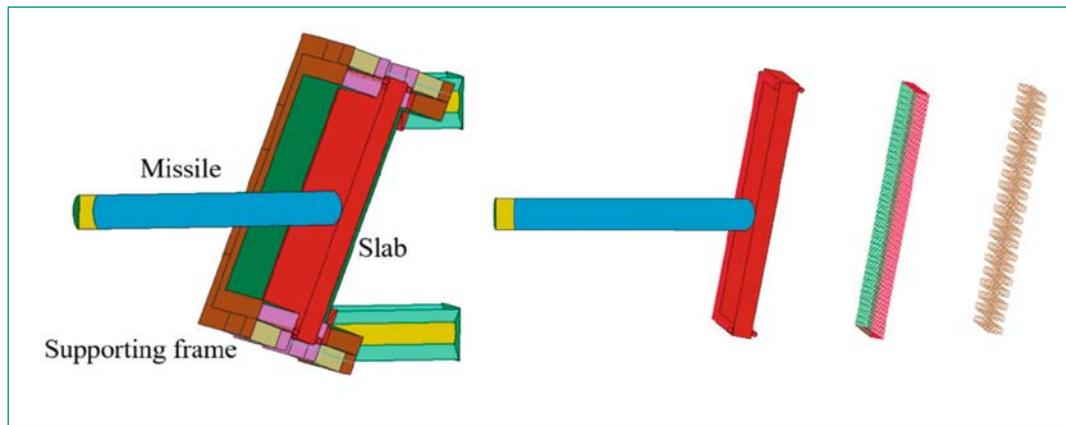
#### Rechnerische Simulationen des Force-Plate-Tests FPI1 und der Tests IB1 bis IB4

Die Finite-Elemente(FE)-Analyse des Force-Plate-Tests FPI1 wurde mit der Software LS-DYNA [1] durchgeführt. Das verformbare Projektil wurde im FE-Modell mit Schalelementen abgebildet. Massgebender Parameter für die Simulation das Abgleitens des Projektils ist der effektive Reibungskoeffizient zwischen Projektil und Platte. Der in Abbildung 4 wiedergegebene Vergleich der für eine Anprallgeschwindigkeit von 110 m/s ermittelten Projektilverformungen mit den im Versuch aufgenommenen Standbildern für verschiedene Zeitpunkte lässt den Schluss zu, dass dieser Reibungskoeffizient zwischen  $\mu = 0,15$  und  $\mu = 0,2$  liegt.

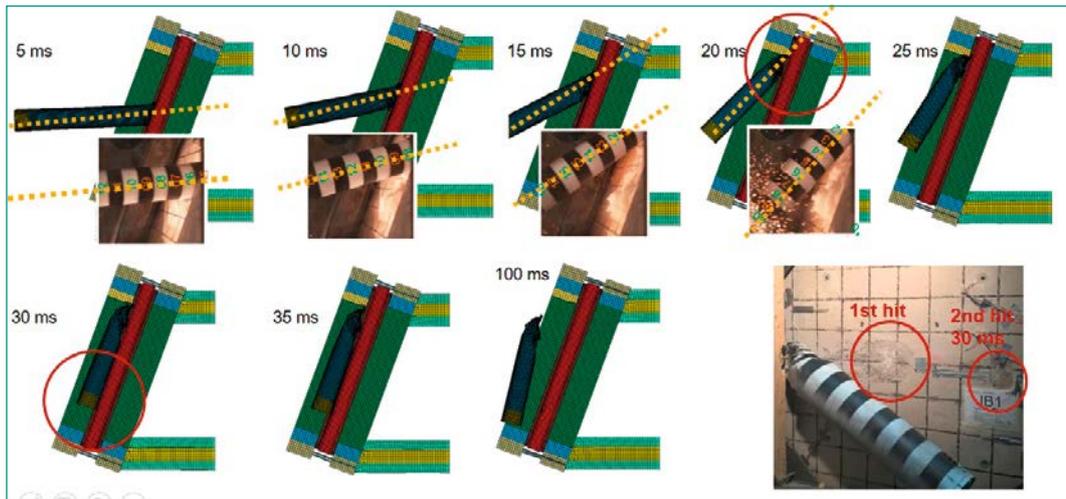
In Abbildung 5 ist die mit dem Reibungskoeffizienten  $\mu = 0,15$  berechnete Lastzeitfunktion dem gemessenen Zeitverlauf gegenübergestellt. Aus der guten Übereinstimmung von Berechnung und Messung folgt, dass der Reibungskoeffizient zwischen dem Projektil und der aufgerauten Stahlplatte näher bei  $\mu = 0,15$  als bei  $\mu = 0,2$  liegt.

Über erste rechnerische Untersuchungen zur Planung der Tests IB1 bis IB4 wurde bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019 berichtet. Zur Festlegung der Plattenwinkel und Anprallgeschwindigkeiten in den verschiedenen Tests wurden im Berichtsjahr zahlreiche weitere numerische Analysen mit gekoppelten LS-DYNA-Modellen der geneigten Stahlbetonplatte mit dem darauf auftreffenden Projektil durchgeführt. Die für die Simulation der Tests mit den Plattenneigungen  $20^\circ$  (IB1, IB3) und  $10^\circ$  (IB2, IB4) verwendeten FE-Modelle sind in Abbildung 6 graphisch dargestellt. In der  $10^\circ$ -Variante erfolgte keine Modellabbildung der Bauteile der Auflagerkonstruktion aus Stahl. Der Vergleich des für eine Anprallgeschwindigkeit von 110 m/s unter der Annahme eines Reibungskoeffizienten zwischen Projektil und Platte von  $\mu = 0,2$  ermittelten Projektilverhaltens mit den im Versuch aufgenommenen Standbildern für verschiedene Zeitpunkte ist in Abbildung 7 dargestellt. Das Projektil gleitet ab und trifft nach 20 ms auf den Stahlrahmen. Das Projektil setzt seine Ro-

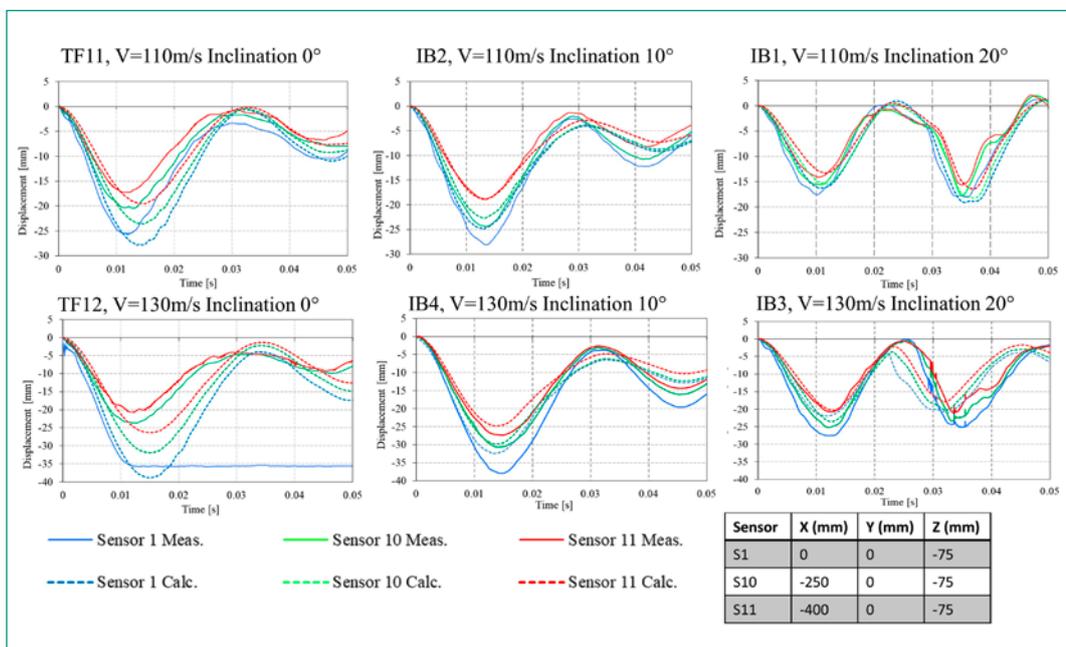
**Abbildung 6:**  
 LS-DYNA-Modelle der  
 Tests IB1, IB3 (20°  
 Neigung, links) und IB2,  
 IB4 (10° Neigung,  
 rechts mit Biege- und  
 Schubbewehrung),  
 Quelle: B&H



**Abbildung 7:**  
 Rechnerisches und  
 versuchstechnisches  
 Projektilverhalten im  
 Inclined Bending Test  
 IB1, Quelle: B&H, VTT



**Abbildung 8:**  
 Vergleich der  
 berechneten und  
 gemessenen Verschie-  
 bungen für die Tests  
 TF11, IB2 und IB1 mit  
 $v = 110 \text{ m/s}$  (oben) sowie  
 TF12, IB4 und IB3 mit  
 $v = 130 \text{ m/s}$  (unten),  
 Quelle: B&H, VTT



tation fort und prallt zum zweiten Mal mit dem Projektilende an die Platte ( $t = 30 \text{ ms}$ ).  
 Abbildung 8 zeigt den Einfluss der unterschiedlichen Anprallwinkel auf die gemessenen und die berechneten Verschiebungen der Stahlbetonplatte in Anprallrichtung. Bei Annahme eines Reibungskoeffizienten von  $\mu = 0,2$  für den Anprallwinkel

$20^\circ$  sowie von  $\mu = 0,4$  für den Anprallwinkel  $10^\circ$  bestehen gute Übereinstimmungen der berechneten Werte mit den Testergebnissen. Wie zu erwarten war, resultieren bei schieferm Anprall geringere Plattenverschiebungen. Abbildung 8 zeigt, dass die Verschiebungen mit Erhöhung des Anprallwinkels von  $0^\circ$  auf  $20^\circ$  um bis zu 40 % abnehmen.

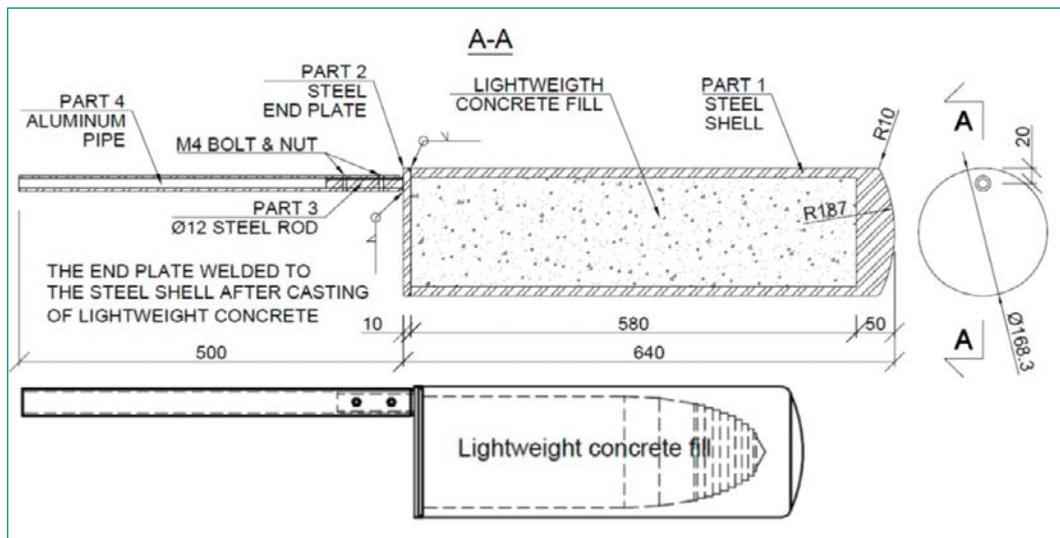


Abbildung 9:  
Projektilypen H2  
(oben) und H3A (unten),  
Quelle: VTT

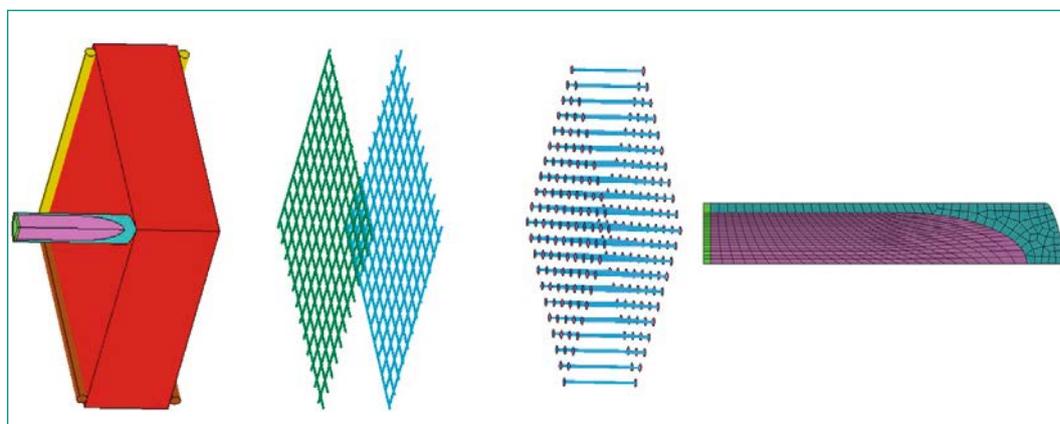


Abbildung 10:  
LS-DYNA-Modell des  
Tests ITP4R mit Biege-  
und Schubbewehrung  
(links), Modellierung  
des Projektils (rechts)  
Quelle: B&H

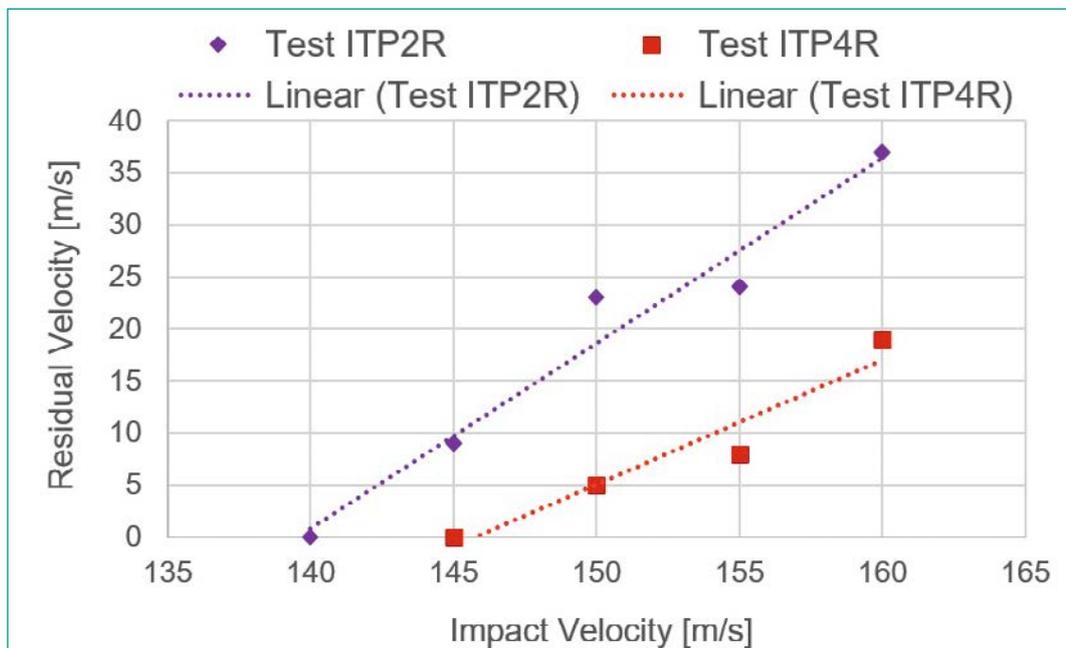
### Rechnerische Simulationen der Tests ITP2R und ITP4R

Im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019 wurde darüber berichtet, dass die Projektile bei den Tests ITP2 und ITP4 («Increased Thickness Punching Tests») mit einer auf 350 mm vergrößerten Plattendicke im Gegensatz zu den Referenztests IRIS-2010 P1-P3 mit 250 mm Plattendicke beim Anprall ein nicht erwünschtes Verformungsverhalten gezeigt haben. In beiden Fällen kam es zu einem von der Projektilfront ausgehenden länglichen Aufreißen des Projektils mit einer daraus folgenden, bei einem Hartgeschoss ungewollten Energiedissipation. Aufgrund der dadurch veränderten Lastcharakteristik, welche rechnerisch nicht nachvollzogen werden kann, konnten diese Versuchsergebnisse nur bedingt zur Verifizierung der rechnerischen Simulationen verwendet werden. Diese Durchstanzversuche sollen daher unter der neuen Bezeichnung ITP2R und ITP4R im Jahr 2021 mit einem konstruktiv verstärkten Projektil wiederholt werden.

Das neu gestaltete Hartgeschoss mit der Bezeichnung H3A ist in Abbildung 9 dem alten Projektilyp H2 gegenübergestellt. Das neue Projektil ist durch die zur Front hin kontinuierlich anwachsende Wandstärke deutlich steifer. Ansonsten stimmen die beiden Projektile hinsichtlich ihrer Masse von 47,5 kg, dem Durchmesser von 168,3 mm und der Wandstärke im Rohrbereich von 12,5 mm überein. Die im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019 enthaltene Beschreibung der Versuchsplatten trifft übereinstimmend auch auf die Tests ITP2R und ITP4R zu. Der Test ITP4R unterscheidet sich zu Test ITP2R nur durch die zusätzlich vorhandene Schubbewehrung.

Die rechnerischen Simulationen der Tests ITP2R und ITP4R wurden mit der Software LS-DYNA [1] als blinde Vorausberechnungen durchgeführt. In dem in Abbildung 10 dargestellten FE-Modell der Versuchsplatten wurde der Beton mit Volumenelementen und der Bewehrungsstahl mit Stabelementen abgebildet. Die Modellierung der Köpfe der als Schubbewehrung dienenden Doppelkopf-

Abbildung 11:  
Numerisch ermittelte  
Restgeschwindigkeiten  
für verschiedene  
Anprallgeschwindig-  
keiten,  
Quelle: B&H



bolzen beim Test ITP4R erfolgte mit Schalenelementen. Das Projektil wurde mit Volumenelementen abgebildet und mit dem Plattenmodell gekoppelt. Zwecks Minimierung des Berechnungsaufwands wurde die Symmetrie von System und Belastung ausgenutzt und nur ein Viertel der Stahlbetonplatte modelliert.

In Abbildung 11 werden die Resultate der rechnerischen Simulationen der Tests ITP2R und ITP4R dargestellt. Aus den Simulationen mit LS-DYNA resultierten bei beiden Tests mit einer Anprallgeschwindigkeit von 150 m/s Perforationen der Stahlbetonplatten mit einer Restgeschwindigkeit von rund 23 m/s für ITP2R und nur 5 m/s für ITP4R. Die Abschätzungen sind erwartungsmässig konservativ. Um mit Sicherheit bei beiden Tests eine Perforation zu erzeugen, sollte eine höhere Anprallgeschwindigkeit als 155 m/s gewählt werden. Die realitätsnahe Modellierung der Schubbewehrung ist sehr anspruchsvoll, weshalb die Testergebnisse mit grossem Interesse erwartet werden.

### 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 den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) auch die Bauexperten Basler & Hofmann (B&H) 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 2020 und Ausblick 2021

Die vom ENSI zusammen mit seinen Experten im Jahr 2020 geleisteten Arbeiten im Rahmen der Planung und Auswertung der im Projekt IMPACT IV – NEREID durchgeführten Versuche mit veränderten Anprallszenarien haben zu wertvollen Erkenntnissen geführt. Insbesondere konnte bei den rechnerischen Simulationen zur Versuchsserie mit schiefe Anprall von verformbaren Projektilen («Inclined Bending Tests» IB) das kinetische Verhalten des Projektils im Zusammenwirken mit der durch den Anprall beanspruchten Stahlbetonplatte gut nachvollzogen werden und daraus Informationen zu den Kennwerten der reibungsbedingten Kraftübertragung in der Kontaktfläche gewonnen werden. Aus den Versuchsergebnissen kann geschlossen werden, dass die Beanspruchung des getroffenen Bauteils bereits mit einem Anprallwinkel grösser als

10° abnimmt. Somit liegen die Auslegungsberechnungen unter spezifiziertem senkrechtem (0°) Anprall auf der sicheren Seite. Die Versuchsserie IB wurde damit erfolgreich abgeschlossen.

Bei den bereits 2019 durchgeführten Tests ITP2 und ITP4 der Versuchsserie zum Durchstanzverhalten bei grösseren Plattendicken («Increased Thickness Punching Tests») hat sich gezeigt, dass die bislang verwendeten Projektilen dem durch die grössere Plattendicke erhöhten Widerstand nicht standgehalten haben. Diese als Hartkörperanprall konzipierten Versuche werden deshalb im Jahr 2021 als Tests ITP2R und ITP4R mit einem konstruktiv verstärkten Projektil wiederholt.

Mit der bestehenden Versuchseinrichtung für Platten mit 2 m Spannweite wird im Jahr 2021 noch der schon für 2020 vorgesehene Versuch mit schiefe Anprall IP2 durchgeführt. Ergänzend sind zwei Versuche mit 15 cm dicken, schubbewehrten Stahlbetonplatten geplant, in denen die Längsbewehrung im Anprallbereich mittels Übergreifungstoss ausgeführt wird. Ebenfalls soll im Jahr 2021 der als individuelles Testmodell geplante «Near Edge Test» zur Untersuchung von auflagnahen Stosseinsparungen durchgeführt werden.

Der Planungsstand der neuen Versuchseinrichtung, mit der Versuche mit grösseren Stahlbetonplatten durchgeführt werden können, ist so weit fortgeschritten, dass ihre Errichtung voraussichtlich im Jahr 2021 stattfinden wird.

## 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. Rodriguez, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015): Knowledge from Further IMPACT III Tests of Reinforced Concrete Slabs in Combined Bending and Punching, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom
- M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2015): Vibration Propagation and Damping Behaviour of Reinforced Concrete Structures Tested within IMPACT III Project, Transactions, SMiRT-23, Manchester, United Kingdom
- M. Borgerhoff, C. van Exel, J. Rodriguez, L. Lacoma, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2017): Interaction of Bending and Punching of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Impact by Deformable Missiles in IMPACT III Project Tests, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea
- M. Borgerhoff, M. Stadler, C. van Exel, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2017): Induced Vibrations of a Reinforced Concrete Structure Tested in IRIS Phase 3 Project Subjected to Impact by a Deformable Missile, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea
- S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2017): Evaluation of vibration propagation of reinforced concrete structures subjected to impact loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea
- S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2017): Prediction of combined bending and punching response of reinforced concrete slabs subjected to impact loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea
- A. Saarenheimo, M. Borgerhoff, K. Calonius, A. Darraba, A. Hamelin, S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, M. Stadler, M. Tuomala, P. Välikangas (2018): Numerical studies on vibration propagation and damping test V1, Rakenteiden Mekaniikka (Journal of Structural Mechanics) Vol. 51, No 1, 2018, pp. 55–80
- 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 beha-

viator of reinforced concrete slabs within IMPACT III project, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA

- *S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwickly (2019):* Vibration propagation of reinforced concrete structures under consecutive impacts, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- *S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwickly (2019):* Effect of bending reinforcement ratio on combined bending and punching response of reinforced concrete slabs under impact, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- *M. Bergerhoff, F. Riesner, C. Schneeberger (2019):* Interaktion von Biegung und Querkraft in Stahlbetonplatten bei Aufprall verformbarer Projektile in Tests des IMPACT-III-Projekts, Tagungsband 16. D-A-CH Tagung Erdbeningenieurwesen & Baudynamik, Innsbruck, Austria

## Referenzen

- [1] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R11/R12

# SED – Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen

Author und Co-author(s)	D. Fäh, S. Wiemer, W. Imperatori, P. Bergamo, M. Hallo, A. P. Rinaldi
Institution	Swiss Seismological Service
Address	Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address	+41-44-633 3857, d.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. For subproject 1 we focused on the development of an inversion procedure for site-specific near-surface structure that is essential to determine site-specific ground motion amplification properties. Our procedure was thoroughly tested and applied to several Swiss sites. Further, we worked on a stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth relevant for site-specific seismic hazard assessment of deep geological disposals. The analysis of the site-specific ground motion duration patterns was also a topic of our research. Within subproject 2, we developed a library to generate spatially-correlated random perturbations of physical properties as velocity and stress, suitable for large-scale nu-

merical simulations. We have also demonstrated how to validate 3D geophysical models based on cost-effective ambient noise measurements. Last, a procedure to quickly assess the liquefaction potential of a site has been finalized. Within subproject 3, we studied the evolution of pressure and temperature around a geological nuclear waste repository and evaluated the potential for inducing earthquakes. Results, in full 3D, confirmed previous results showing that fault zones located in seismogenic regions few hundreds of meter below the repository are subjected to an increased stress. In the framework of benchmarking activities with other numerical approaches, we also developed a numerical model to account for gas generation. Future implementation will allow modelling gas generation at the full emplacement scale.

## 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:

- Ground motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland;
- Modelling wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion;
- Induced seismicity and application for a deep geological disposal.

The focus of subproject 1 lies on the development and improvement of earthquake ground motion attenuation and source-scaling models for Switzerland. We target ground motion estimates for sites at depth and at the surface, in the near field, for damaging events and for smaller induced earthquakes as well. The work is based on observations in Switzerland and Japan. Studying the near-surface amplification and attenuation constitutes a key point in our research.

The scope of subproject 2 is to improve deterministic predictions of ground motion, especially with respect to near field, to nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils, and to new trends in modelling complex source processes. This includes the calibration of material parameters via field measurements and the development of numerical codes to simulate ground motion in three-dimensional complex media. 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 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 modelling methods, and integrate them in a probabilistic framework for seismic hazard assessment.

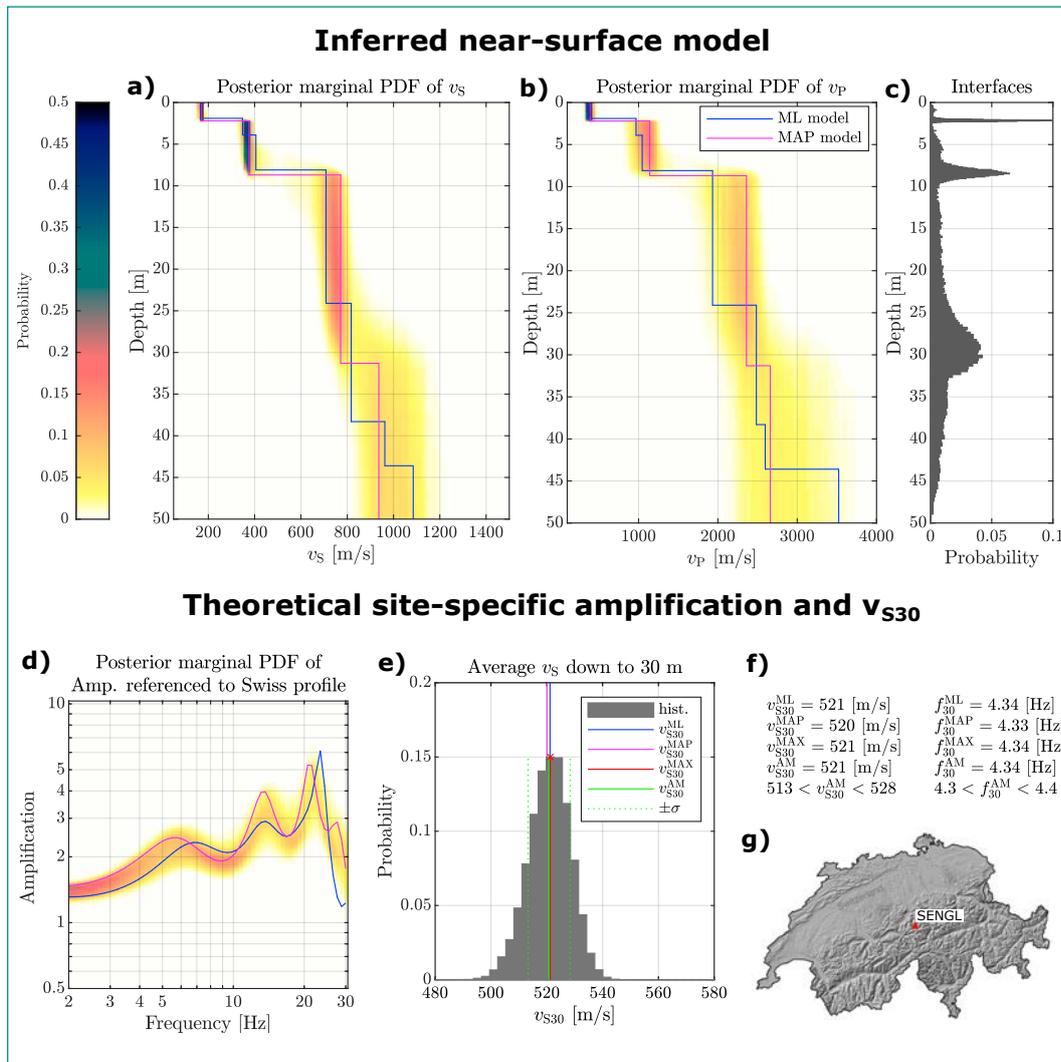
## Work carried out and results obtained

### 1. Ground motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

Subproject 1 is aimed at improving ground motion prediction at Swiss sites. The ground motion pre-

diction equations (GMPEs) and site amplification models for Switzerland were developed within the previous phase of this project (see past ENSI project reports for more details and references). The ground motion attenuation and amplification are closely related to the site-specific near-surface rock and soil structure. Recently, we focused on the development of an inversion method that is capable to infer the near-surface structure and its theoretical amplification including uncertainties. This novel inversion method relies on the probabilistic framework, Bayesian logic, and recent computational methods (Hallo et al., 2019; Hallo et al., under review). A result of the inversion is an extensive ensemble of near-surface models fulfilling rigorous criteria on model complexity (number of layers) and prior site-specific constraints (based on stratigraphic logs, standard penetration tests, bedrock depth, etc.). The performance of this method was tested in terms of inversion of synthetic data modelled in various possible 1D structures. We performed also numerous inversion tests with the real data measured in the vicinity of seismic stations of the Swiss Strong Motion Network (Hobiger et al., submitted). In particular, we tested the method for sites VISP, SAARA, SENGL, and SBAV. As an example in Fig. 1, we show the result of inversion of the surface waves data measured in the vicinity of the SENGL site. The inferred site-specific structure in Fig. 1a-c is supplemented with uncertainty that allows us to evaluate solution reliability. Further, our novel method allows evaluating the posterior probability of the theoretical SH-wave amplification referenced to the Swiss profile [1], which is shown in Fig. 1d. It may predict the site amplification for comparison with the results from empirical spectral modelling [2]. This is of great importance, as it is essential for site-specific seismic hazard assessment. Similarly, we can evaluate the posterior probability of  $V_s30$  that is used routinely for classical GMPE adjustments (Fig. 1e and 1f). This mathematical framework might be applied for the development of the next generation of Swiss stochastic ground motion models.

The ground motion prediction at depth is needed for the seismic hazard assessment of deep geological disposals. Hence, we are working on the development of depth-to-surface amplification and duration models that may be used for a site-specific prediction of the ground motion at depth. Recently, we draw a physics-based approach to characterize high-frequency ground motion at depth based on the statistical evaluation of depth-to-sur-



**Figure 1:** Application of the novel inversion approach on Swiss data. The near-surface model and theoretical site-specific amplification are inferred from measured ambient vibrations data on the SENG site, see panel g). In panels a)–c), the site-specific structure is expressed by means of two representative velocity models (ML and MAP model) and posterior probability distribution (signifying uncertainty). The theoretical site-specific amplification in panel d) represents the expected site-specific ground motion amplification referenced to the Swiss reference profile. Panels e) and f) show statistics of  $v_{s30}$  that is classically used for GMPEs adjustments.

face SH-wave transfer functions computed in random near-surface models (Hallo et al., 2020). The ensemble of such transfer functions is used for the construction of the stochastic model using Gaussian statistics in the power spectral density (amplification term) and the envelope delay (temporal term). This approach has many applications, such as: the inversion on high-frequency ground motion at depth from surface recordings; the site-specific adjustments on classical ground motion prediction equations; and discrimination of sites with 1D and 2D/3D resonance effects.

We are studying the site-amplification problem also from the point of view of duration, focusing on the lengthening of the ground motion due to local site effects. The expected achievement is twofold: i) we expect the analysis of duration to provide an additional tool to discriminate between

sites with 1D or 2D/3D resonance; ii) more importantly, we aim at developing site-specific duration models. As duration models are needed for the translation of Fourier to PSA amplification, the use of site-specific models (in place of the currently employed regional models) would in fact improve the accuracy of such a conversion. In 2020, we have continued the work carried out in 2018 (compiling a database of site condition parameters for the 689 Japanese KiK-net strong-motion stations) and 2019 (determining the significant duration for the ~5200 crustal events recorded by said stations between 1997–2016). In the current year we have cross-referenced the two datasets; first, we have computed for each KiK-net station the average deviation from the distance-dependent median duration of earthquakes, sorted into 0.5 magnitude bins (magnitude range 3–6.5). Consistently with

other works in literature (e.g. [3]), we consider this station-specific average deviation (an additive term in logarithmic scale) as representing the site term of duration. Successively, we have regressed these terms against a wide set of site condition indicators, comprising Vs profile-derived proxies (e.g. Vs30, depth-to-engineering bedrock), the site fundamental frequency of resonance ( $f_0$ ) and topographical slope and curvature evaluated at 7 spatial scales between 60–2020 meters. The most interesting outcomes can be summarized as following:

- The site term may have a significant effect on the overall duration; for most of the stations, the increase/decrease due to local response is comprised within +/- 30 % of the median duration.
- The correlation between lengthening of ground motion and site proxies increases with magnitude. Among the parameters derived from geophysical measurements, the most significant indicators are H800 (depth to engineering bedrock), Vs30 and  $f_0$ . As for the topographical parameters, slope and curvature at large scales (1140, 2020 m) best correlate to local duration.

The correlation we observed between curvature and duration of ground motion, however, does not behave as expected; in fact, stations at sites with negative curvature (basins, valleys) show shorter durations than instruments installed in flat areas (null curvature). This can be explained by the fact that terrain curvature is also correlated with the soil

stiffness: as illustrated in [4], sharply concave or convex structures are likely to be associated with stiff subsurface materials, while moderate values of curvature generally denote softer soils. Based on this and the previous observations, we conclude that it is difficult to discriminate the prolongation effect of 1D resonance (which appears to be predominant) from that of 2D/3D effects. In the attempt to decouple the two phenomena, we first retrieve for each station the residual from the fitted trend of site duration versus parameters capturing 1D resonance (Vs30, H800). These residuals are then collated with the terrain curvature at the stations' host sites. We observe a slight increase of strong motion duration at sites with a moderate negative curvature. We interpret this behaviour as the prolongation of ground motion due to basin effect and/or edge-generated surface waves occurring at sedimentary basin or valley edges.

## 2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

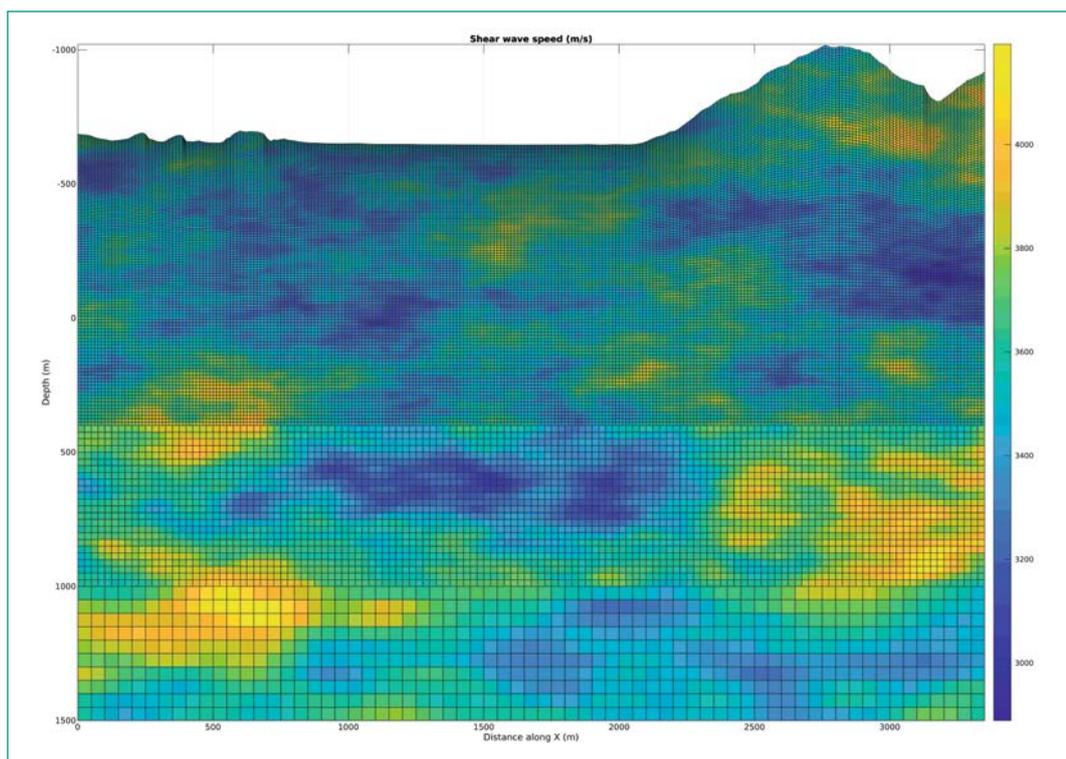
Research activity within sub-project 2 has focused on some aspects of ground motion in complex media and on the assessment of liquefaction potential of soft soils. In particular, we have completed the development of a library, called SCARF3D (Imperatori et al., submitted), to generate large-scale random fields that can be used to represent unknown

**Figure 2:**

*Sample realization of velocity perturbations on a multiple-refined finite-difference grid.*

*Perturbations are continuous along mesh refinement interfaces.*

*Uppermost grid uses curvilinear coordinates.*



variations of physical parameters. For instance, it has been widely documented that stochastic velocity heterogeneity in the crust and heterogeneous stress distribution on fault planes control many features of the ground motion, as duration, peak amplitude and overall complexity [5]. In the framework of numerical simulations, it is therefore fundamental to calculate these random fields accurately. For large numerical grids, this can be a problematic task [6]. Our library is able to generate in a short time massive spatially-correlated perturbations having the desired statistical characteristics. Perturbations can be non-isotropic, arbitrarily oriented and are computed directly on regular or irregular meshes, as shown in Figure 2. It is expected that many applications will benefit from our library including, for instance, numerical studies of induced seismicity.

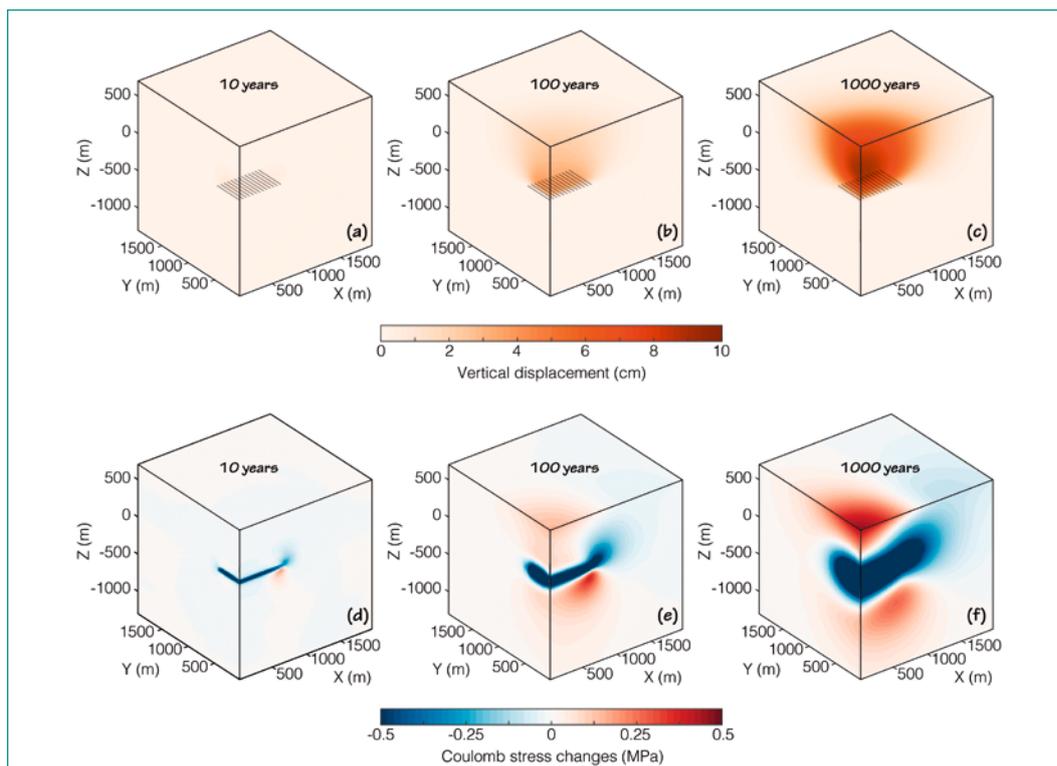
A second project focused on the validation of a 3D velocity model for the Visp area, southern Switzerland. Realistic models of the upper crust are key to reliable ground motion simulations and seismic hazard studies, e. g., [7]. Building on an initial geophysical model, we have developed a procedure to validate and further refine its main features based on cost-effective horizontal-to-vertical (H/V) spectral ratios and available standard spectral ratios (SSR). In particular, we simulated deterministically high-frequency ambient noise generated by sources randomly distributed within the alpine basin and verified how closely we reproduced the observed frequency-dependent spectral ratios. An

iterative procedure based on data misfit could be used to further refine the initial geophysical model. The final model satisfactorily reproduces most observables.

In the framework of soil non-linearity, we have refined a procedure developed during the second phase of the ENSI project to quickly estimate the soil liquefaction probability. Our approach extends the standard deterministic procedure of [8] based cone penetration tests (CPT) by considering the probability of peak ground acceleration as provided by ground motion prediction equations (GMPEs) for a target earthquake at a given site. As shown in Hobiger et al. (submitted) this procedure has been applied at many sites in Switzerland.

### 3. Induced seismicity and application for a deep geological repository (DGR)

The overall objective of this subtask is to extend the work performed during the previous phase. Here we focus on the geo-mechanical processes that can be present in a deep geological repository due to canisters emplacement, in particular related to fault stability. This includes large model complexity and a stochastic approach to the fault stability analysis. We now employ the newly developed TOUGH3-FLAC3Dv6 approach to simulate a large number of coupled processes occurring in a geological nuclear waste repository ([9], Rinaldi et al., submitted). The new approach allows for simula-



**Figure 3:** Distribution of vertical displacement (a,b,c) and Coulomb stress changes (d,e,f) in a deep geological repository for the storage of nuclear waste 10, 100, and 1000 years after emplacement. Coulomb stress is calculated for faults dipping 80° and striking N180°, assuming the north is oriented in the y-direction.

tion with a large number of elements in the computational grid, leading to a more precise description of the coupled processes (e.g. thermal pressurization, desaturation and resaturation of the buffer material, and gas generation). The current numerical approach was validated through comparison with analytical solutions, but also through benchmarking with other codes (Friedenberg et al., 2019; Beck et al., 2020). The use of a large mesh allows for more details compared to the previous formulation. The temperature changes due to heat generated by the nuclear waste can be responsible of quite large deformation at ground surface, up to several cm uplift after 1000 years (Fig. 3a, b, and c).

We also evaluated the potential for fault reactivation. Starting from the changes in the full stress tensor, we evaluate the Coulomb Stress change as  $\Delta CFS = \Delta\tau + \mu(\Delta\sigma_n + \Delta p)$ , as where  $\Delta\tau$  is the change in shear stress,  $\mu$  is the coefficient of friction,  $\Delta\sigma_n$  is the change in normal stress (negative when compressive) and  $\Delta p$  is the change in pore pressure.

Shear and normal stresses are calculated for faults striking parallel to the tunnels and with 80° dip angle toward the repository (i.e. strike N180°). Figures 3d–f show how the repository itself is undergoing stress shadow (negative Coulomb stress changes), meaning that failure is hindered. At early times, the thermal pressurization is causing only more compression and stabilizing faults in the near repository region (Fig. 3d). Failure of the considered fault orientation is, however, favoured at greater depth, where more seismogenic faults could be present. This is linked to the shear transfer caused by temperature changes, and it is then particularly relevant when the thermal effect starts distributing outside the clay formation (e.g. at 100 or 1000 years – Fig. 3e–f). These results are valid for steeply dipping faults and are in good agreement with a recent 2D study on fault reactivation during disposal of nuclear waste at depth [9]. The current model does not account yet for gas generation, although we investigated the potential for this process through numerical benchmarking. Results show that accounting for two-phase fluid flow, as well as for realistic retention curves (i.e. phase-relative permeability and capillary pressure) could strongly affect the modelled pressure and temperature evolution, as well as the expected deformation in the vicinity of an emplacement tunnel.

## National Cooperation

We actively cooperated with researchers involved in the Swiss Strong Motion Network renewal project. Code development benefited of the infrastructures at the Swiss Supercomputing Center. The development and validation of the geophysical model for Visp involved Swisstopo and the Canton of Wallis. We also collaborated with various teams performing experiments at the Mont Terri Underground Lab (FS-B, GT, CS-D).

## International Cooperation

Our research on probabilistic inversion was carried out with the Australian National University and Charles University of Prague. Collaboration with King Abdullah University of Science and Technology (KAUST) fostered the development of the random field generator. Research on induced seismicity during operational phase is currently carried out in collaboration with the Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) in Berkeley. We also took part to international initiatives to benchmark and validate numerical models (BENVASIM, DECOVALEX).

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

Future work in subproject 1 will involve the application of a physical-based stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth on Japanese and Swiss data. We have planned also some improvements to the stochastic ground motion model for Switzerland. In particular, we expect to verify the influence of the finite-extent source model on ground motion predictions and to test inversion strategies for the next generation stochastic model. As for the analysis of strong motion duration, we plan to extend this study to Swiss stations, and verify the consistency with the results already obtained from the Japanese network. In subproject 2, we finalized a library to efficiently generate random fields with multiple hardware support. It can be used in subproject 1 to, e.g., extend the study on high-frequency ground motion at depth towards more complex models and in subproject 3 to, e.g., pro-

duce more realistic initial stress conditions. We have also developed a strategy to validate 3D geophysical models based on cost-effective noise measurements. In the framework of subproject 3, we recently published a paper on seismicity induced by tunnelling activities and improved our modelling capabilities of stress evolution in a deep geological repository. The latter is critical for a proper assessment of the potential for induced seismicity. Future work will focus on gas generation effects in 3D models. The resulting stress field will then be used as input for the stochastic model presented in the past, and more effort will be dedicated to the study of potential effects of stress evolution in the distribution (temporal and spatial) of the seismicity.

## Publications

- Beck, M., A. P. Rinaldi, B. Flemisch, H. Class (2020). Accuracy of fully coupled and sequential approaches for modeling hydro- and geomechanical processes, *Comput. Geosci.*, 24, 1707–1723. doi:10.1007/s10596-020-09987-w.
- Friedenber, L., O. Czaikowski, J. Feierabend, B. J. Graupner, J. Hansmann, S. Hotzel, M. Hu, I. Kock, M. L., Sentís, K.-H. Lux, J. Massmann, A. P. Rinaldi, M. Rutenberg, J. Rutqvist (2019). Benchmarking for validation and verification of THM simulators with special regard to fluid dynamic processes in repository systems (BenVaSim). Workshop on CODE\_BRIGHT Users 2019, Barcelona, Spain.
- Hallo, M., W. Imperatori, F. Panzera and D. Fäh (2019). Joint probabilistic self-adapting inversion on properties of near-surface layers from dispersion and ellipticity curves, 17<sup>th</sup> Swiss Geoscience Meeting, Fribourg, Switzerland. 2019.
- Hallo, M., P. Bergamo and D. Fäh (2020). An approach to characterize high-frequency ground motion at depth, 18<sup>th</sup> Swiss Geoscience Meeting, Zurich, Switzerland, 2020.
- Hallo, M., W. Imperatori, F. Panzera and D. Fäh (submitted). Joint multizonal transdimensional Bayesian inversion of surface wave dispersion and ellipticity curves for local near-surface imaging, *Geophysical Journal International*, submitted.
- Hobiger, M., P. Bergamo, W. Imperatori, F. Panzera, A. M. Lontsi, V. Perron, C. Michel, J. Burjanek and D. Fäh (submitted). Advanced site characterization as part of the renewal project

of the Swiss Strong Motion network (SSMNet), *Bull. Seism. Soc. Am.*, submitted.

- Imperatori, W., P. M. Mai and D. Fäh (submitted). SCARF3D: a scalable library to efficiently generate large-scale, three-dimensional random fields, *Comput. Geosci.*, submitted.
- Rinaldi, A. P. and L. Urpi (2020). Seismicity induced by tunnel activity: hints from numerical modelling. *Tunn. Undergr. Sp. Tech.*, 102, 103453. doi:10.1016/j.tust.2020.103453.
- Rinaldi, A. P., J. Rutqvist, L. Blanco-Martín, M. Hu, M. Sentís (submitted). TOUGH3-FLAC3D: a modeling approach for parallel computing of fluid flow and geomechanics, *Comput. Geosci.*, submitted.
- Urpi, L., B. Graupner, W. Wang, T. Nagel and A. P. Rinaldi (2020). Hydro-mechanical fault reactivation modelling based on elastoplasticity with embedded weakness planes, *J. Rock Mech. Geotech. Eng.*, 12, 877–885. doi: 10.1016/j.jrmge.2020.06.001.

## References

- [1] Poggi V., B. Edwards, and D. Fäh. Derivation of a Reference Shear-Wave Velocity Model from Empirical Site Amplification. *Bulletin of the Seismological Society of America*, Vol. 101, No. 1, pp. 258–274, 2011.
- [2] Edwards, B., C. Michel, V. Poggi, and D. Fäh. Determination of Site Amplification from Regional Seismicity: Application to the Swiss National Seismic Networks. *Seismological Research Letters* Volume 84, Number 4, 2013.
- [3] Afshari, K., and J. P. Stewart. Physically Parameterized Prediction Equations for Significant Duration in Active Crustal Regions. *Earthquake Spectra* 32(4), 2016.
- [4] Bergamo, P., Hammer, C. and D. Fäh. SERA WP7/NA5 – Task 7.4: Towards improvement of site characterization indicators. *Seismology and Earthquake Engineering Research Infrastructure Alliance for Europe (SERA) project, Deliverable D7.4.* (<http://www.sera-eu.org/en/Dissemination/deliverables/>), 2019.
- [5] 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.
- [6] Emoto K. and H. Sato. Statistical characteristics of scattered waves in three-dimensional random media: comparison of the finite differ-

ence simulation and statistical methods, *Geophys. J. Int.*, 215(1), 585–599, 2018.

- [7] *Imperator, W. and F. Galovic*. Validation of 3D velocity models using earthquakes with shallow slip: case study of the Mw6.0 2014 South Napa, California, event. *Bull. Seism. Soc. Am.*, 107(2), 1019–1026, 2017.
- [8] *Robertson, P.K. and C.E. Wride*. Evaluating cyclic liquefaction potential using the cone penetration test. *Can. Geotech. J.*, 35:442–449, 1998.
- [9] *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.

Autor und Koautoren

Nicolas Steeb, WSL  
Carlo Scapozza, BAFU,  
Abteilung Hydrologie

Beauftragte Institution

WSL, Uni ZH, Geotest AG, HZP AG,  
IUB Engineering AG, Uni Bern, EPFL,  
IAC ETH Zürich, Grenoble INP, PSI

Adresse

Telefon, E-mail, Internetadresse

[www.wsl.ch/exar](http://www.wsl.ch/exar)

Dauer des Projekts

5 Jahre

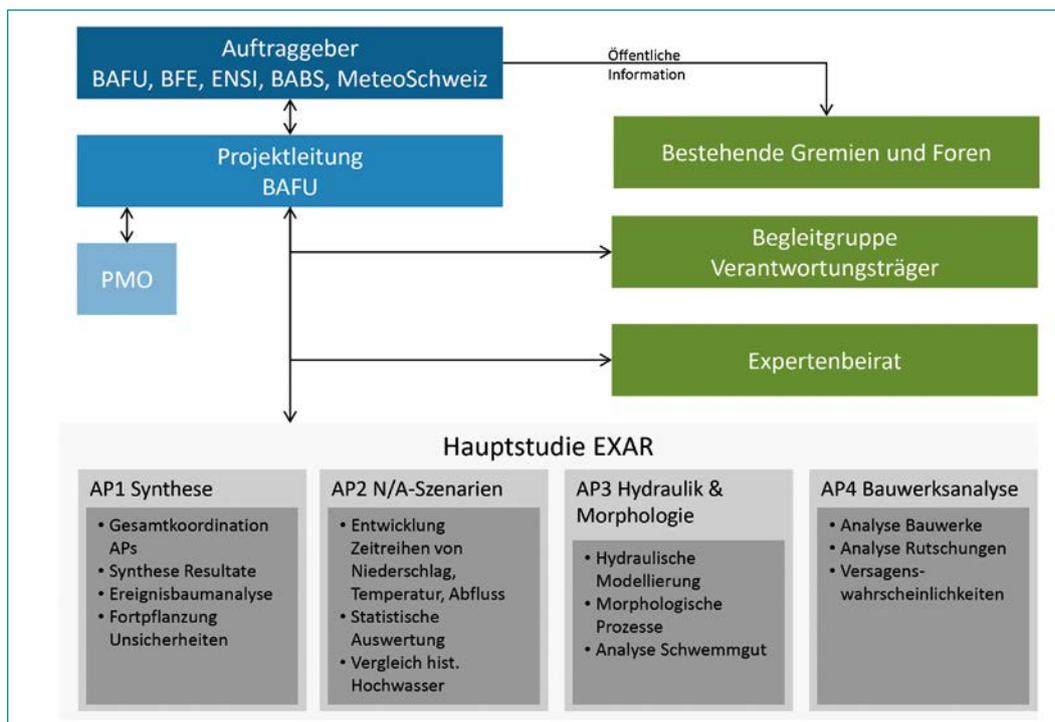
### ZUSAMMENFASSUNG

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 Sze-

narien, 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 2020 wurden die letzten Simulationen und Auswertungen durchgeführt; die Resultate des Projektes wurden im Februar 2021 publiziert.





**Abbildung 2:** Projektorganisation der Hauptstudie des Projektes EXAR, mit beteiligten Gremien und Arbeitspaketen (AP).

## Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

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 Rückhalte-räume und Reglemente berücksichtigen kann, wurden dann die Abflüsse entlang der Aare geroutet. Mit den hydrometeorologischen Resultaten wurde eine Extremwertstatistik der Abflussspitzen über die 300 000 Jahre erstellt und erste massgebliche Ganglinien für verschiedene Wiederkehrperioden definiert.

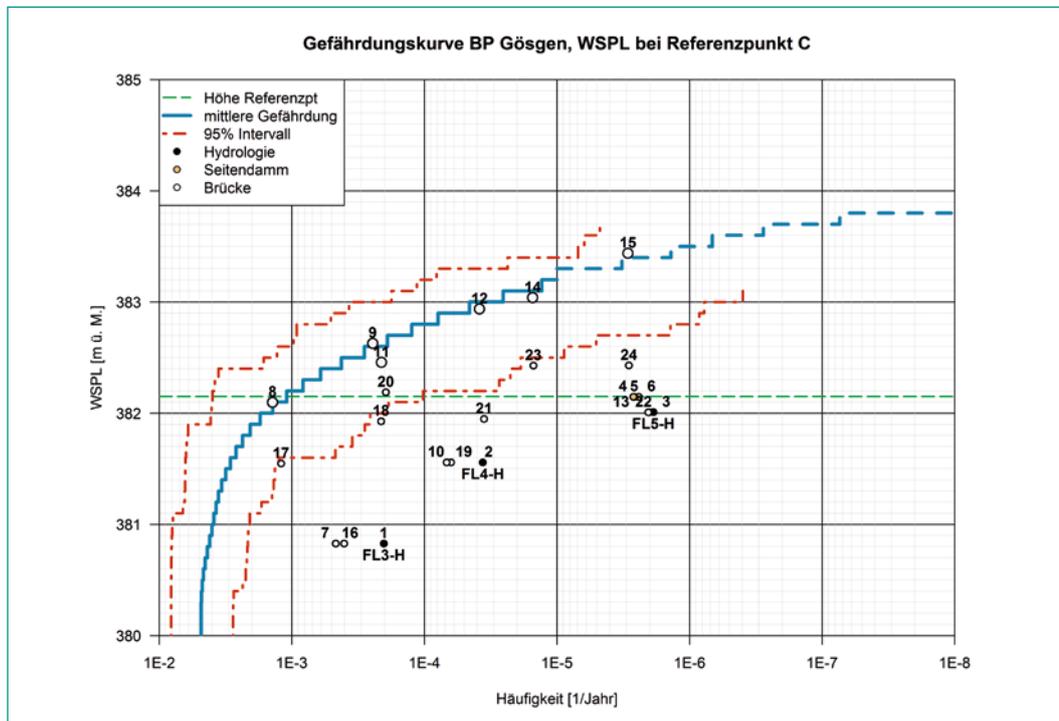
Die erstellten Ganglinien wurden als Input in das hydraulische 2D-Modell BASEMENT verwendet, in dem der Abfluss unter Einbezug von Bauwerksversagen simuliert wurde. Mithilfe von synthetischen Ganglinien wurden Schlüsselstellen entlang der Aare definiert. Diese wurden mit simulierten Ereignissen aus der 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 Beurteilungspereimeter (Kernkraftwerke Mühleberg, Gösigen und Beznau sowie Olten und das Paul-Scherrer-Institut PSI) ausgewählt, für welche

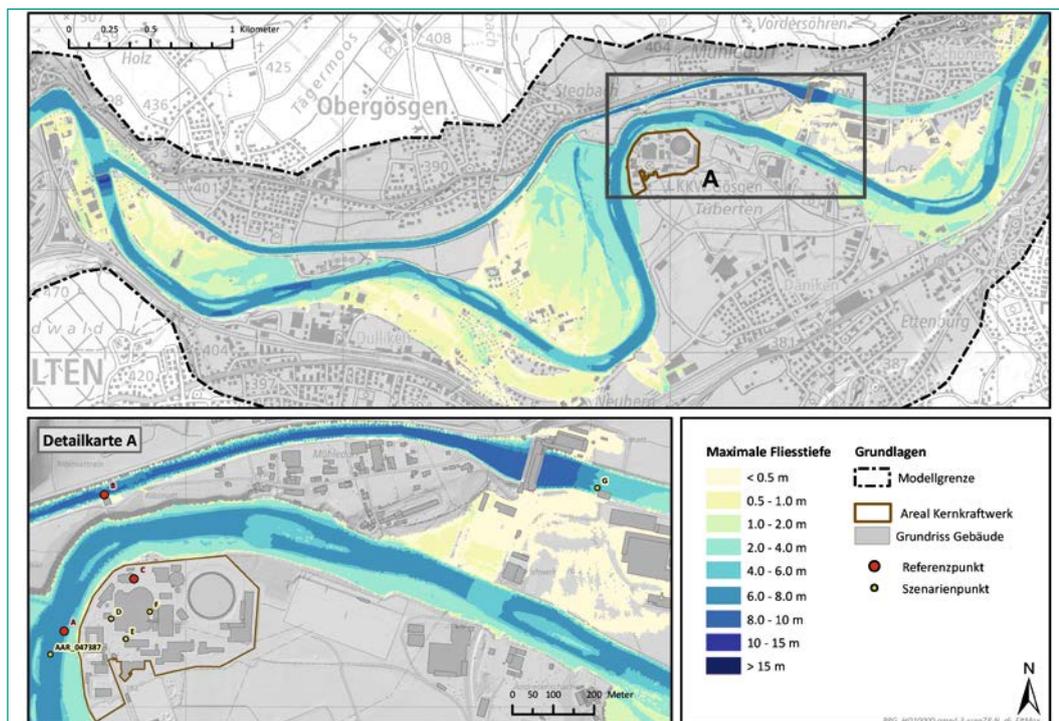
die Gefährdung durch extreme Hochwasserereignisse genauer analysiert wurde. So wurden Hochwasserereignisse kombiniert mit Versagensprozessen von Bauwerken, potentiellen Rutschungen Verkläuerungen und morphologischen Prozessen genauer betrachtet. Das Ziel der Analyse war die Herleitung von Gefährdungskurven (Abbildung 3). Diese stellen die kumulierten Wahrscheinlichkeiten aus verschiedenen Versagensszenarien dar, dass eine bestimmte Gefährdung bezüglich Wasserspiegellage an einem relevanten Punkt erreicht oder überschritten wird. Durch die Kombination von ausgewählten Ganglinien und für den Beurteilungspereimeter relevanten Versagensprozessen wurden Szenarien gebildet. 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 (Abbildung 4). 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, Rosens und Schiffenen analysiert, da diese bei einem Bruch einen relevanten Einfluss auf die Abflussbedingungen in der Aare haben können.

Im Jahr 2020 wurden die letzten Simulationen durchgeführt und die Projektergebnisse überarbei-

**Abbildung 3:** Gefährdungskurve für den Beurteilungsperimeter Gösgen. Punkte zeigen Szenarien, die bei einer gegebenen Überschreitungshäufigkeit Beiträge zu einem Wasserspiegel darstellen. Die Ziffern werden zur Erkennung der Szenarien verwendet. Der Begriff «Häufigkeit» (Beschriftung der x-Achse) bezieht sich sowohl auf die Szenariohäufigkeit einzelner Punkte als auch auf die Überschreitungshäufigkeit der Gefährdungskurve.



**Abbildung 4:** Maximale Fliesstiefen über den gesamten Simulationszeitraum für ein rund 1000-jährliches Hochwasserereignis ohne Versagensprozesse am Beurteilungsperimeter Gösgen.



tet. Die Überarbeitung betraf insbesondere die Methodik der morphologischen Beurteilung, die Einordnung der seismisch bedingten Hochwasser sowie weiterführenden Untersuchungen zu den Pegel-Abfluss-Beziehungen der Stauanlagen sowie der daraus resultierenden Neuberechnungen von Szenarien.

Die umfassenden Arbeiten wurden in einem Hauptbericht dokumentiert, der von diversen Detailberichten und Resultatmappen begleitet wird. Des Weiteren wurde ein Synthesedokument für die Öffentlichkeit erarbeitet. Spezifisch für das ENSI wurden zudem die 1000- und 10000-jährlichen Hochwasser für die Kernkraftwerke Mühleberg, Gösgen, Beznau sowie das Paul-Scherrer-Institut PSI aufbereitet.

## Nationale Zusammenarbeit

Die Projektleitung von EXAR liegt beim BAFU. Auftraggeber sind BAFU, ENSI BFE, BABS und MeteoSchweiz (Abbildung 2). 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 2), 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 AG und Geotest AG in AP3 & AP4.

## Internationale Zusammenarbeit

Zur Validierung der vorgeschlagenen Vorgehensweisen und der erzielten Ergebnisse wurde von der Projektleitung in regelmässigen Abständen ein Expertenbeirat beigezogen. Der Beirat bestand aus Vertretern von verschiedenen Universitäten im In- und Ausland, die als international anerkannte Experten in ihrem Fachgebiet gelten.

## Bewertung 2020 und Ausblick 2021

Im Jahr 2020 standen der Abschluss der Arbeiten und die Dokumentation der Ergebnisse im Fokus. Das interdisziplinäre Projekt EXAR, 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 innerhalb des Projektteams sowie mit den Auftraggebern waren Voraussetzung. In den regelmässigen 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 2021 werden die Resultate und Berichte publiziert, inklusive einer Übersetzung des Synthesedokuments auf Englisch, Französisch und Italienisch. Die Begleitgruppe der Verantwortungsträger wird über die Ergebnisse des Projektes informiert und die Resultate der Öffentlichkeit

kommuniziert. Zudem wird das Datenmanagement für künftige externe Anfragen zur Verwendung der EXAR-Resultate geregelt und entsprechen koordiniert.



# ROES-II: Reliability of Operators in Emergency Situations – II

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, <a href="https://www.psi.ch/rhr/">https://www.psi.ch/rhr/</a>
Duration of the Project	2020–2023

## ABSTRACT

An appropriate and comprehensive treatment of human performance and of its impact on safety provides an essential input to the safety management of nuclear power plants. Project ROES-II aims at the development of a practitioner-oriented guidance (a «cookbook») to extend Probabilistic Safety Assessment to the treatment of decision-related failures that may lead to the performance of undesired actions, referred to as Errors of Commission (EOCs). A second focus is the collection of plant-specific human performance data in simulated emergencies and its use in the estimation of human failure event probabilities. Other areas of ROES II are dependencies among different human failures and the empirical evaluation of HRA methods recently developed internationally. The main topics addressed and the results obtained in 2020 include:

- Review of applications by international institutions of PSI's method for analysis of EOCs (the Commission Error Search and Assessment, CESA) and identification of improvements of CESA to be integrated in the cookbook.
- The concept for use of human performance data from simulators in the estimation of human error probabilities. A Bayesian Belief Network has been developed to inform HEPs based on observed failures as well as on measured performance. The incorporation of performance measures allows informing the HEP on rich performance characterization, going beyond the simple counting of (rare) failures.
- Identification of the recent HRA methods for evaluation, narrowing the evaluation to about ten methodologies. Attributes used in the literature to evaluate methods in other HRA surveys were reviewed to define the ROES II evaluation criteria.

## 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 addresses four main topics: **Errors of Commission (EOCs), HRA data from simulators, dependence analysis and new HRA quantification methods**<sup>1</sup>. The first two topics build on the results from the first ROES project, while the last two are new.

The main goals for 2020 concern three ROES-II topics and exclude HRA dependence analysis, for which work will start in 2021.

### Errors of Commission

This topic addresses decision-related failure scenarios that may lead to the performance of undesired actions in abnormal and emergency situations (referred to as Errors of Commission). The overall goal for ROES-II is to develop a step-by-step guidance (a «cookbook») for EOC analysis, encompassing: the application of the CESA method for identification [1], [2], the updated CESA-Q method for the quantification of EOC probabilities, as well as example analyses.

The goal for 2020 was to start defining the scope, structure and level of detail of the cookbook, aiming to complete this by early 2021. Besides internal, area, and external events at power, the scope and level of coverage of the cookbook need to be defined in particular for shutdown scenarios and for scenarios involving accident management and severe accident management actions.

### HRA data from simulators

This topic deals with the use of simulator data in the quantification of Human Failure Events (HFEs) in Swiss PSAs. With the aim to more closely link Human Reliability Analyses to plant-specific evidence, the goals of this topic are to develop a tool (e.g. questionnaires and rating scales) for collecting crew performance data in simulators, to carry

out data collection to test the tool, and to demonstrate the use of Swiss plant-specific data to support HRA analyses.

For 2020, the main goal was to define the initial protocol for data collection, to be tested in the pilot data collection to take place in ROES-II. Complementary work on a conceptual model for the use of such data in the quantification of HFEs was also carried out.

### Evaluation of new HRA quantification methods

This subproject will develop the technical basis for extending the list of acceptable HRA quantification methods in the Swiss regulatory guidelines (ENSI A-05) to include newer methods used in international PSAs as well as important emerging methods. A comparison of the methods and their results will be carried out. The quantitative results will be compared for a selection of representative PSA actions as well as of reference actions for which empirically-based failure probabilities are available.

The main goals for 2020 were to review the literature to identify a preliminary set of HRA quantification methods to be included in the evaluation. The definitive list of methods is planned for mid-2021. In addition, the first steps towards defining the evaluation framework were also taken. At this early stage, the initial focus is the selection of the evaluation criteria. A method evaluation performed by WGHOF/WGRISK [3] used 20 criteria; in defining the framework, the applicability of the criteria used in previous method comparisons and evaluations to this project's objective is reviewed. Establishing the quantitative evaluation approach and the data to be used in this more novel component of the evaluation will be part of the subsequent task for this topic.

## Work carried out and results obtained

### Errors of Commission

The development of the EOC cookbook will build to a large extent on the plant-specific studies performed in previous research project ([1], [2]). However, internationally, CESA has become an important reference method for analysis of EOCs ([4], [5], [6]) and in addition to the PSI studies, precious

<sup>1</sup> 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.

feedback on the method came in recent years from its application by other institutions ([7], [8]): work in 2020 reviewed these applications to identify elements that could be integrated in the cookbook. In particular, these studies underscore three elements where improvements of CESA would be welcome:

- More prescriptive criteria for determining the plausibility of an EOC, to reduce the margin for interpretation of the currently available guidance.
- Identification of «hidden» EOC, i.e. potential EOCs whose importance may not be visible from PSA importance measures (because the EOC affect multiple systems/components, while the PSA importance measures consider systems/components one-at-a-time)
- A more streamlined quantification approach. The detailed approach for quantification supported in CESA-Q requires very large analysis effort with a large number of sub-steps (potentially hindering traceability of the analysis).

Besides the above feedback, the analyses provide as well several examples of plant-specific EOCs. Combining these with the EOCs from PSI's studies, the cookbook will feature an EOC library populated with the most recurrent EOCs, as a reference to further support analysts in the identification of relevant plant-specific errors.

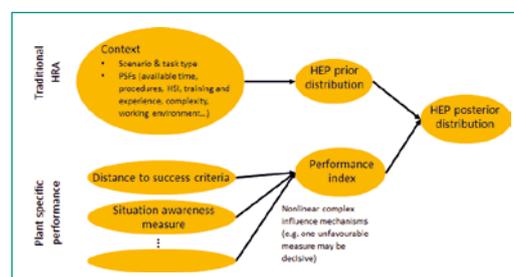
Based on the CESA applications and on recent trends on EOC analyses ([9]), the cookbook will cover internal scenarios from internal initiating events (e.g. loss of coolant accidents) as well as area (e.g. internal fire) and external event (e.g. seismic) analyses.

### HRA data from simulator

A main feature of the protocol for the collection of performance data in simulator observations, to be subsequently used as evidence in HRA quantification, is to address performance more broadly than success/failure counts. The motivation is to be able to distinguish among levels of performance more finely than such counts do as well as to better use small data sets. Previous work (carried out in preceding ROES project) concluded that the overall performance measure needs to address multiple dimensions, from objective outcomes such as time to task completion, margins for safety relevant plant parameters to attributes of performance such as situation awareness. Concerning situation awareness, the Process Awareness and Situation Understanding (PASU) method [10] [11] developed in the

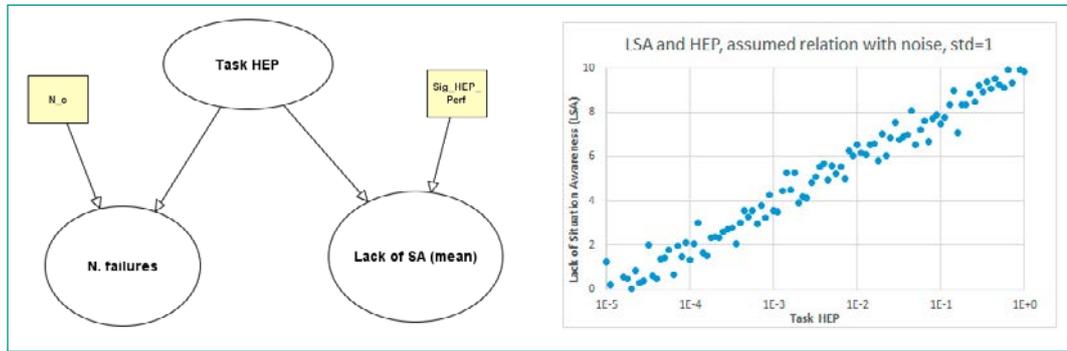
OECD Halden Reactor Project was seen as one of the most suitable candidates for the pilot test.

The work in 2020 followed up by starting the systematic evaluation of the dimensions of performance and how these have been measured in previous studies in human factors and human-system evaluation and validation. In this aspect, the related research at the OECD Halden Reactor Project has been among the sources for this work. It should also be noted that the development of the protocol considers similar notions proposed in other international work, as reported in e.g. [12]. Work was also initiated on the conceptual model for quantitatively incorporating plant-specific crew performance in HRA quantification and this conceptual model has been implemented for demonstration in software. At high level, the concept is shown in Fig. 1: the human error probability for a specific task includes both typical HRA inputs as well as the empirical evidence regarding performance. The typical information relates to the scenario, context and task and would be fed to an HRA method to determine a prior HEP distribution (upper part of Fig. 1). The performance evidence comes in to update the distribution with plant-specific information (lower part of Fig. 1).

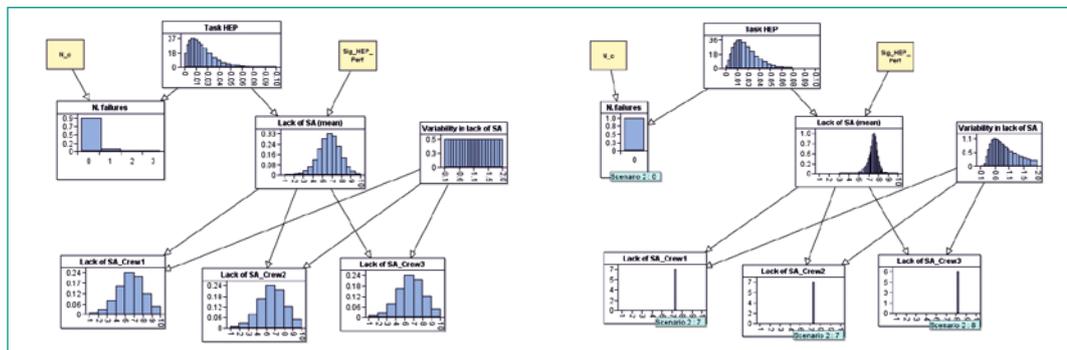


**Figure 1:** Concept for evidence-based HEP quantification. Typical HRA inputs regarding task, scenario, and context are fed to an HRA method to determine prior information (above). The simulator evidence comes in as performance measures to update the prior information (below).

The model to perform the update is formulated as a Bayesian Belief Network (BBN) (Fig. 2, left), where the value of the task HEP (node at the top of Fig. 2) influences the observed evidence of both the number of failures (node «N. failures») as well as the performance measure (Situation Awareness, SA in node «Lack of SA (mean)», where «mean» refers the mean value over multiple crews). In the demonstration, the model addresses a single performance measure (Lack of Situation Awareness, LSA): future work will extend to the multiple performance dimensions foreseen by the data collection tool. In line with other performance collection protocols



**Figure 2:** Assumed relationship between Task HEP and performance measure (Lack of Situation Awareness). Left: Bayes Network model (implemented in Agena software [14]). Yellow boxes indicate fixed parameters: the number of crews observed ( $N_c = 3$ ) and the noise in the  $\log(\text{HEP})$ -LSA relationship (standard deviation=1). Right: assumed  $\log(\text{HEP})$ -LSA relationship (example of experimental data).



**Figure 3:** Demonstration of the model use to inform Task HEP, based on evidence. Left: prior knowledge about task HEP and corresponding expectations in terms of failure observed and performance. Right: Task HEP update after evidence: no failures and LSA of 7, 7, 8 for the three crews (software AgenaRisk [14]).

(e.g. PASU and SCORE [13]), LSA is defined on an index scale, currently from 0 to 10 (note: low values of LSA entail high situation awareness and low expected failure probability; high values of LSA entail low situation awareness, large expected HEP). The index value would be derived based on the performance evidence as collected by the tool (index operationalization will be done in later phases of ROES-II).

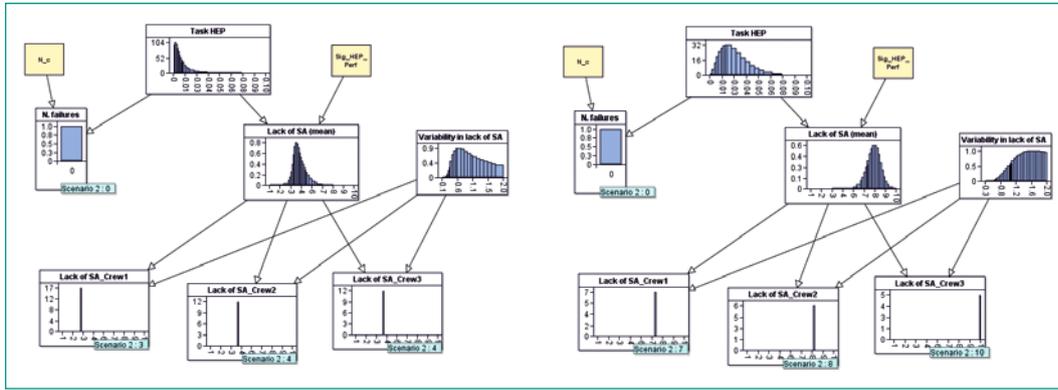
A foundational assumption of the model is that a relationship exists between the HEP and the performance measure (the LSA index in the present case). In particular, a linear relationship is assumed between the logarithmic of the HEP and the LSA index, with some noise to represent uncertainties (Fig 2, right). Future work in ROES II will explore options to calibrate the performance index.

Figure 3 demonstrates the model use, as implemented in the commercial software AgenaRisk [14]. In Fig 3, above, the Task HEP is initiated to prior knowledge, e.g. from the application of an HRA method to the task of interest. For the purposes of demonstration, the HEP is assumed distributed as a Beta function, with mean 0.02 and standard deviation 0.014. Fig 3 (above) shows the

expected evidence from the prior knowledge, both in terms of failure observed and of LSA index. Note that node LSA identifies the mean of the LSA across the crews while the underlying crew-specific nodes show the distribution for each crew. The node «Variability in lack of SA» indicates the standard deviation across the crew-specific LSAs: it is set to unknown as prior knowledge, and it will be learned based on the observations.

The bottom of Fig. 3 shows the model update after possible evidence is entered. The example shows the case of evidence consistent with the prior knowledge: LSA measured as 7, 7, 8 for crews 1, 2, 3, respectively (note that «N. failures» has been set to 0, i.e. no failures observed). After the evidence, the Task HEP probability density is rather similar to the prior distribution. The evidence in crew performance has converted in evidence in the LSA mean (the distribution is now more peaked around 7–8, node «Lack of SA (mean)») and in the variability of crew-to-crew LSA («Variability in lack of SA» moves to lower values).

Finally, Fig. 4 shows two variants. Observed LSA lower than expected, i.e. LSA measured as 3, 4, 4 for the three crews and LSA higher than expected



**Figure 4:** Demonstration of the model use to inform Task HEP, based on evidence. Left: no failures and LSA of 3, 4, 4 for the three crews. Right: no failures and LSA of 7, 8, 10 for the three crews (software AgenaRisk [14])

(7, 8, 10). The posterior probability density for the Task HEP moves consistently with the observations, to lower and higher values respectively. It is also interesting to note how the different variability in crew performances reflects in different distributions on node «Variability in lack of SA» (larger values are favored for the right case, where larger crew diversity is observed).

#### Evaluation of new HRA quantification methods

An initial basis for the identification of HRA quantification methods for the evaluation was a review of earlier method comparisons and evaluations of the UK Health and Safety Executive [17], IAEA [6], USNRC [18], and the International HRA Empirical Study (e.g. [19]). Except for the HSE evaluation, ROES-II staff previously contributed to these efforts.

The resulting set of 33 methods can be interpreted as being considered of particular relevance within the PSA community. Furthermore, a search was performed in the scientific literature as well as the proceedings of two major PSA conference series (ESREL and PSAM since 2010). At this stage, the evaluation set consists of 11 methods. Among them are older methods with updates, e.g. SPAR-H and its related Petro-HRA; HEART and its successor NARA [20] for nuclear applications; and recent developments such as IDHEAS [21]. This selection is built on three pillars: i) whether the methodology includes quantification features, ii) the availability and maturity of the method's documentation, and iii) to what extent the assessment of a specific method will contribute to the discourse of HRA acceptable methods beyond the state-of-the-art. The comparisons and evaluations named above are also an input to the definition of the evaluation criteria. The criteria sets used in these efforts also

differ. While some criteria are common, they reflect differences in their specific objectives.

### National Cooperation

In the current project, achievement of the goals on the topic **HRA data from simulators** will depend on inputs from nuclear power plants. In 2020, the project has started the process of requesting information and feedback and is actively working to establish a cooperation for the pilot data collection.

### International Cooperation

The CESA method for the identification of Errors of Commission has been applied in at least four projects outside of Switzerland. Representatives from three of these projects, in Korea, the UK, and in the Nordic countries, have shared their application experience and provided feedback on the methodology. This input will support the development of the EOC user step-by-step guidance.

### Assessment 2020 and Perspectives for 2021

#### Errors of Commission

Work in 2020 has defined the scope for the EOC cookbook. For internal initiating events, the CESA is an established method (three areas of development from application of CESA by international institutions have been identified). The main goal for 2021 will be to identify the key aspects to address for area and external event scenarios, supported by new, selected, analyses performed espe-

cially to establish the treatment of failures and spurious activations of instrumentation and components potentially induced by the initiating event. On a preliminary basis, the scope of the user guidance will be full-scope Level 1 PSA for full-power operation, i. e. internal, area, and external events, as well as preventive accident management. The review of operational events including EOCs was presented as a conference contribution (Podofillini, Dang, 2020)

#### HRA data from simulators

Concerning the actual quantitative use of simulator evidence, the 2020 work has demonstrated the concept of how performance evidence can be used to inform the HEP of a specific task, even in case of no failures observed. This work is the basis of a conference contribution (Porthin, Podofillini, Dang, 2020). The future ROES II work will need to address the incorporation of multiple measures, their operationalization in terms of observables, and the calibration of the relevant HEP – performance relationships.

Relevant 2020 publications include two journal articles and a conference paper (Greco, Podofillini, Dang b,c,a), stemming from ROES.

An important objective for 2021 will be to reach an agreement with a Swiss NPP for a pilot HRA collection effort during ROES-II.

#### Evaluation of new HRA quantification methods

Progress on this topic is on track. The current number (11) of candidate methods is somewhat higher than expected. An important step to establishing the definitive list of HRA methods for the full evaluation will be to obtain ENSI feedback; this will take place in the first half of 2021. The quantitative evaluation of the methods, i. e. application of the methods to different HFEs and comparisons of the results, scheduled for the third project year, will be resource-intensive. The second task for this topic in 2021 will be the selection of the specific HFEs and the collection of relevant HEP estimates to be used for this. The schedule calls for the complete evaluation framework, consisting of the criteria, the HFEs, and the data for the quantitative evaluation (benchmark), to be ready in early 2022.

## Publications

- *S. F. Greco, L. Podofillini, V.N. Dang*, Modelling Crew Performance Variability in Emergency Situations from Simulator Data for Human Reliability Analysis, PSAM 15 / ESREL 2020, Nov. 2020, Venice, Italy (held remotely) (link to open proceedings).
- *S. F. Greco, L. Podofillini, V.N. Dang*, A Bayesian model to treat within-category and crew-to-crew variability in simulator data for Human Reliability Analysis, Reliability Engineering and System Safety, accepted Nov. 2020, available online: <https://doi.org/10.1016/j.res.2020.107309>.
- *S. F. Greco, L. Podofillini, V.N. Dang*, Crew performance variability in human error probability quantification: a methodology based on behavioral patterns from simulator data, J. of Risk and Reliability, accepted Dec. 2020.
- *L. Podofillini, V.N. Dang*, Errors of Commission from Recent Operational Experience: CESA Analysis, abstract only, PSAM 15 / ESREL 2020, Nov. 2020, Venice, Italy (held remotely).
- *M. Porthin, L. Podofillini, V.N. Dang*, Beyond Failure Counts: Performance Measures to Enhance Simulator Data Usage for HRA, abstract only PSAM 15 / ESREL 2020, Nov. 2020, Venice, Italy (held remotely).

## 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] *L. Podofillini, V.N. Dang, O. Nusbaumer, D. Dres*. A pilot study for errors of commission for a boiling water reactor using the CESA method. Reliability Engineering & System Safety, 109, 86–98, 2013.
- [3] *CSNI*, Establishing the Appropriate Attributes in Current Human Reliability Assessment Techniques for Nuclear Safety, NEA/CSNI/R(2015)1, Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI), Nuclear Energy Agency 2015.
- [4] *X. He*. Errors of Commission – Phase 1 Report. Lloyd's Register Report n. 212578\_R001, 2018, Sundbyberg, Sweden.
- [5] *E. M. Hickling, L.K. Ainsworth, M.K. Reid*. An international survey of Error of Commission assessment: Methods and practices. Proceed-

- ings of ESREL 2015, European Safety and Reliability Conference, Zuerich, 7–10 September 2015.
- [6] *IAEA Safety Report Series*, Human Reliability Analysis for Nuclear Installations (draft, under development).
- [7] *J. Yang, T. Kim, J. Kim*. Analysis of errors of commission for a CE type plant with the advanced control room in the full power condition. *Annals of Nuclear Energy*, 105 (2017) 184–195.
- [8] *M. Reid*. Predicting Errors of Commission in Nuclear Power Operations. PSAM Topical Conference on Human Reliability, Quantitative Human Factors, and Risk Management, 7–9 June 2017, Munich, Germany.
- [9] *EPRI/NRC-RES* Fire Human Reliability Analysis Guidelines. Report number 1023001. EPRI and USNRC (2012) <https://www.epri.com/research/products/000000000001023001>
- [10] *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
- [11] *P. O. Braarud*: Evaluating Situation Awareness in the Control Room. The Development and Initial Assessment of the Process Awareness and Situation Understanding (PASU) Measure. In: Proc. Nuclear Plant Instrumentation, Control, and Human-Machine Interface Technologies (NPIC&HMIT 2017), June, San Francisco, CA, 2017
- [12] *B. Hallbert, T. Morgan, J. Hugo, J. Oxstrand, J. J. Persensky*: A Formalized Approach for the Collection of HRA Data from Nuclear Power Plant Simulators. NUREG/CR-7163, U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2014.
- [13] *P. O. Braarud, MHR Eitrheim, L Holmgren, R McDonald*: Review of the SCORE Measure for the Assessment of Safe Control Room Operation: A HAMMLAB Study of the Content Validity and Usability Halden. HWR-1175, OECD Halden Reactor Project, Halden, Norway, 2016.
- [14] *N. Fenton, M. Neil*: Risk assessment and decision analysis with Bayesian networks, CRC Press, 2012 (also [www.agenarisk.com](http://www.agenarisk.com)).
- [15] *B. Reer*: Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission, LEA 09-302, Villigen PSI, Switzerland, 2009.
- [16] *B. Reer, V.N. Dang*: Situational Features of Errors of Commission Identified from Operating Experience. LEA 09-303, Villigen PSI, Switzerland, 2009.
- [17] *J. Bell, J. Holroyd*, Review of human reliability assessment methods. Research report RR679. Health and Safety Laboratory for the UK Health and Safety Executive, 2009.
- [18] *USNRC*. Evaluation of Human Reliability Analysis Methods Against Good Practices. NUREG-1842. U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2006
- [19] *H. Liao, J. Forester, V.N. Dang, A. Bye, Y.-H.J. Chang, E. Lois*. Assessment of HRA method predictions against operating crew performance: Part II: Overall simulator data, HRA method predictions, and intra-method comparisons, *Reliability Engineering & System Safety*, 191(2019). <https://doi.org/10.1016/j.res.2019.106510>.
- [20] *B. Kirwan, H. Gibson, R. Kennedy, J. Edmunds, G. Cooksley and I. Umbers*: Nuclear action reliability assessment (NARA): a databased HRA tool. *Safety & Reliability* 25(2): 38 – 45, 2005.
- [21] *J. Xing et al.* An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application (NUREG-2199, Volume 1). U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, 2016.



Author und Co-author(s)	Hakim Ferroukhi, I. Clifford, A. Vasiliev, C. Cozzo and Project Team
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Forschungstrasse 111, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch, <a href="http://www.psi.ch/stars">http://www.psi.ch/stars</a>
Duration of the Project	1.1.2020 – 31.12.2022

### ABSTRACT

During 2020, 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 system and multi-scale thermal-hydraulics, the validation of TRACE against reflood experiments at the RHBT facility was launched. Overall, the current results indicate code deficiencies for clad temperature predictions. The assessment of COBRA-TF (CTF) was enlarged to BWR time-dependant simulations. In this context, CTF was found to adequately predict the expected qualitative behaviour of liquid film and steam dynamics while the quantitative results remain to be verified. Furthermore, the usage of CFD for BWR bundle flow analyses was intensified with the development of film and chemical impurity models for the OpenFOAM solver. Finally, uncertainty and sensitivity analysis research was continued both for the validation of CTF against void experiments as well as for the TRACE analysis of RHBT tests.

For core physics, an in-depth separate-effect validation of the SIMULATE-5 neutronic methods for PWR analyses was conducted, pointing out microscopic depletion as yielding the strongest accuracy improvements while other new methods did not necessarily lead to the expected behaviour. For core dynamics, a first

study on the relation between core design and reactor global stability behaviour was investigated, indicating high sensitivity of the stability response in the considered parameter region on small changes e.g. in local bundle characteristics. Concerning higher-order transport, a verification of the in-house Tortin code was enlarged to 3-D configurations, showing a satisfactory agreement against Serpent and underlining a key role of the cross-sections. With regards to nuclear data uncertainties, the validation of SIMULATE-3K against SPERT RIA experiments was continued with focus on identifying perturbation approaches allowing to preserve the inserted rod reactivity during the dynamical simulations.

Concerning fuel modelling, a correlation for BWR Hydrogen uptake was developed based on statistical analyses of measurements from operated Swiss samples. Through this, a best-estimate correlation applicable to high burnups was established in order to overcome the limitations of the NRC correlation in that burnup range. For LOCAs, the F2F code system, consisting of coupling FALCON with FRELAX for ballooning related mechanisms, was further developed and validated against high burnup Halden tests, showing satisfactory agreement to measured data. Concerning the OFFBEAT 3-D solver, several new models were developed, including capabilities to support bi-material interfaces, something relevant for coated claddings and/or localised oxidation.

For multi-physics, an important milestone was achieved by developing a computational sequence to perform cycle-specific transient analyses and estimate operating limit minimum CPRs using SIMULATE-3K and CTF. A first verification against vendor results showed a sufficient level of agreement to apply this methodology for qualitative verifications of

reload licensing submittals. Concerning the development of multi-physics computational schemes based on higher resolution solvers, a main activity was to integrate the CASL/VERA platform in the STARS code system. On this basis, first verifications were conducted primarily for testing purposes and to assess the computational requirements.

## 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 2020, the anticipated objectives of the STARS/ENSI research project were as shown in Table 1.

## Multi-scale thermal-hydraulics and plant system analyses

During 2020 and in partnership with ENSI, work on the OECD/NEA Rod Bundle Heat Transfer (RBHT) project was started. Post-test analyses for eleven experimental reflood tests were completed using the US NRC system code TRACE. Parametric studies to quantify the impact of modelling choices were conducted. For each test, the simulation results were validated using selected figures-of-merit; rod surface temperatures, steam and flow housing temperatures, heat-transfer coefficients, pressure drops, and the Peak Clad Temperature (PCT) data. In general, TRACE was found to predict the quench times and cladding temperatures in the lower regions of the test facility with reasonable accuracy, but the cladding temperatures in the up-

per part of the core and carryover fraction are not captured well. In general, it was found that TRACE over predicts the peak cladding temperatures (Fig. 1). Results are consistent with those of other RBHT partners who use the TRACE code, suggesting some deficiencies in the code.

Concerning sub-channel analyses with COBRA-TF (CTF), focus during 2020 was given towards dynamical studies of local liquid film thinning (LFT) and steam velocity (SVL) in the inverted annular flow region of modern BWR fuel assembly designs and to assess the CTF capabilities for such simulations. More specifically, a series of investigations were conducted using CTF to evaluate the LFT and SVL response to inlet flow perturbations and compare these between different BWR assembly designs. For one of the design, the LFT/SVL dynamics were analysed for fuel rods close to the assembly corner, including sensitivity studies upon operating cycle (C1-C3) as well as bundle characteristics (A1-A5). All the CTF models were initialized using 3-D pin power distributions from the PSI Core Management System (CMSYS) models for each cycle and assembly. For the reference cycle and bundle (C1/A1), the CTF results were then compared to an independent solution obtained with a different sub-channel code coupled to a mechanistic liquid film model (V/M) accounting for wave effects on LFT. Qualitatively, consistent dynamical trends were observed between CTF and the independent

Table 1:  
Perspectives 2020

<b>Plant System and Thermal-Hydraulics</b>	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
<b>Core Behaviour and Reactor Physics</b>	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
<b>Fuel Modelling and Thermo-Mechanics</b>	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
<b>Multi-Physics</b>	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

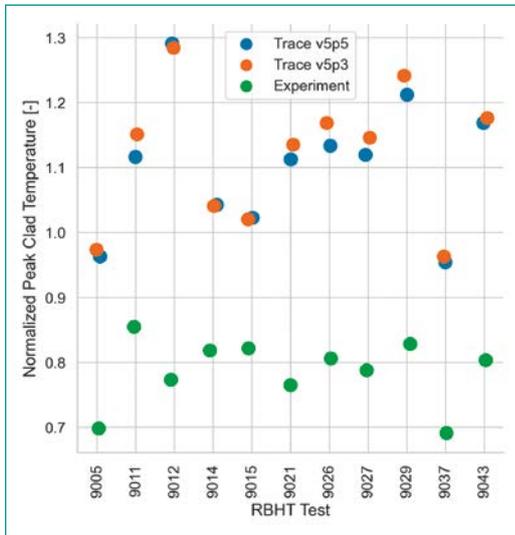


Figure 1: Summary of Peak Cladding Temperature Predictions using TRACE for RBHT.

solution (Fig. 2), confirming the CTF applicability for transient inlet flow perturbation analyses. Quantitatively, CTF was found to yield thicker films but stronger responses to flow transitions, suggesting thereby potential for improvements of the CTF film models.

Related to the CTF studies, complementary CFD scoping analyses using a basic thin film model for the liquid film were conducted with OpenFOAM. Traditional thin film models in CFD are intended for modelling gravity-driven liquid films. For this reason, the film models in OpenFOAM needed to be extended to capture the phenomena present in the annular flow region of BWR fuel assemblies, such as upward flow of the liquid film driven by high interfacial shear stresses from a vapour core. In addition, the model now includes an additional transport equation for impurities, representing the chemical constituents of the coolant flow within the fuel assembly (Fig. 3). While, due to their simplicity, thin film models cannot capture the true dynamics of disturbance waves on the liquid film, the studies have highlighted possible three-dimensional effects on the fuel rods of interest; in particular, strong azimuthal velocity and shear stress gradients are likely to cause significant distortion of disturbance waves, the effects of which are not yet fully understood.

In the area of uncertainty quantifications (UQ) and global sensitivity analysis (GSA) for system codes, research was focused on the RBHT and FEBA experimental programs related to reflood. The RBHT facility is more comprehensive as it features more boundary conditions and measures a larger set of

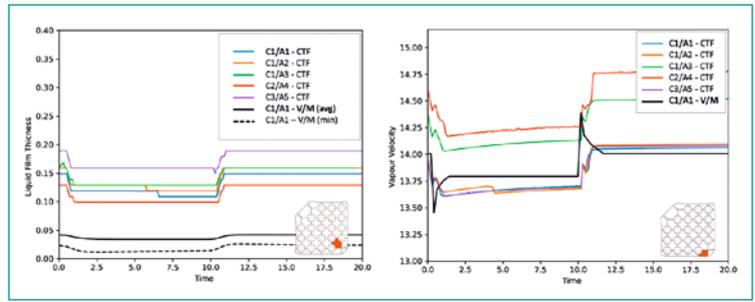


Figure 2: Evaluation of CTF for Transient Simulations of Local Liquid Film and Steam Velocity Dynamics in BWR Assemblies.

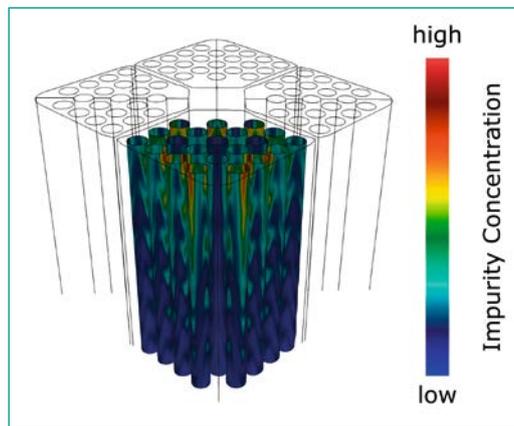


Figure 3: Modelling of Liquid Film Impurity Concentration in a BWR Fuel Assembly using OpenFOAM (not to scale).

quantities, even if many of these are also common to the FEBA program. This motivated an extension of the TRACE UQ methodology previously developed for FEBA to RBHT. In this context, GSA was performed for RBHT and showed similar output sensitivities to reflood model parameters as for FEBA. Using the joint PDF of influential model parameters (with and without calibration) derived from FEBA, confidence intervals were derived for the RBHT predictions. It was found that for all RBHT open tests, the confidence interval predicted by TRACE does not fully envelope the experimental data (Fig. 4). This provides further evidence of model deficiencies in the TRACE code. Concerning

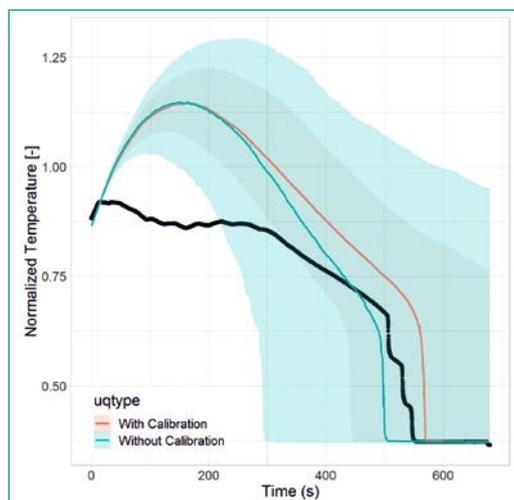


Figure 4: Derived Median and 95% Confidence Intervals for RBHT Cladding Temperature.

UQ/SA for sub-channel analyses, CTF studies of the axial and radial void fraction distributions measured in the OECD/NEA BFBT program were continued this year. The previous study of test 1071-58 showed that CTF slightly over-predicts the radially averaged void fraction ( $\bar{\alpha}$ ) and significantly under-predicts the radial variability of the void fraction in the churn-turbulent regime, i.e. for  $0.5 < \alpha < 0.8$  in CTF. These outcomes were confirmed this year by considering test 1071-61, which features a higher maximal void fraction, and by accounting for a more realistic radial distribution of grid loss coefficients (K-factors). GSA helped to pinpoint the predominant role of the axial interfacial drag coefficient for the liquid-stream regarding  $\bar{\alpha}$  predictions. The variability  $\delta\alpha$  is predominantly sensitive to the axial and radial interfacial drag coefficients for the liquid-steam, the wall friction for liquid, the lateral turbulent mixing, and the radial K-factors. Based on these results, investigations were performed to assess whether an asymmetrical uniform PDF for these parameters could help to capture the experimental points. Figure 5 shows  $\delta\alpha$  results assuming an asymmetry of the interfacial drag coefficient PDF, and assuming spatially varying K-factors. The grid loss coefficients contribute only to the local change of the results at the grid space locations (black dash lined), whereas the bias in interfacial drag coefficient helps to remove biases in  $\bar{\alpha}$  and help reduce the bias in  $\delta\alpha$ . However, the latter is still not fully explained in the churn-turbulent regime, confirming likely model deficiencies in CTF.

## Reactor physics and core behaviour

For steady-state reactor core simulations, an in-depth separate-effect validation (SEV) of the neutronic models and methods of the new generation SIMULATE-5 (S5) code was conducted for best-

estimate PWR analyses on the basis of CMSYS/KKG models. The SEV has indicated that microscopic fuel depletion has the largest impact, yielding in particular a distinct improvement of the critical boron predictions compared to the predecessor SIMULATE-3 (S3) solver. A higher number of energy groups also leads to better boron agreement but does not always improve the predicted 3-D reaction rates (Fig. 6). Concerning the spatial cross section (XS) rehomogenization method, a fine  $15 \times 15$  radial assembly sub-meshing was not found to produce lower biases than the standard  $9 \times 9$  mesh. This is not consistent with numerical comparisons that were made for 2-D configurations against Serpent and CASMO-5 (C5). In this case, a  $15 \times 15$  mesh in S5 showed a distinctly better agreement with both Serpent and C5. Finally, assessments of the P3 scattering source in C5 as well as the SP3 solver in S5 were performed. In principle, both of these should allow to better capture the transport effects around e.g. control rods or reflectors. But no improvements, neither in experimental validation metrics nor in numerical verifications with Serpent were observed, pointing out the need for further studies to understand these results.

Concerning reactor dynamics, further analyses of the OECD/NEA Oskarshamn-2 (O2) stability benchmark were conducted. More specifically, it was observed that if the core design would be slightly

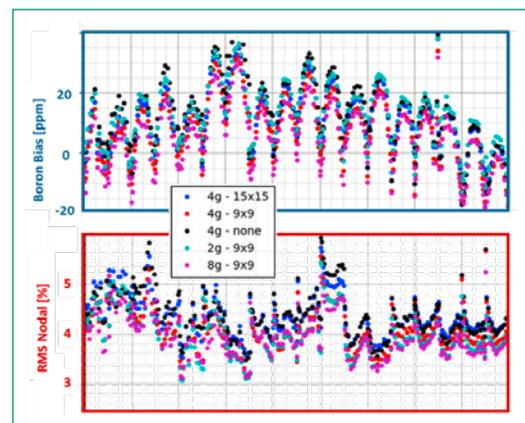


Figure 6: Assessment of S5 Neutronic Methods – Boron and 3-D Flux Biases for CMSYS/KKG.

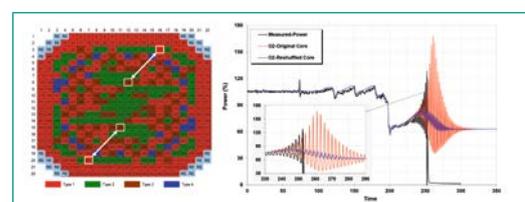
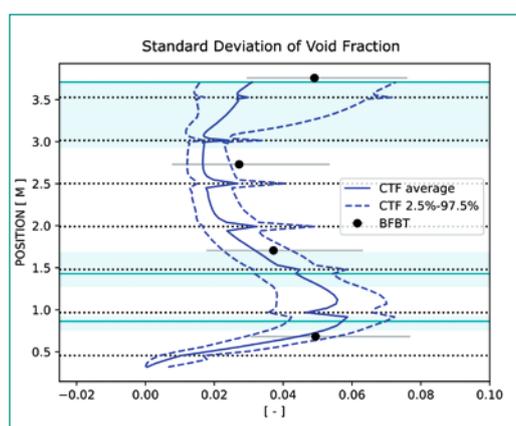


Figure 7: Core Layout with Location of Swapped Assemblies and Comparison of Predicted Reactor Power Evolution as Function of Core Design against Plant Measurements

Figure 5:

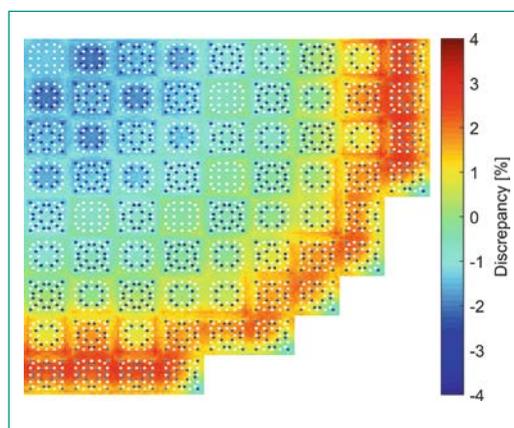
Radial Variability of the Void Fraction for BFBT test 1071-61 Assuming Asymmetric Uniform PDFs for the Interfacial Drag Coefficient and Heterogeneous Distribution of Loss Coefficients.



modified by swapping the location of just two individual assemblies, the kinetic code SIMULATE-3K (S3K) would now predict a fully stable reactor state instead of undamped diverging oscillations similar as those that occurred at the O2 plant (Fig. 7). This motivated deeper analyses on the relation between core design and associated local bundle characteristics versus global reactor stability behaviour. Comprehensive steady-state and transient studies were thus carried out at operating conditions similar to those at which the O2 instability event was observed. For steady-state, 2-D maps of various parameters (e.g. power, flow, void content, power to flow (P/F) ratio, etc.) were evaluated. This showed that the two swapped assemblies correspond to the most limiting bundles in terms of highest void content and largest bundle P/F ratio. Regarding the dynamical response, the transient studies show that the operating point at which the instability was triggered was very close to the system stability boundary. Consequently, it was found that by permuting these assemblies, the induced small local changes in void fraction and P/F ratios would be sufficient to prevent the system from crossing the stability boundary, i.e. transition from a highly unstable to a very stable reactor power behaviour. Here, it can be emphasized that at the same operating point, a similar high sensitivity of the core response to small perturbations of the core mass flow was observed.

To complement the best-estimate core simulation methods used for safety analysis, the development of higher resolution 3-D pin-by-pin core simulation methodologies was continued during 2020. In the area of deterministic pin-cell homogenized methods, numerical verifications of the in-house code Tortin against the Monte-Carlo code Serpent were enlarged to 3-D configurations. To comprehensively assess and verify the Tortin 3-D capabilities, an EPR core with large reflector and similar core design characteristics as currently operated PWRs was considered as an adequate configuration. The EPR reflector challenges 3-D core transport methods at the core/reflector interface and can in turn affect the predicted in-core neutronics. In a first verification step, Serpent was used to supply the cross-sections (XS) to Tortin in an attempt to minimize their effects on the 3-D flux comparisons. With this approach and for beginning-of-life (BOL) conditions, the 3-D pin power differences between Tortin and Serpent were found to be below 1.5%, something that can be considered as a rather satisfactory agreement. Now since the computational

costs of Serpent for the production of full-scale XS matrices remains prohibitive, the Tortin verification was in a second step made using the conventional approach, i.e. XS produced with C5. Even if larger discrepancies were obtained, which reflects the key impact of XS on 3-D pin-cell homogenized results, the agreement remains certainly within an acceptable range (Fig. 8). The observed tilt with lower versus higher pin power between the inner and outer core regions suggests either an underestimated leakage or conversely an overestimated neutron backscattering, underlining thereby the need for model and/or method refinements at the core/reflector interface. Although not evidently seen from Fig. 8, larger differences were obtained for Gd pins, one reason being that C5 and Serpent use different energy per fission for such pins.

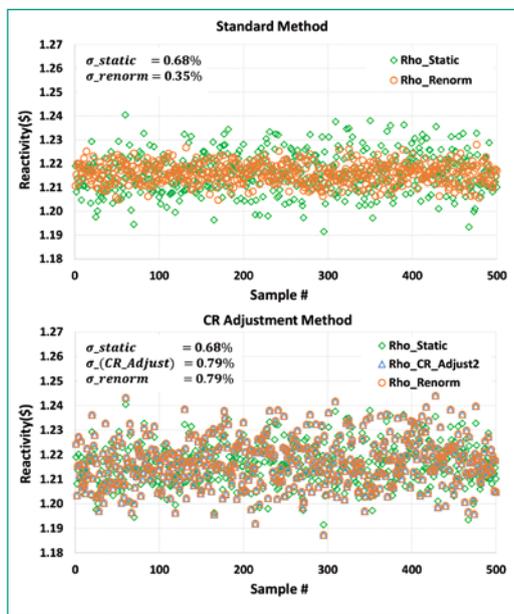


**Figure 8:**  
Relative Pin Power Differences between C5/Tortin and Serpent for an EPR BOL Core.

With regards to nuclear data (ND) uncertainty quantification, one main activity was to continue the validation of the transient S3K solver against SPERT RIA experiments. In that context, a specific objective was to assess alternative ND quantification approaches while keeping the reactivity worth of the ejected control rod (CR) unaffected. The rationale is that 3-D kinetics solvers usually perform a fission source normalization to ensure critical conditions at the start of the transient. With the standard approach used so far, the RIA transient simulations for perturbed cases were always initiated with the same CR configuration as for the reference unperturbed case. The impact of this was evaluated during 2020 and it was found that it reduces the uncertainty in inserted reactivity from 0.68% to 0.35%. Thereby, the variation of the static rod worth due to ND perturbations is not preserved in the dynamical analyses. This effectively leads to an underestimated spread of the inserted reactivity, which in turn results in underestimated uncertainties of the predicted output

quantities. An alternative approach was therefore developed and tested. For each perturbed case, the CR positions are adjusted in an iterative manner until critical conditions are achieved. As can be seen in the lower part of Fig. 9, the inserted reactivity and associated uncertainty ( $\sigma_{CR\_Adjust}$ ) match now better the static reactivity worth and associated uncertainty ( $\sigma_{static}$ ), although with a slight conservative overestimation related to the numerical precision of the iterative scheme. As expected, the renormalization effect becomes negligible since the rod worth spread ( $\sigma_{renorm}$ ) is exactly the same as the CR adjusted one.

**Figure 9:** Reactivity Worth and Associated Uncertainties with Standard Method versus CR Adjustment Approach.



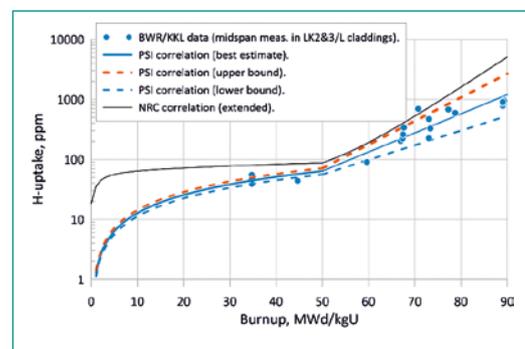
## Fuel modelling and safety criteria

With regards to fuel rod irradiation modelling with FALCON, research was continued towards adapting the new NRC correlation for BWR Hydrogen (H) uptake to Swiss high burnup (HBU) conditions. The applicability of this correlation was verified for burnups up to 50 MWd/kgU, noting that the NRC does not recommend its usage beyond this threshold. The verification studies conducted for Swiss reactors confirmed that this correlation leads to severely overestimated H contents at HBU. This evidently motivated the update of this correlation using the same form as the one proposed by NRC for Zry-2 cladding material:

$$H(b) = \begin{cases} f_A(b) = q(b) + Ab, \\ f_A(b_0) \times e^{B(b-b_0)}, \end{cases}$$

where  $H$  is the total H-uptake (ppm),  $b$  the local burnup (MWd/kgU),  $b_0$  the burnup threshold for

H-uptake breakaway ( $b_0 = 50$  MWd/kgU),  $q$  the function for primary short-term H-uptake,  $Ab$  the linear term for secondary H-uptake,  $A$  and  $B$  the constant coefficients. A main challenge is that the availability of Swiss operated fuel samples with measured H concentration from post-irradiated-experiments (PIE) is rather limited. Nevertheless, a few samples with modern Zry-2 claddings (LK2&3/L) and burnups up to 90 MWd/kgU were identified. Combining these with additional data from other Swiss samples with lower burnups, a statistical analysis was performed in order to estimate the correlation parameters. On this basis, a preliminary PSI correlation could be achieved as shown in Fig. 10. For burnups beyond 50 MWd/kgU, the PSI best-estimate correlation yields a milder slope preventing the substantial overshoot in H content predicted with the NRC correlation. Also, for burnups below 50 MWd/kgU, the NRC correlation produces higher H contents. However, the H concentration remains moderate in this well qualified range, implying that differences between the PSI and NRC correlation will not translate into any significant variations in terms of the safety acceptance criteria (i.e. equivalent clad reacted). The PSI correlation could thus also be applied for the lower burnup range. However, the NRC correlation relies in this case on a larger number of samples. Concerning HBU fuel behaviour during design basis accidents, the primary activity during 2020 was to continue the further development and refinements of FALCON models for fission gas release (FGR). In this context, the dedicated GRSW-A model of the FALCON code was extended to simulate the processes of fuel fragmentation and concomitant FGR in HBU fuels during a Loss-Of-Coolant-Accident (LOCA). The in-house FRELAX code, developed for a coupling to FALCON in order to simulate phenomena related to fuel relocation and fragmentation during LOCAs, was redesigned



**Figure 10:** PSI correlation for H-Uptake in Modern BWR LK2& 3/L Claddings based on Swiss Operated Samples.

with a view to simulate bulk flow and diffusion of the gases in the rod free volume. Consequently, the coupling of FALCON with the updated FRELAX code and referred to as F2F, was also updated and consolidated to allow for data exchanges during simultaneous analyses of LOCAs with both codes. On this basis, three BWR LOCA experiments conducted at the Halden reactor, namely IFA-650.12/13/14 and all based on KKL fuel irradiated to HBU, were analysed with the updated F2F. Overall, the results of the F2F calculations were for all the selected IFA-650 tests found to be in good agreement or even conservative when compared to the experimental Halden data. This is illustrated for the IFA-650.12 test in Fig. 11.

Regarding the OFFBEAT 3-D fuel thermo-mechanical solver, several new developments were undertaken. A primary focus was the development of improved pellet-cladding contact models. In that framework, a semi-implicit numerical treatment for contact was implemented and tested, yielding significant improvements in solver convergence. Furthermore, fuel cracking and fuel creep models have both now been implemented. This includes an isotropic fuel-cracking model, based on the Bison model, as well as a fuel creep model based on MATPRO. The code was also extended to support bi-material interfaces, facilitating the analysis of fuels with coated claddings, or fuels with oxide or CRUD layers (Fig. 12). In addition, the solver was coupled to the open-source FGR code SCIANTIX. Regarding validation, studies were continued based on data primarily from the International Fuel Performance Experiments database and including

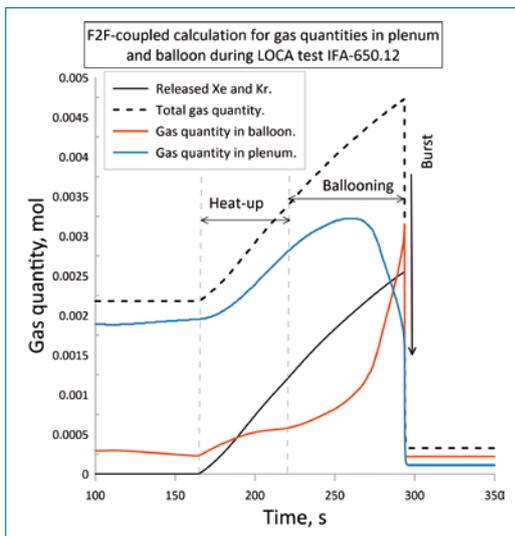


Figure 11: Gas Quantity in Rod Free Volume during IFA-650.12 LOCA Experiment calculated with F2F FAL-CON/FRELAX Coupled Code System.

selected rods from the High Burnup Rim Project. A validation of FGR models was also started using a large set of rods from the IFA-432, RISO3 and Super-Ramp experiments. Moreover, initial work towards developing a loose coupling between the fuel performance code TRANSURANUS and OFFBEAT was launched. Finally, it can be noted that permission to release the solver as open-source was received from the Swiss Federal Office of Energy. A first release is therefore planned for 2021.

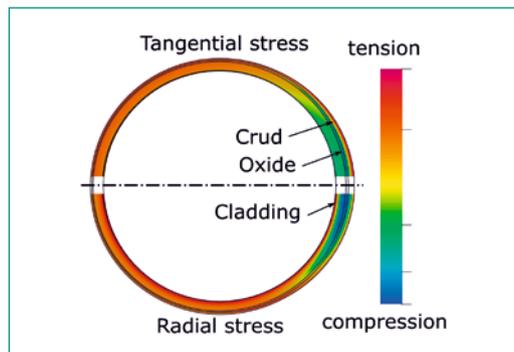


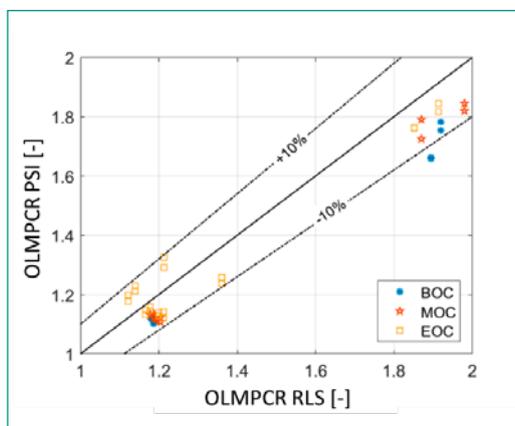
Figure 12: OFFBEAT Evaluations of Tangential and Radial Stress Distributions for a Section of Cladding with Oxide and CRUD Layers.

## Multi-physics simulations

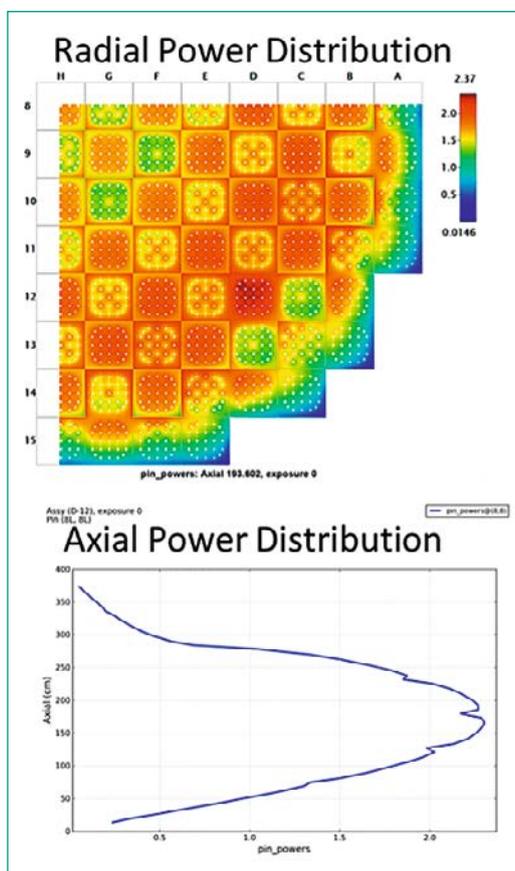
Within the area of multi-physics, a pilot study towards enlarging CMSYS steady-state verification analyses of core reload licensing submittals (RLS) with cycle specific transient analyses (TRA) was performed. Although this was realised in the framework of an On-Call, a substantial amount of research and development activities were necessary in order to establish and verify the basic computational components. One of the primary objectives of this TRA methodology is to provide independent estimations of the Operating Limit Minimum Critical Power Ratio (OLMCPR). This involves identifying the limiting transient producing the largest changes in transient CPR, which combined with the Safety Limit MCPR (SLMCPR), yields the OLMCPR. To this aim, a TRA methodology was developed and consists of three computational steps: 1) plant transient simulations with S3K directly initialised from CMSYS core models; 2) an S3K/CF coupling for the transfer of transient boundary conditions; 3) the application of a power iteration scheme in CTF in order to determine the bundle power yielding critical heat flux (CHF) conditions. Once CHF conditions are predicted through this CMSYS/S3K/CTF sequence, the initial CPR

and/or transient Minimum CPR (MCPR) are determined and can then be combined with the SLM-CPR to estimate the OLMCPR. For a selected cycle, a first verification was performed by comparing the PSI TRA results against vendor solutions provided in the RLS of the given cycle. Overall, the OLMCPR agreement was found to be within 10% with a tendency for more conservative OLMCPR estimations by the PSI TRA methodology (Fig. 13). When considering the substantial methodological differences against vendor approaches, in particular with regards to their usage of fuel design specific CPR correlations in the transient simulations, an agreement of around 10% can certainly be considered as sufficiently satisfactory for qualitative verifications of RLS analyses.

**Figure 13:**  
Verification of PSI TRA Methodology for OLMCPR Estimations against Vendor RLS Results.



**Figure 14:**  
Radial (top)/axial (bottom) Power Profiles from a 3D PWR Quarter Core Simulated with the VERA Code.



As first step towards the development of a multi-physics core simulation scheme based on higher resolution solvers, a first license for the CASL/VERA platform was acquired during 2020. The platform and associated codes along with utilities were consequently installed on the PSI local high performance computing (HPC) cluster Merlin. This required a significant amount of efforts and could only be completed with support of the NES/LSM cluster responsables. A similar installation on the Swiss national supercomputing centre (CSCS) was also attempted but could not be realised. This underlines the high complexity of the computational architecture required for the usage of such parallelized reactor simulation systems. Now with the VERA version installed on the PSI cluster, first tests to assess the requirements in terms of computational resources were conducted. To start, a single state point calculation for a coupled quarter core 3D PWR model was performed, requiring 232 MPI tasks, 1.27 Terabyte (TB) of memory and a wall-time of 2 h 16 min. to complete. A cycle calculation using the same coupled quarter core 3-D model was then performed. In that context, a depletion calculation only up to 50 EFPD required 928 MPI tasks, 2.2 Tb of memory and a wall-time of 7 h 40 min. to complete. It is thus evident that access to a larger cluster will be required if such calculations are to be performed on a more regular basis. Nevertheless, to illustrate the capabilities, typical radial/axial power profiles that were obtained from the HDF5 output files are shown in Fig. 14.

## National Cooperation

To complement the research project with ENSI, the STARS program also collaborates with ESB for fuel safety criteria as well as swissnuclear and NAGRA for operational and waste management issues. The project also collaborates with other PSI laboratories as well as with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL for the elaboration and supervision of MSc and/or PhD theses as well as for the realisation of courses for the Nuclear Engineering Master Program including the «Nuclear Computation Laboratory» course on reactor simulations.

## International Cooperation

At the international level, STARS collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) as

well as with other research units through international projects within primarily the EU/H2020 framework, including CORTEX (reactor noise analyses), ELSMOR (small modular reactors), PASTEL (passive systems) and APAL (pressurized thermal shocks). In addition, STARS collaborates on safety research with other technical safety organisations of the ETSO network. Within that framework, an IAEA fellowship was granted for a visiting scientist from the Czech research centre UJV to collaborate with STARS in 2021 on the validation of Monte-Carlo codes for full core simulations. Concerning thermal-hydraulic code development and validation, STARS primarily collaborates with the US NRC (TRACE) and North Carolina State University (COBRA-TF). For core analyses and higher-order pin-by-pin transport, STARS collaborates with Studsvik (CASMO/SIMULATE/SIMULATE-3K), Seoul University (nTRACER), Oak Ridge (VERA) and University of Michigan (MPACT). On the fuel modelling side, the collaboration with EPRI on Falcon V1 code development was continued and the development of a new 3-D solver based on OpenFOAM is conducted in collaboration with EPFL. Finally, during 2020, STARS continued its collaboration with Preussen Elektra, primarily with regards to the validation of burnup calculations codes.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

During 2020, satisfactory progress was achieved with regards to the overall project research goals even if not all of the specific activities that were planned could be undertaken. To some extent, this was caused by the departures of several collaborators (including scientists and post-docs), prompting the need to launch replacements campaigns which are not yet completed. However, another reason is that higher priority was continued to be

assigned to the HYDROS research on BWR fuel clad anomalies for which several activities not reported here were performed. For 2021, the foreseen goals are shown in Table 2. These will thus remain aligned to the main project directions and associated work packages although focus on BWR clad anomalies will continue to be assigned high priority and in accordance to the latest progress and knowledge on the topic.

## Publications

- *K. Nikitin, R. Mukin, I. Clifford and H. Ferroukhi*, Transient CPR estimation with COBRA-TF code and associated uncertainties, Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2020), Giardini Naxos, Sicily, Italy, May 17–22, 2020.
- *O. Zerkak, D. Wicaksono, I. Clifford and H. Ferroukhi*, Study of effects of physical model parameters biases on void fraction distribution in a BWR fuel assembly, Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2020), Giardini Naxos, Sicily, Italy, May 17–22, 2020.
- *I. Clifford*, Conversion of NRCDB binary files to HDF5 for RBHT, PSI Memorandum Sb-RND-ACT-003-20, December 2020.
- *S. Leisinger*, Synthesis of Critical Heat Flux Data using Machine Learning and Bayesian Statistical Methods, PSI Technical Report TM-41-20-15. V.0, October 2020
- *R. Puragliesi*, Calibration of PKL3 Test 2.3 Rocom database PSI Memorandum SB-RND-ACT-015-14.010 V.0, August 12, 2020.
- *R. Puragliesi*, Assessment of COBRA-TF sub-channel code for assembly bowing calculations: the 3×1 minicore case, PSI Technical Report TM-41-19-04 V.0, July 02, 2020.
- *A. Bernal*, Updated modelling and results of the TDW exercises of the C5G7-TD benchmark with

Plant System and Thermal-Hydraulics	Development and validation of TRACE Models for OECD/NEA ETHARINUS and ATLAS-3 Projects
	Assessment and validation of COBRA-TF meshing schemes and physical models against BWR dryout experiments
	Launch development of coarse mesh CFD methods for PWR fluid flow analysis
	Further development and application of uncertainty and analysis methods for TRACE validation against RHBT experiments
Core Behaviour and Reactor Physics	Enlarge SIMULATE-5 separate-effect validation for PWRs to neutronic bowing and thermal-hydraulic models
	Continue studies on local stability analyses and launch development of BWR noise simulation capabilities
	Validation of Tortin/Ventina for depletion calculations against experimental data from Swiss reactors
	Assessment CMSYS/SNF for validation against BWR Gamma scan measurements
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Refinements and assessment of F2F coupled code system for analyses of full-length rods during LOCAs
	Verification and validation of USNRC H-Uptake fractions for Swiss PWR analyses
	Assessment of fission gas release models for OFFBEAT 3-D fuel thermo-mechanical simulations
Multi-Physics	Verification of MPACT BWR modelling capabilities against CASMO-5/MCNP and development of CHUP for usage with VERA
	Development and assessment of coupled Tortin/CTF scheme for PWR core simulations
	Enlargement of core uncertainty quantification to geometrical and operating uncertainties for multi-physics analyses

Table 2:  
Perspectives 2021

the nTRACER code, PSI Aktennotiz AN-41-19-10 V.0, June 26, 2020.

- *A. Bernal, A. Vasiliev, H. Ferroukhi*, Coupling schemes for nTRACER and CTF PSI Memorandum SB-RND-ACT-001-19.001 V.0, April 06, 2020.
- *A. Bernal, M. Pecchia, D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi*, Methodology for High-Fidelity Deterministic Modelling of Swiss LWR Fuel Assemblies, PHYSOR 2020: Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, UK, March 29–April 2, 2020.
- *P. Mala, A. Pautz*, Development and verification of pin-by-pin homogenized simplified transport solver Tortin for PWR core analysis, Nuclear Engineering and Technology 52 (2020) 2431–2441.
- *P. Mala, A. Pautz, H. Ferroukhi, A. Vasiliev*, Development of 3D Pin-By-Pin Core Solver Tortin and Coupling with Thermal-Hydraulics, PHYSOR 2020: Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, UK, March 29 – April 2, 2020.
- *P. Mala, M. Frankl*, Assessment of the nodal code SIMULATE5 for an EPR core start-up modelling, EUROSAFE 2020 Conference, November, 03, 2020.
- *M. Papadionysiou, K. Seongchan, M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz, H-G. Joo*, Assessment of nTRACER and PARCS Performance for VVER Configurations Nucl. Sc. and Eng. 194:11 (2020) 1056–1066.
- *M. Papadionysiou, K. Seongchan, M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz, H. Gyu Joo*, Coupling Of nTracer To Cobra-TF for High-Fidelity Analysis of VVERs, PHYSOR 2020: Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, UK, March 29–April 2, 2020.
- *V. Verma, D. Chionis, A. Dokhane, H. Ferroukhi*, Modelling and Analysis of Fuel Assembly Vibrational Modes in PWRs Using Simulate-3K, PHYSOR 2020: Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, UK, March 29–April 2, 2020.
- *D. Rochman, A. Dokhane, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, M. Hursin*, Nuclear data uncertainties for core parameters based on Swiss BWR operated cycles, Annals of Nuclear Energy 148 (2020) 107727.
- *M. Hursin, D. Rochman, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz*, Impact of Various Source of Covariance Information on Integral Parameters Uncertainty during Depletion Calculations with CASMO-5, PHYSOR 2020: Transition to a Scalable Nuclear Future, Cambridge, UK, March 29–April 2, 2020.
- *O. Leray*, Shark-X V.3.0: Description of New Capabilities, PSI Technical Report TM-41-16-29, 2020.
- *M. Hursin*, Shark-X V.3.01: Description and Testing of New Capabilities for Quantification of Kinetic Parameters Uncertainties and for Computations of Sensitivity Coefficients, PSI Technical Report TM-41-16-29, 2020.
- *G. Khvostov*, Analysis of cladding failure in a BWR fuel rod using a SLICE-DO model of the FALCON code, Nuclear Engineering and Technology, June 2020.
- *G. Khvostov*, Modelling of burst-FGR in LWR fuel rods during the LOCA. Intermediate report, PSI Technical Report, TM-41-19-21 V.0, December 2020.
- *G. Khvostov*, Modelling of burst-FGR in LWR fuel rods during a LOCA. Final report, PSI Technical Report, TM-41-20-26 V.0, December 2020.
- *G. Khvostov*, Analytical criteria for fuel fragmentation and burst FGR during a LOCA, Nuclear Engineering and Technology 52 (2020) 2402-2409.
- *R. Ngayam-Happy*, Analysis of Phase 3 of the OECD/NEA Reactivity Inserted Accident (RIA) benchmark using Falcon v1, PSI Technical Report TM-41-19-22 V.0, July 02, 2020.
- *C. Cozzo*, Submittal of PSI Results for the OECD/NEA/EGFRP PCMI Benchmark, PSI Memorandum SB-RND-ACT-004-16.001 V.0, December 2020
- *A. Scolaro, P. van Uffelen, C. Fiorina, A. Schubert, I. Clifford, A. Pautz*, Investigation on the effect of eccentricity for fuel disc irradiation tests, Physics Letters B 804 (2020) 135405.

# BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses

Author und Co-author(s)	Stefan Wenzel, Jürgen Hartung, Michael Kund
Institution	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Address	Schwertnergasse 1, 50667 Köln, Germany
Phone, E-mail, Internet address	+49 (89) 32004-413, Juergen.Hartung@grs.de, www.grs.de
Duration of the Project	September 2016 to December 2020

## 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 simula-

tions 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 2020 are:

- The extensive thermohydraulic LOCA-BEPU analyses for a generic PWR model with leak sizes of 30 cm<sup>2</sup>, 70 cm<sup>2</sup>, 100 cm<sup>2</sup> and 440 cm<sup>2</sup> were complemented by one-dimensional structural mechanic analysis of the reactor pressure vessel (RPV).
- Tolerance limits according to Wilks formula for the resulting stress intensity factors  $K_I$  for each of the leak scenarios were calculated.
- Statistical analyses were performed to quantify correlations between the figures of merit «radial temperature gradients at a postulated crack tip» and «temperature deviation across the RPV wall» determined in [1] and the structural mechanic parameters stress intensity factor  $K_I$  and brittle fracture transition temperature  $RT^{NDT}$ .

## 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 (TH) simulations were performed in the framework of an uncertainty analysis to identify a bandwidth of initial and boundary conditions for the structural mechanic 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 analyses 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 MWe. 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 structural mechanic calculations. The definition and implementation of variable input parameters and their associated probability distributions and respective dependencies were also part of the first phase of the project. In this work package the GRS-developed uncertainty analysis tool SUSAs [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 were incorporated in the procedure. 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 as presented in [8]. Conclusions are drawn from the comparison of all investigated PTS sequences, to be found in [9].

To complement the TH-results and in order to assess the magnitude of uncertainties in the thermo-mechanical stresses of the RPV, one-dimensional structural mechanic calculations were performed. By utilizing the probabilistic structure analysis code PROST [4] for each of the TH-simulation results the stress intensity factor time progression (load curve) was calculated based on a linear thermal expansion method SIGMAKT [10]. This approach allowed the determination of the 95/95 tolerance limits using Wilks formula for the maximal stress intensity factor of each investigated leak scenario.

### **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. Uncertainty Analysis of Structural Mechanical Parameters**

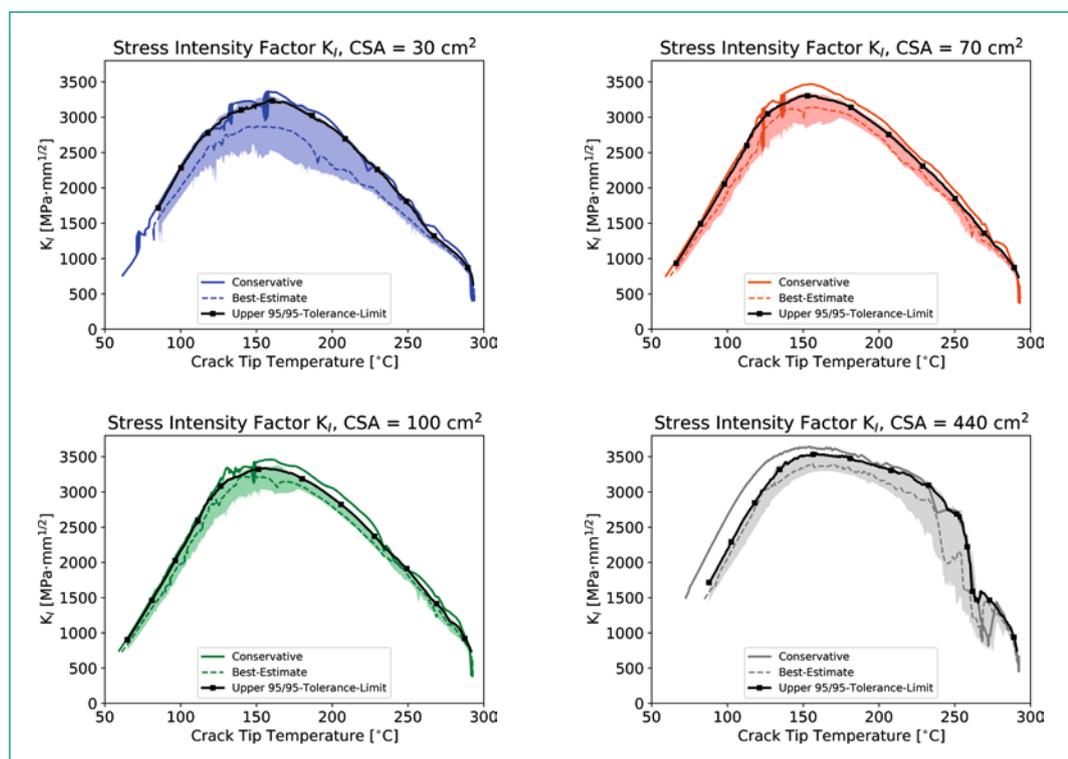
During the present investigations, extensive analyses of LOCA sequences with 30cm<sup>2</sup>, 70cm<sup>2</sup>, 100cm<sup>2</sup> and 440cm<sup>2</sup> leak size were carried out applying multidisciplinary methods. In addition to the underlying thermohydraulic simulations, this includes structural mechanic calculations and statistical methods. The results of the uncertainty evaluation of the TH-simulations can be found in [9]. They were performed using the GRS-Method [7] for BEPU and sensitivity analysis. The procedure is based on the non-parametrical approach of Wilks [11] for determining the one-sided upper tolerance limit of a calculation result afflicted with uncertainties. Uncertain parameters according to [12] were applied and adopted for PTS sequences, which resulted in 62 uncertainty parameters to be varied. To reach a probability level of 95% with a confidence of 95% at least  $n = 59$  Monte-Carlo simulation runs are needed [13]. However, 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 [14] it was decided to

perform a total of three times the number of uncertain parameters which results in 186 thermo-hydraulic LOCA simulations per sequence. These 186 TH-simulation results per leak size scenario were subjected to structural mechanical analysis as described in [1]. In order to demonstrate the uncertainty propagation from the thermohydraulic simulations, on which the current project is focusing on, to structural mechanical calculations the load curves for one postulated crack shape and size were calculated. Following the notes of KTA 3206 [15] for verification analysis for rupture preclusion for pressure retaining components in nuclear power plants, it was decided to postulate a semi-elliptic surface crack at the height of the first weld of the RPV in proximity to the reactor core. The crack is assumed to have an aspect ratio of 6 with an axial depth of 0.1 times the RPV wall thickness including the cladding, which is equal to 25 mm for the given plant configuration. To achieve an efficient evaluation of the large number of simulation runs the PROST code was extended to allow an automated, serial processing of the TH-simulation results and calculation of the associated stress intensity factors  $K_I$  for the postulated surface crack. The set of resulting load curves was subjected to an uncertainty evaluation utilizing the *SUSA* code. Beside the results of the thermohydraulic uncertainty analysis conservative and best estimate results were also incorporated in this procedure. Figure 1 summarizes the results of these structural mechanical uncertainty evalua-

tion. The graphic shows the stress intensity factor  $K_I$  as a function of the temperature at the postulated crack tip for all leak sizes examined. The calculated uncertainty ranges (semi-transparent area; from minimum to maximum of the 186 calculations per leak size) with the upper 95/95 tolerance limit are compared to the conservative and best-estimate results. The uncertainty range shown approximates the portion of the result uncertainty in the calculation of the stress intensity factor, that results from the uncertainty in the thermohydraulic modelling.

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 behavior of the material under mechanical load to brittle fracturing. The highest allowed  $RT^{NDT}$  can be determined by determining the load curve during an overcooling event and calculating a) the minimum distance of the load curve to a corresponding fracture toughness curve  $K_{Ic}$  (a.k.a. tangent criterion) or b) the distance of the  $K_I$  maximum in the load curve to the fracture toughness curve  $K_{Ic}$  considering the warm prestressing effect (a.k.a. WPS criterion [16]). The lowest value of  $RT^{NDT}$  calculated from 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 from the load curve determines the safety margin during the overcooling event. In the current study the fracture toughness curve was calculated according to [17].

**Figure 1:** Comparison of the stress intensity factor progressions for the examined leak sizes including the calculated uncertainty range, the 95/95 tolerance limit, the conservative and best estimate simulation results.



The results for the maximal reached  $K_I$ , the calculated  $RT^{NDT}$  applying the tangent criterion as well as the WPS criterion for all 186 simulations per leak sequence were subjected to a statistical analysis. Figure 2 shows the statistical evaluation of the results in the form of box plots. The boxes enclose the first and third quartiles, the whiskers denote the 5% and 95% percentiles. The median values of the result sets are marked by horizontal lines within the boxes. The results of the respective conservative analyses are marked by a cross (+) for each leak size scenario. It becomes clear that the scatter of the results in  $RT^{NDT}$  applying the tangent criterion (Figure 2 left) is significantly smaller than when the WPS effect is considered (Figure 2 center). By applying the tangent criterion, the results of the conservative calculation are below the 5% percentile for all leak sizes examined. Regarding the median values, no clear trend with respect to the leak size can be identified that would allow a conclusion to be drawn about a direct correlation between the size of the leak and the definition of the most unfavorable scenario. However, it can be seen that both the lowest (most unfavorable) median value and the highest scatter of the results occur in the scenario with 30 cm<sup>2</sup> leak size (Figure 2 left).

This behavior for the 30 cm<sup>2</sup> leak size scenario was also found in the results taking the WPS effect into account (Figure 2 center). The scatter in the results for  $RT^{NDT}$  is much higher when the WPS criterion is applied and the results of the conservative simulation do not fall below the 5% percentile in none of the investigated scenarios. This behavior is primarily due to the flat progression of the curve in the proximity of the maximum of  $K_I$  (see Figure 1). Small fluctuations in  $K_I$  close to its maximum can therefore cause large deviations in the calculation of  $RT^{NDT}$  (WPS). The median values, however, tend to lower (less favorable) values of  $RT^{NDT}$  (WPS) with decreasing leak size.

For the stress intensity factor  $K_I$  (Figure 2 right), it can be seen that the maximum of  $K_I$  increases with increasing leak size. Furthermore, the results of the conservative simulations in all investigated scenarios cover the 95% percentile of the uncertainty analysis. Since higher values of  $K_I$  indicate higher mechanical stresses in the RPV material while lower values of  $RT^{NDT}$  indicate less safety margin to brittle fracture transition, the opposing trends in both parameter suggest that higher maxima of  $K_I$  do not mandatorily lead to less favorable results for  $RT^{NDT}$  when the WPS effect is considered.

## 2. Correlation analyses

To test for the predictive capability for the thermo-mechanical load in the RPV of the identified figures of merit presented in [1], the «radial temperature gradient at the crack tip»  $\max(dT/dr)$  and «temperature deviation across the RPV wall thickness» were compared to the results of the one-dimensional structural mechanical calculations and subjected to a correlation analysis. Figure 3 depicts the result sets for the figures of merit in dependence of the maximal stress intensity factor  $K_I$  for all 186 simulations per investigated leak scenario. The graphics also contain the results of the respective conservative simulations (+). The dotted lines are the result of the linear regression of the data for each scenario. It turns out that the results of both figures of merit correlate significantly positively with  $K_I$ , both within a considered scenario and superordinate across all leak sizes examined. The correlation coefficients according to Pearson (Pearson CC) are high with  $\rho = 0.96$  for  $\max(\Delta T)$  and  $\rho = 0.89$  for  $\max(dT/dr)$  with a p-value for significance evaluation of  $p \ll 0.05$ . This result confirms the expected positive correlation of the selected figures of merit with the stress intensity factor.

The correlation analysis further confirms the superordinate positive correlation of  $K_I$  and  $RT^{NDT}$  (WPS) with a low value for the correlation coefficient of  $\rho = 0.28$  ( $p \ll 0.05$ ) if all 744 simulations results are considered. Figure 4 presents the superordinate pearsons correlation coefficients for the investigated parameters. The result is qualitatively different if each single leak scenario is examined

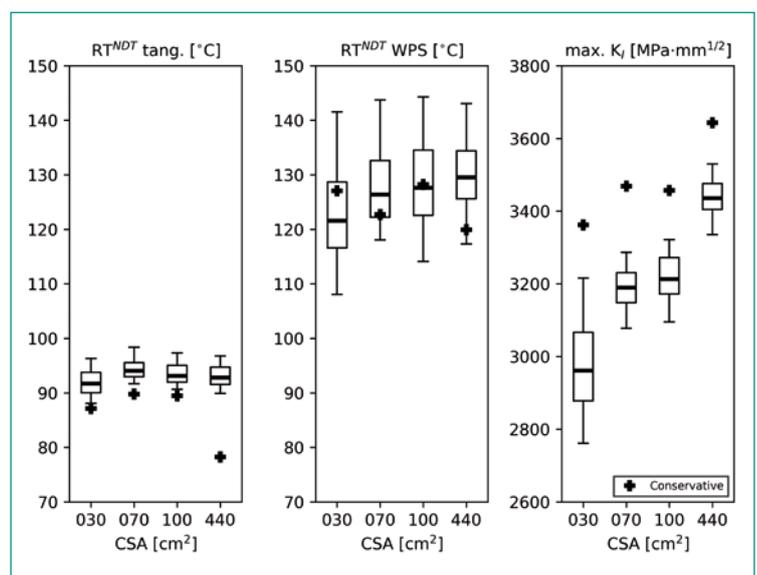


Figure 2: Statistical evaluation of the result sets regarding the brittle fracture transition temperature  $RT^{NDT}$  with tangent criterion, taking into account the WPS effect and the maximum stress intensity factor  $K_{I,max}$ .

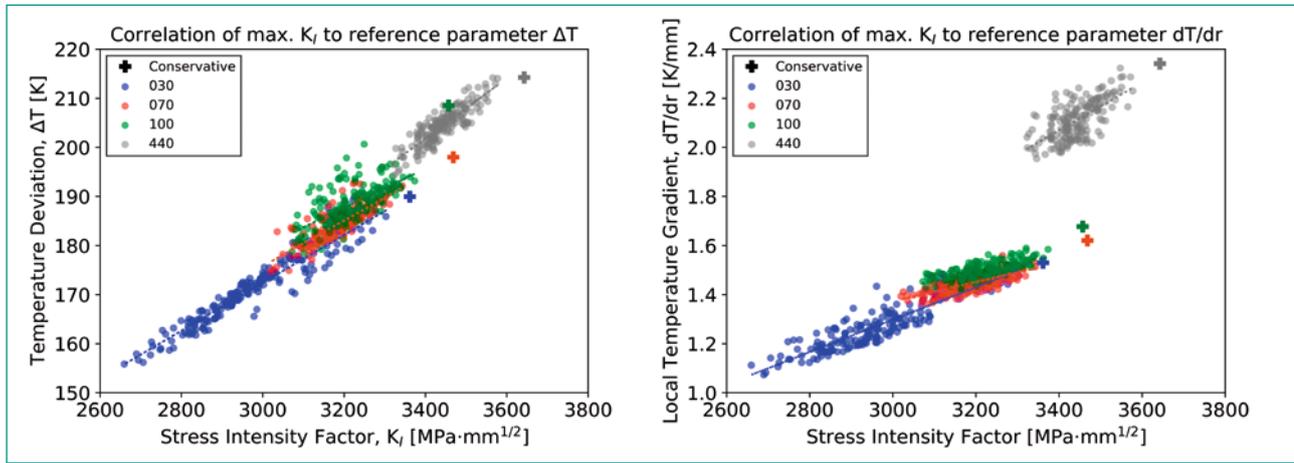


Figure 3: Correlation of the maximum stress intensity factor  $K_{I,max}$  to the figures of merit «temperature deviation across the RPV wall thickness»  $\max(\Delta T)$  (left) and «radial temperature gradient at the crack tip»  $\max(dT/dr)$  (right).

superordinate correlations		RTNDT WPS	max. KI	max. DT	max. dT/dr
RTNDT tang.	Pearson CC	0.15	0.02	0.04	0.02
	p-value	0.00	0.62	0.31	0.61
	N	744	744	744	744
RTNDT WPS	Pearson CC		0.28	0.24	0.29
	p-value		0.00	0.00	0.00
	N		744	744	744
max. KI	Pearson CC			0.96	0.89
	p-value			0.00	0.00
	N			744	744
max. DT	Pearson CC				0.92
	p-value				0.00
	N				744

positive correlation
no significant correlation

Figure 4: Quantitative results of the correlation analysis for superordinate relations in all 744 simulation results.

separately. Figure 5 summarizes the results of the correlation analysis quantitatively for each leak size examined. The color coding for both figures is to be interpreted as follows:

- red: no significant correlation between the compared parameters ( $p > 0.05$ ),
- blue: significantly positive correlation (pearson  $\rho > 0$ ;  $p < 0.05$ ) between the compared parameters,
- green: significantly negative correlation (pearson  $\rho < 0$ ;  $p < 0.05$ ) between the compared parameters,
- significant correlations, which are found in all scenarios with the same sign, are highlighted.

The figure of merit  $\max(dT/dr)$  shows a significantly negative correlation with  $RT^{NDT}$  (tang.) in three out of four leak scenarios. Only in the intermediate break LOCA scenario with 440cm<sup>2</sup> CSA the selected significance threshold of  $p < 0.05$  is not reached. A significantly negative correlation between  $\max(\Delta T)$  and  $RT^{NDT}$  (WPS) is also indicated

in three out of four scenarios. No significance in this correlation is given for the smallest of the examined leak sizes with CSA = 30cm<sup>2</sup>. Significance in the correlation of the figure of merit  $\max(dT/dr)$  and  $RT^{NDT}$  (WPS) was not given in three out of four scenarios.

The results of the correlation analysis indicate that the selected figures of merit «temperature deviation over the RPV wall» and «radial temperature gradient at the postulated crack tip» are in principle appropriate to identifying unfavorable conditions in the selection of critical accident scenarios prone to PTS. High values of these figures of merit are correlated with high values of the stress intensity factor  $K_I$  by high significance.

Regarding the brittle fracture transition temperature  $RT^{NDT}$  significantly negative correlations with the maximum of the stress intensity factor  $K_{I,max}$  and  $\max(\Delta T)$  are found within all scenarios examined, in particular when the more conservative tangent criterion is applied (see Figure 5). I. e. that higher values of these parameters indicate less favorable conditions in the accident situation regarding PTS. This statement applies with the restriction that it can only be used to select unfavorable initial and boundary conditions within an accident scenario, i.e. for the given context in the case of an investigation with one specified leak size. The reason for this restriction is that in the present study the stress intensity factor does not correlate superordinate negatively and with high significance with the brittle fracture transition temperature  $RT^{NDT}$  (tang.) as can be seen in Figure 4.

If the WPS effect is considered for the determination of the brittle fracture transition temperature  $RT^{NDT}$ , no uniform conclusion can be drawn from the results. In the current study  $RT^{NDT}$  (WPS) is

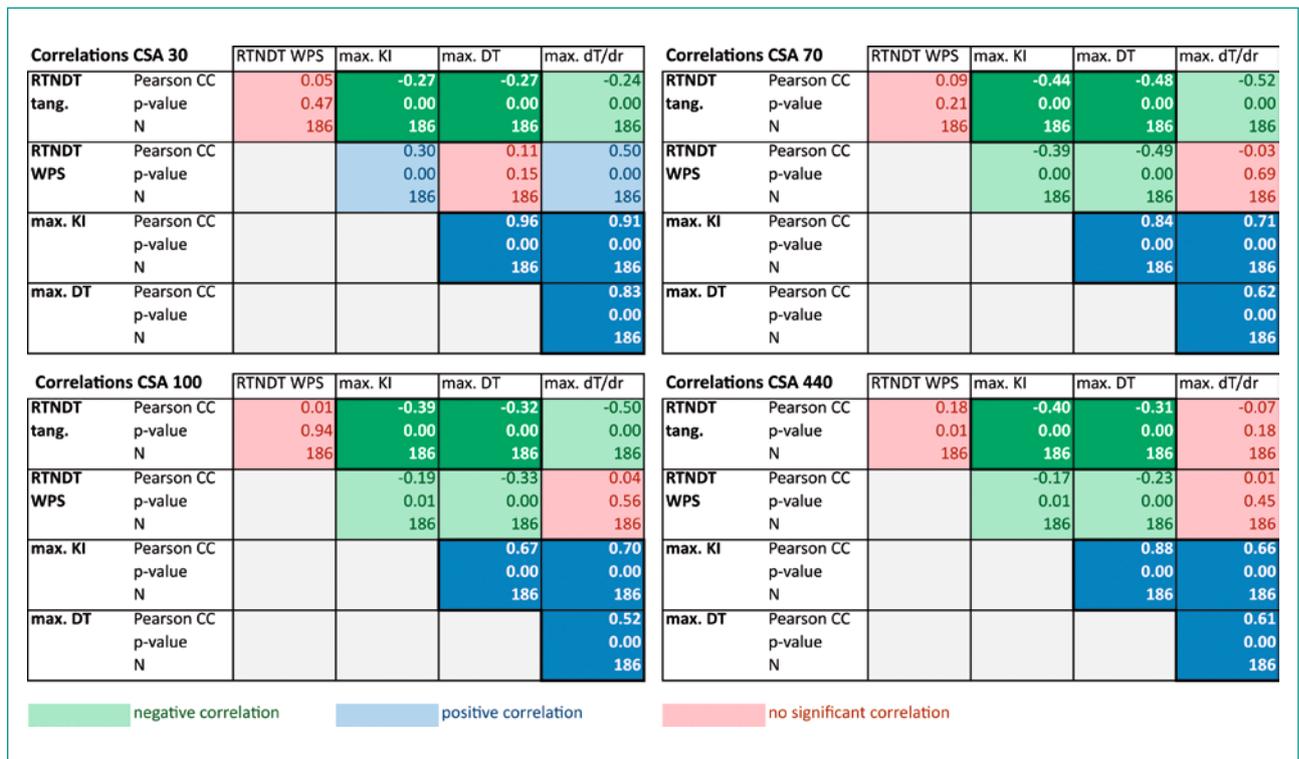


Figure 5: Quantitative results of the correlation analysis for the examined scenarios with the leak sizes of 30 cm<sup>2</sup>, 70 cm<sup>2</sup>, 100 cm<sup>2</sup> and 440 cm<sup>2</sup>.

weakly positively correlated with RT<sup>NDT</sup> (tang.) (see Figure 4), but it is also weakly positively correlated with the results of K<sub>I,max</sub> and the figures of merit, so that no recommendation can be made for the selection of superordinate unfavorable accident scenarios based on this results. A possible cause for this behavior could be found in the large scatter of the results for RT<sup>NDT</sup> (WPS) due to the flat progression of the load curves in the proximity of their maxima (see Figure 1).

## Assessment 2020

The project is going to be completed according to the planned schedule in December 2020 after a project extension in 2019. 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 [18] and emphasize the importance of proper and detailed thermohydraulic modelling of the plant under investigation. It has been shown that the identified figures of merit «radial temperature gradient at the postulated crack tip» and «temperature deviation across the RPV wall thickness» significantly correlate to the stress intensity factor based on one-dimensional structural mechanical calculations. It was found that higher maxima of K<sub>I</sub> do not mandatorily lead to less favorable results for RT<sup>NDT</sup>, particularly when the WPS-effect is considered. High uncertainty ranges were found for RT<sup>NDT</sup> considering WPS compared to RT<sup>NDT</sup> when the more conservative tangent criterion is applied. Since the thermomechanical loads on the RPV were only estimated based on a linear thermal expansion method, detailed structural-mechanical analyses using the determined uncertainty bands for the thermohydraulic variables (not shown here, see [1] for details) with

an examination of the uncertainty propagation would thus be the consequent continuation of the work presented. In the course of such investigations, more reliable uncertainties for stresses in the RPV material, the effect of asymmetry in cooling conditions 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, 2018.
- [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, 2017.
- [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. Wenzel, M. Kund, J. Hartung, V. Koppers*: BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses, Part III, ENSI Research Report, ENSI-AN-10577, 2019.
- [9] *S. Wenzel, M. Kund, J. Hartung, V. Koppers*: BEPU Analysis of Generic PTS Investigations – Deterministic Safety Analyses, Part IV, ENSI Research Report, ENSI-AN-10919, 2020.
- [10] *J. Sievers, X. Liu, H. Grebner, A. Höfler*: Vergleichsanalysen mit analytischen und numerischen Verfahren zur Beschreibung der Risinitiiierung in Reaktordruckbehältern bei kombinierten mechanischen und thermischen Beanspruchungen, GRS, Technical Report, GRS-A-2054, 1993.
- [11] *S. S. Wilks*: Determination of Sample Sizes for Setting Tolerance Limits, Annals of Mathematical Statistics, 12, 1941.
- [12] *H. Glaeser, B. Krzykacz-Hausmann, W. Luther, S. Schwarz, T. Skorek*: Development of methods and exemplary application for evaluating the prediction capability of computer code calculations, GRS, Technical Report, GRS-A-3443, 2008.
- [13] *S. S. Wilks*: Statistical prediction with special reference to the problem of tolerance limits, Annals of Mathematical Statistics, 13, 1942.
- [14] *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.
- [15] *Nuclear Safety Standards Commission (KTA)*: Break Preclusion Verifications for Pressure-Retaining Components in Nuclear Power Plants, Safety Standards KTA 3206, 2014.
- [16] *D. K. M. Shum*: Interpretation of warm pre-stress-induced fracture toughness based on crack-tip constraint. Fracture Mechanics: 25<sup>th</sup> Volume. ASTM International, 1995.
- [17] *ASME*: ASME Boiler & Pressure Vessel Code. Vol. XI: Rules for In-service Inspection of Nuclear Power Plant Components, The American Society of Mechanical Engineers, 2001.
- [18] *D. E. Bessette, et al.*: Thermal Hydraulic Evaluation of Pressurized Thermal Shock. NUREG-1809, 2005.

# Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation

Author und Co-author(s)	Stefan Wenzel, Jörg Peschke, Jürgen Hartung
Institution	Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Address	Schwertnergasse 1, 50667 Köln, Germany
Phone, E-mail, Internet address	+49 (89) 32004-312, Stefan.Wenzel@grs.de, www.grs.de
Duration of the Project	January 2020 to December 2023

## ABSTRACT

Probabilistic safety assessments (PSA) of nuclear power plants (NPP) reveal that accidents during non-power operation in pressurized water reactors (PWR) of western design contribute to a large extent to the integral core damage frequency. A permissible and partially necessary decoupling of the reactor protection system (RPS) as well as the partial or complete unavailability of instrumentation and control (I&C) systems beside an increased probability of errors or mistakes of the operating personnel due to high workloads with simultaneous high importance of human actions make the investigation of non-power operation states and in particular the mid-loop operation relevant from a safety perspective. A quantitative determination of the effectiveness of operator actions and the effect of their potential errors or mistakes on the thermohydraulic plant conditions are therefore of great interest for reactor safety.

Such analyses require both deterministic and probabilistic investigations of the accident scenario. The subject of this research project is to apply advanced dynamic PSA methods to perform an Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA) for the quantitative assessment of the effectiveness of operator actions for accidents in mid-loop operation.

Within the scope of the project, quantitative statements regarding the effectiveness of operator actions in mid-loop operation for one specific accident scenario are to be derived for the purpose of demonstrating and enhancing the Monte Carlo Dynamic Event Tree (*MCDET*) method. Corresponding deterministic simulations are to be carried out using the thermo-hydraulic model of a generic 4-loop PWR of western design.

The main topics addressed and the results obtained in 2020 are:

- identification of an accident scenario in mid-loop operation with high IDPSA and safety relevance,
- preparation of the operator action model for the identified scenario,
- parameterization and adaption of the mid-loop generic PWR thermohydraulic model for *MCDET* requirements,
- first deterministic simulations to proof the plausibility of the generic PWR system behaviour in mid-loop operation.

## Project goals

In the past, PSA of NPP revealed that there is a high contribution of accidents during non-power operation in PWR of western design to the integral frequency of hazardous states [1]. Since it is permissible to decouple the RPS in the operating states «cold subcritical/primary system pressure-tight closed» (C) and «cold subcritical/primary system not pressure-tight closed» (D) [2] in German plants from numerous subsystems, automatic interventions are strongly reduced in case of demand. In consequence the relevance of operator actions rises accordingly. In contrast, a spurious actuation of the RPS can lead to a failure of the residual heat removal during mid-loop operation when the RPS is not fully decoupled.

The coolant inventory in the primary system is significantly reduced during the mentioned non-operational states compared to system states in full operation. This boundary condition as well as the partial or complete unavailability of I&C systems and a possibly increased error probability of the plant operators due to high workloads make the investigation of the operating states C and D and especially the system state mid-loop operation particularly relevant from a safety perspective. Because human actions are of high relevance in this situation a quantitative assessment of the effectiveness of operator actions and their impact on the thermohydraulic phenomena within the plant is of high importance for reactor safety.

Such analyses require both deterministic and probabilistic analyses of the accident scenario. In current research activities ([3][4]) the dynamic PSA method *MCDET* (Monte Carlo Dynamic Event Tree) has been developed for performing an Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA). *MCDET* is a combination of Monte Carlo simulation and the dynamic event tree method which can be used to analyse and quantify the influence of uncertainties (aleatory and epistemic) on the behaviour of dynamic systems in the course of time. This especially involves random timing and random ordering of stochastic events and their effect to the progression of a dynamic process. In addition to *MCDET* the *Crew Module* (CM) has been developed to model and simulate time dependent human action sequences which may depend on system states and stochastic influences.

An IDPSA with *MCDET* produces a large spectrum of different accident sequences depending on the specified uncertainties and the ongoing interac-

tions between the system behaviour, the physical process, human actions and stochastic influences. For each accident sequence which is simulated by the deterministic program the corresponding occurrence probability is calculated. The output data of an IDPSA with *MCDET* can be statistically analysed for various physical quantities and for different questions of interest. For that reason, a post-processing program has been developed in the past which will be used to evaluate the results of the current project.

One aim of this research project is to demonstrate the analysis capabilities of an IDPSA with *MCDET* and to show what kind of probabilistic output can be achieved with these methods. For that reason an IDPSA is applied on a safety relevant application example of interest.

Within the scope of this research project, probabilistic assessments are derived regarding the effectiveness of human actions in mid-loop operation for one specified accident scenario. This further includes the identification of critical points in the course of action sequences and the determination of time safety margins when they are performed. In addition, various event sequences and the resulting system states as well as their frequencies of occurrence will be determined.

Deterministic thermohydraulic investigations are performed using the system code *ATHLET*. The utilized thermohydraulic model represents a generic 4-loop PWR of western design with an electrical power output of 1300 MWe.

The project is subdivided into the following three phases:

### **Phase 1: Adaptation of a generic 4-loop PWR thermohydraulic model to carry out MCDET analyses**

As basis for the work to be carried out, a generic 4-loop PWR thermohydraulic model which is optimized for mid-loop operation, will be revised in order to fulfil the specific requirements for a *MCDET* analysis. This incorporates the parameterization and integration of interfaces for an external control via the *MCDET* analysis tool. This project phase also includes quality assurance of the thermohydraulic model as well as the performance of plausibility simulations to verify the expected system behaviour.

## Phase 2: Assessment of aleatory uncertainties of relevant human action times of a suitable accident scenario and specification of probabilistic input data for the MCDET tool

A suitable accident scenario is to be identified, which has a high level of safety relevance in the sense of a major contribution to hazardous state frequency and which is furthermore characterized by operational sequences with sufficient complexity. Based on the selected accident scenario a human action model is derived including aleatory uncertainties for the execution times of human actions, human error probabilities and dependencies of human actions on stochastic influences and/or system and process states.

These human action sequences which generally depend on stochastic influences are to be decomposed into basic actions that are carried out by the plant operators involved. Such basic actions can be simple activities, such as operating a button, but also may describe more complex actions, e.g. the interpersonal communication of complex situations. As part of these activities, the human reliability method «Accident Sequence Evaluation Program (ASEP)» [7] is used to derive corresponding human error probabilities for certain actions.

The specified basic actions are assigned with corresponding execution times the operators need to carry them out. The execution of the same action under constant execution conditions might require different amounts of time. These variations result from a variety of factors, ranging from the type and extent of physical or mental stress to variations in performance depending on the time of day or individual performance differences. Due to the random temporal variations, the execution times of basic actions are usually considered as random variables that follow a certain probability distribution and consequently are considered as aleatory uncertainties. The probability distributions are to be determined for each basic action in this project phase. Furthermore, relevant dependencies of action sequences on stochastic influences and/or system and process states have to be identified and modelled for the analysis.

The developed operator action model will form the input of the *Crew Module* which is combined with *MCDET* to account for dependencies of human actions sequences on random events. With the combination of the *Crew Module* and *MCDET*, human actions can be simulated and analysed as

a dynamic process taking into account stochastic influences. The results generated are used to quantify stochastic effects on the operator action sequences in the form of time related probability density functions (PDF). These form a part of the input data for the subsequent IDPSA with *MCDET* in combination with the deterministic system code *ATHLET*.

## Phase 3: Performance and evaluation of the MCDET analyses

The time related PDFs determined in project phase 2, are used as aleatory uncertainties which are specified as input in *MCDET* to analyse the influence of time variations of human actions on the process dynamics. By using a suitable sampling process, random samples from these distributions are incorporated in the dynamic simulation process by integrating the simulated data in the revised input deck of the thermohydraulic model from project phase 1. The IDPSA is then carried out with *MCDET* combined with deterministic simulation code *ATHLET*. The output data of the IDPSA will be statistically analysed according to the questions of interest. The results of the post-processing will be prepared for documentation and publication.

## Work carried out and results obtained

### 1. Identification of a safety relevant accident scenario for an IDPSA

The insights from conventional PSA can lag significantly if numerous closely related and temporally interacting phenomena are characteristics of certain accident scenarios. This is due to the fact that the conventional event tree methodology is basically static and is not able to consider the influence of aleatory uncertainties (e.g. time variations of human actions, degradation of pumps and valves) and their interactions with process behaviour in sufficient detail. For the assessment of the risk potential of complex scenarios with high influence of thermohydraulic phenomena, it is crucial to determine in which order and time frame system components reach their design or safety assessment limits. Even though the mid-loop operation states in PWR of western design make up only a small portion of the yearly operating period PSA show that they contribute to about half of the integral

core damage frequency [1]. The potential great influence of aleatory and epistemic uncertainties as well as their retroactive effect on thermo-hydraulic states in the system, make them an important subject for IDPSA application.

In the present project the IDPSA method shall be applied to one crucial scenario in mid-loop operation using the *MCDET* analysis tool. To identify a suitable scenario results of common PSA and incident reports of German PWR were used. Babst et al. [5] reported that >88% of the relative contribution to the overall frequency of hazardous states in non-power operation are associated with a failure of the residual heat removal (RHR) in the plant. The highest portion of this contribution is due to spurious actuation of the RPS. Such events occurred twelve times in the operating experience of German PWR during a 20-year observation period [1]. Six of these events led to an immediate failure of the RHR due to the shut-off of the RHR system and actuation of the reactor safety injection (RSI) system. It turns out, that the event «failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system» was observed multiple times in the past. Furthermore, during the event operators have limited time of about one hour to react correctly with a multi task action chain where the failure probability of these human actions was determined to be in the order of magnitude of  $1E-3$  [1]. In the past German PWR provided only one steam generator (SG) as back up for RHR in case of a failure of the primary RHR system, which lead to the high contribution to the overall frequency of hazardous states. This circumstance was changed after 2014 with a revision of German operating manuals to provide at least two SG during mid-loop operation but can still be found internationally. Beside these facts, during the event critical time points are present until operator actions must be completed. The influence of aleatory and epistemic uncertainties on these critical time points is expected to be high and interrelated with thermo-hydraulic phenomena in the plant. It was therefore decided to choose the event «failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system» as an appropriate scenario for the present IDPSA.

## 2. Preparation of the operator action model

The application of an IDPSA with the tool *MCDET* requires the interaction of deterministic and prob-

abilistic programs or program parts. A schematic workflow of the analysis procedure is shown in Figure 1. The *MCDET* associated pre-processing tool *Crew Module* is used to determine aleatory uncertainties arising from human actions and incorporating them into the analysis process. From the developed human action model which contains all considered event sequence depending on stochastic influences and/or process states an input data set is generated for the *Crew Module*. Depending on the input data set the *Crew Module* simulates the human actions where the uncertainties of execution times and dependencies of random events are taken into account. From the results of the *Crew Module* simulations conditional PDFs of relevant actions are determined and included in the *MCDET* input data set as aleatory uncertainties which are triggered when defined process conditions are met. In addition to the conditional PDFs of relevant actions other system and component-related aleatory uncertainties are specified in the input data set of *MCDET*.

To carry out the IDPSA simulations, *MCDET* corresponds with the deterministic simulation code (ATHLET executable). For that reason, a parameterized input data set of the deterministic simulation code used must be provided, which *MCDET* accesses during the simulation process and changes according to the specifications in the *MCDET* input in order to map variations in the event sequence that build up on each other.

In addition to aleatory uncertainties, the *MCDET* method also allows epistemic uncertainties of system parameters to be considered. The underlying procedure corresponds to a «Best Estimate Plus Uncertainty» (BEPU) approach, where sets of input data for deterministic simulations are sampled randomly from given PDFs of system parameters. This latter approach is optional for the *MCDET* analysis which is also shown in Figure 1.

The following section provides a simplified description of the selected accident sequence which the development of the operator action model is based on:

To open the reactor pressure vessel of a PWR plant during refuelling, the coolant level in the primary circuit is first lowered to  $\frac{3}{4}$ -loop level (mid-loop operation). When the coolant level in the primary circuit is lowered, the limit value «pressurizer fill level low» is undershot, so that the associated RPS signal must be overridden beforehand. If this overriding is neglected or reset, the emergency core cooling criteria are triggered and the associated

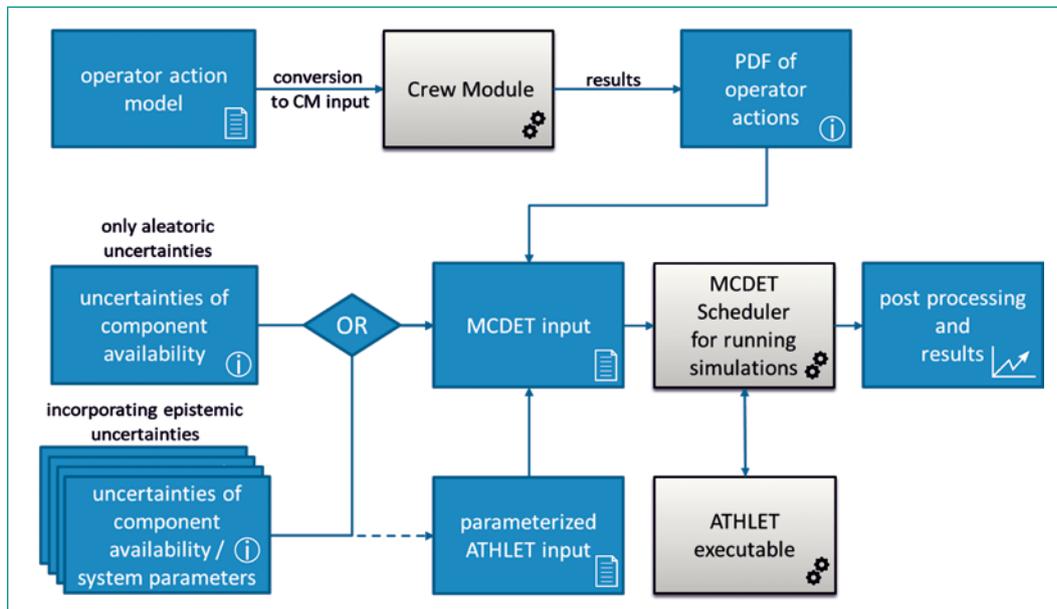


Figure 1: Schematic workflow of the MCDET analysis procedure.

reactor protection measures are initiated. Such a false actuation has occurred several times in German nuclear power plants [5].

The RPS reacts to the triggering of the emergency cooling criteria, which according to the system design counteracts a loss of coolant by filling up and isolating the primary system. The flooding signals for the high-pressure safety injection and the opening signals for the pressure accumulators have no effect, as these are disabled in the plant state under consideration according to the operating manual. The primary circuit isolation signal releases the check valves in the hot leg injection lines which are in open state during RHR operation and thus shuts off the suction lines of the RHR system. This interrupts the removal of residual heat.

The flooding signal further switches the RHR system from RHR function to RSI function. As a result, the nitrogen injected in the primary system during the shutdown procedure is compressed in the pressurizer (PRZ) and in the steam generators until the pressure in the primary circuit reaches the maximal head of the RHR pumps at 1.2 MPa.

Since the PRZ level is low at the event initiation and the related RPS signal was reset or not overridden, the reactor protection starts up the extra boration system (JDH) pumps, which further increases the level and pressure in the primary system. If the JDH pumps are switched off manually within about one hour and the RHR is reactivated again after the emergency cooling criteria have been reset, the event is controlled.

If the JDH pumps are not switched off, the pressure rises to more than 3.7 MPa and the RHR via the

RHR system cannot be restored, since it is interlocked above this pressure. The residual heat is then automatically removed by the secondary side via the available steam generator in standby.

If the JDH pumps are not switched off subsequently, the I&C system opens the pressure relief valve in the pressurizer when the pressure reaches 16.4 MPa which results in a loss of coolant under high pressure conditions in the primary system. A failure of the steam generator feedwater system or the steam relief results in a total failure of the RHR and leads to uncovering of the core after several hours.

To model the procedure of human actions the operator actions that take place during the described accident to recover and getting the system in a controlled state are decomposed to basic operations which then are combined to operational sequences. For each basic operation a time frame for its duration and for each operational sequence a probability for its success is assigned based on the ASEP [7]. The result of this procedure will form the input for calculations performed with the *Crew Module*.

### 3. Parameterization of the mid-loop thermohydraulic model for a generic PWR and first deterministic simulations to proof the plausibility of system behaviour in mid-loop operation

For the analysis of accidents in mid-loop operation, a thermohydraulic model of a generic 4-loop PWR of western design is revised in order to fulfil the

specific requirements for the *MCDET* procedure. Therefore, plant and simulation properties which are subjected to epistemic or aleatoric uncertainties and control interfaces for human machine interactions are to be parameterized to allow the *MCDET* tool to automatically perform interventions during the simulation process.

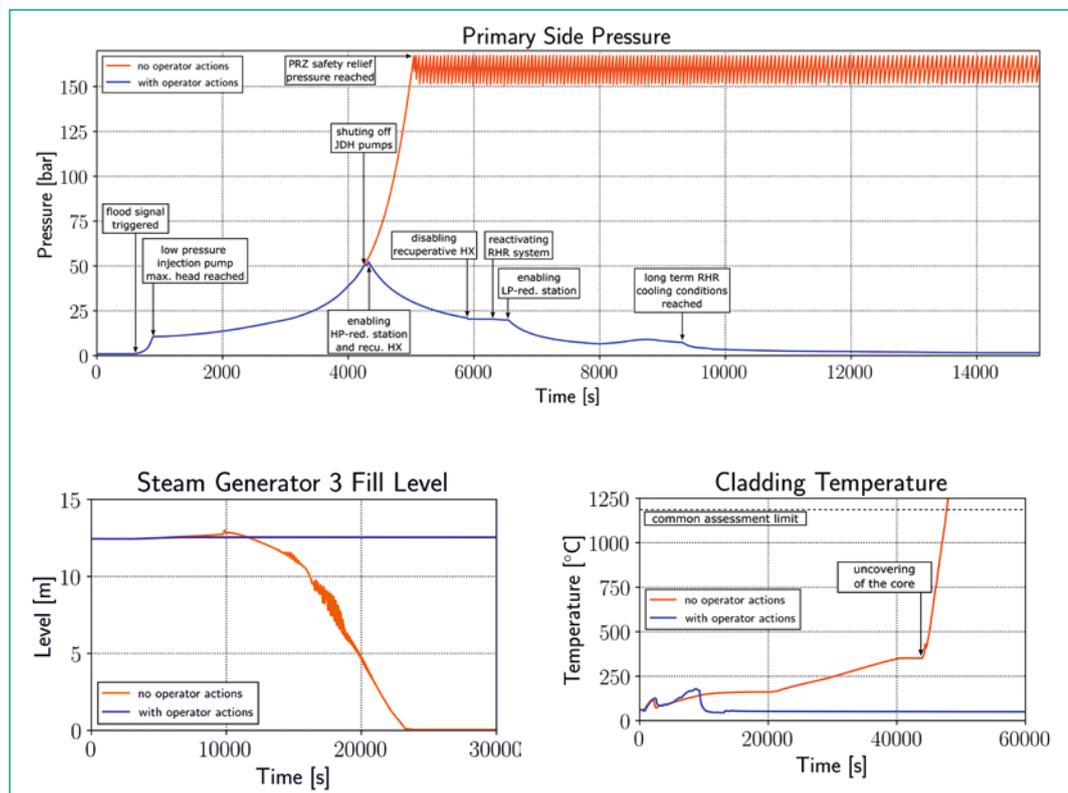
The process of parameterization is accompanied by plausibility test simulations to examine if the system behaviour complies with the operating manual description and expectations. Figure 2 exemplarily shows the primary circuit pressure, the fill level in steam generator 3 and the cladding temperature for two accident sequences with and without operator interventions. Both cases are equal in the initial and boundary conditions and differ only in the sequence of human actions. At time  $t = 0$  s the primary circuit is filled to  $\frac{3}{4}$ -loop level and ambient pressure is applied. The simulation starts with  $< 1\%$  of nominal thermal power and the progression of the residual heat is calculated according to the standard given in [8]. One out of four steam generators (SG 3) is filled to take over the RHR in case of the unavailability of the primary side RHR system. Additionally, for this base scenario it is assumed that the emergency feedwater system fails so that after reaching the SG safety relief pressure and steam is released no feedwater is added to the SG and the fill level may go to zero over the course of the accident. For the accident

initiation it is assumed that the overriding of the «pressurizer fill level low» signal in the RPS is reset by a failure of a primary side pressure transducer so that the flooding signal in the RPS is triggered and the RHR system switches to RSI.

In the first scenario without operator intervention the reactor core starts to uncover after about 12 h under high pressure and core damage ( $T_{\text{clad}} \geq 1200^\circ\text{C}$ ) can be expected to evolve about one hour after that.

The second depicted scenario assumes an operator intervention about one hour after accident initiation. At this point in time the primary circuit pressure reached  $\sim 5$  MPa preventing a direct actuation of the RHR system since its operation conditions are exceeded. The operational sequences therefore include the shut-off of JDH pumps, the activation of the high-pressure (HP) let-down and the recuperative heat exchangers in the volumetric control system. The latter are bypassed when a primary side pressure of  $\sim 2$  MPa is reached in order to reactivate the RHR system. After this reactivation the low-pressure (LP) let-down is enabled, and primary coolant is directed to the coolant storage system to reduce the primary circuit fill level again to the initial state. Additional human actions may be required depending on operator sequence duration, such as an activation of the nitrogen injection system if the PRZ safety relief valve has opened during the course of the accident. These human

**Figure 2:**  
First exemplary results of thermohydraulic behaviour plausibility simulations for two selected accident progression scenarios with and without operator interventions.



actions were also applied during test simulations and incorporated in the operator action model.

The operational sequences are fully automated in the simulation. The uncertainties of times when relevant operations are accomplished and which are assessed by the *Crew Module* will generate one part of the probabilistic input data of *MCDET*. Additional aleatory uncertainties may be specified referring to technical systems, components and structures. These specifications which ones will be considered in the IDPSA is part of the ongoing work in this project.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

The accident «failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system» was selected for the subsequent Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA) with *MCDET*. A thermohydraulic model of a generic 4-loop PWR in mid-loop operation was revised and tested by performing simulations of selected progression sequences of the chosen accident scenario. During this process the input deck of the thermohydraulic model was parametrized and relevant human action sequences were logged to an automatization protocol which will be part of the *MCDET* simulation procedure. Besides that, a dynamic operator action model depending on stochastic influences and including uncertainties of execution times for human actions is currently under development. This dynamic human action model will form the input for the *Crew Module* which is combined with *MCDET* to calculate probability density functions for the chronological sequences of human actions.

In 2021 the operator action model will be finalized and the subsequent *Crew Module* calculations will be executed. Based on these results and the automatization protocol of the action sequences the *MCDET* input will be generated and first IDPSA test simulations may be performed.

## References

- [1] *S. Babst, et al.*: Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR, GRS, Technical Report, GRS-A-3114, 2003.
- [2] German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU): Safety Requirements for Nuclear Power Plants, Standard BAnz AT 30.03.2015 B2, 2015.
- [3] *M. Kloos, J. Peschke*: Improved Modelling and Assessment of the Performance of Firefighting Means in the Frame of a Fire PSA, Science and Technology of Nuclear Installations, 2015.
- [4] *J. Peschke, et al.*: *MCDET* – Methode zur Integralen Deterministisch-Probabilistischen Sicherheitsanalyse, GRS, Technical Report, GRS-520, 2018.
- [5] *S. Babst, G. Mayer*: Ermittlung und Bewertung von Massnahmen zur Erhöhung der Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb, GRS, Technical Report, GRS-A-3765, 2014.
- [6] *E. Hofer, et al.*: Methodenentwicklung zur simulativen Behandlung der Stochastik in probabilistischen Sicherheitsanalysen der Stufe 2, GRS, Technical Report, GRS-A-2997, 2001.
- [7] *Swain, Alan D.* Accident sequence evaluation program: Human reliability analysis procedure, No. NUREG/CR-4772; SAND-86-1996. Sandia National Labs., Albuquerque, NM (USA); Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA). Office of Nuclear Regulatory Research, 1987.
- [8] Berechnung der Zerfallsleistung der Kernbrennstoffe von Leichtwasserreaktoren – Teil 1: Uranoxid-Kernbrennstoff für Druckwasserreaktoren, Standard DIN 25463-1: 2014-02, 2014.



## Further Development 2017–2021

Author und Co-author(s)	Bernd Jäckel, Terttaliisa Lind, Sanggil Park
Institution	Paul Scherrer Institut (PSI)
Address	Forschungsstrasse 111, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	+41 56 319 2650
Duration of the Project	2017–2021

### ABSTRACT

Experiments have shown that during oxidation in air atmosphere, nitrogen in air has potential to accelerate degradation of Zircaloy-based claddings. Especially at relatively moderate accident temperatures in the range of 800–1200°C, reactions of cladding with nitrogen may have a significant effect on progress of cladding degradation. Such conditions may exist, for example, in accidents involving spent fuel in which the decay heat is relatively low and thereby the energy produced by chemical reactions may become dominant already at relatively low temperatures.

In this work, the effect of nitrogen on Zircaloy-based cladding oxidation in air was investigated by separate effect tests which were carried out in collaboration between PSI and Karlsruhe Institute of Technology (KIT). The experiments were conducted at KIT during years 2014–15. In the tests, a Zr-4 cladding tube was exposed sequentially to oxygen for pre-oxidation, nitrogen for nitriding, and again oxygen for re-oxidation. Sequential approach allowed distinction between the different reaction phases and consequent determination of reaction rates for each individual process.

Altogether, more than 70 separate effect tests were carried out by varying the reaction temperature and exposure time.

The test data were analysed in detail and used to develop a conceptual model for the cladding oxidation in air. The model includes formation of  $ZrO_2$  and oxygen stabilized  $\alpha$ -Zr 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 when the cladding is exposed to oxygen after having been exposed to nitrogen.

During the past year, the analysis of the separate effect test data was completed in the form of a dissertation by Mr. Sanggil Park (ETH Zürich) as well as an extensive data report which includes details of all the conducted tests. A standalone computer code to describe the nitriding reactions, as described in the last annual report, was further developed and refined based on the final test data and implemented in MELCOR 1.8.6-PSI. The model was verified and validated using a range of test results.

## Project goals

Zirconium-based alloys provide excellent properties as cladding and other structural materials in nuclear reactors due to their good neutron economy as well as mechanical, thermal and irradiation resistance. During accident conditions, however, it has long been recognized that the cladding oxidation in steam leads to temperature escalation and generation of hydrogen. More recently, it has been shown that Zr-based cladding exposure to air may accelerate the degradation already at moderate temperatures in the range of 800–1200 °C.

One of the reasons for the accelerated cladding degradation in air atmosphere has been shown to be the mechanical failure of the protective oxide layer which is formed on the cladding surface. When the oxide layer grows sufficiently thick, cracks are created in the layer leading to faster oxidation kinetics as oxygen can reach the metal surface. This so-called «break-away oxidation» has been observed to occur earlier in air than in steam, and is significant at temperatures lower than approximately 1050 °C. It has been a subject of earlier investigations at PSI leading to the development of the PSI Air oxidation model.

The additional effect of nitrogen in cladding oxidation is still under investigation. If the cladding is exposed to oxygen lean conditions, called oxygen starvation, Zr will react with nitrogen to form zirconium-nitride ZrN. As a result of this reaction, a micro-porous, non-protective ZrN layer is formed. By re-exposure to oxygen, ZrN readily re-oxidizes to ZrO<sub>2</sub> forming a macro porous oxide layer consequently resulting in massive loss of cladding integrity as oxygen can oxidize both the ZrN and Zr metal surface. In any realistic system, gas atmosphere changes dynamically and the processes involved in cladding degradation occur sequentially and sometimes simultaneously. Therefore, earlier investigations have not been able to conclusively identify the reaction mechanisms along with corresponding reaction rates leading to cladding degradation in air atmosphere in the presence of nitrogen and under potential oxygen starvation conditions.

The goal of the present project is to develop and validate a nitriding and re-oxidation model that can be used in severe accident codes. The first part of the project was focused on formulation, verification and validation of the conceptual nitriding model which was developed using experimental data from available air oxidation tests. Following

this, the re-oxidation phase of the separate effect tests was analyzed and the stand alone model was extended to represent the re-oxidation of the nitrides as well as further Zr metal oxidation.

The goals for this reporting period were:

- To determine the reaction rates for the chemical reactions to be included in the stand-alone model using existing test data
- To finish the model implementation in MELCOR 1.8.6
- To verify the model implementation in MELCOR 1.8.6 by comparison with the separate effect test data
- To validate the model with additional test data

## Work carried out and results obtained

### Separate effect tests

The facilities and test conduction have been described in the earlier project reports, and two very extensive documents by Park [2] and Jäckel and Park [3]. Therefore we give here only a very concise description of the test methods and conduction.

Separate effect tests (SETs) were conducted in two different thermo-gravimetric facilities, Netzsch STA 409 and Setaram TAG, at KIT, Karlsruhe. There were some significant differences between the facilities, the main ones being a much larger reactant gas flow in the Netzsch STA facility and the application of a reference balance in the Setaram device to account for the buoyancy effect of the flow. As a result of these differences, the residence time of the reactant gases was significantly longer and the mass determination more accurate in the Setaram device as compared to the Netzsch device. In addition, due to a relatively large reactant flow in the Netzsch thermobalance, there was a possibility of a considerable temperature overshoot in the tests involving oxygen as an oxidant caused by the reaction energy from the oxidation of the cladding.

In both facilities, cylindrical Zr-4 samples with the length of 1 cm and an outer diameter of 10.75 mm were used. They were cut from long tubes, ground at both ends and finally cleaned in an ultrasonic acetone bath. The samples were open at both ends allowing both internal and external surfaces to react with the reactant gases.

Each test consisted of four phases: 1) heating, 2) thermal stabilization, 3) isothermal reaction and 4) cooling phase, Figure 1. The reaction phase was further divided into pre-oxidation (PO), nitriding

Temperature	Pre-oxidation (PO)	Nitriding (NT) [h]	Re-oxidation (RO)
900°C (1173 K)	2 h, 6 h	1, 15	None, 2 h
1000°C (1273 K)	20 min, 40 min	1, 15	None, 1 h
1100°C (1373 K)	30 sec, 10 min	1, 15	None, 20 min
1200°C (1473 K)	10 sec, 1 min	1, 15	None, 10 min

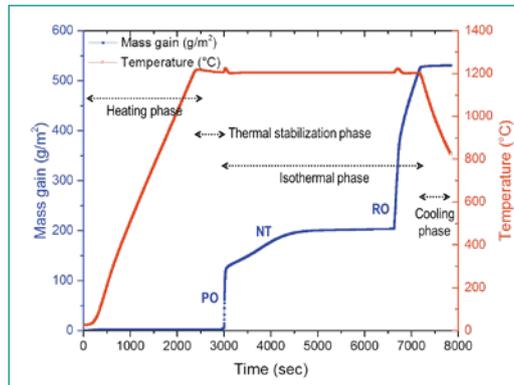
**Table 1:**  
Experimental matrix for SET's with Netzsch STA-409 facility.

Temperature	Pre-oxidation (PO)	Nitriding (NT) [h]	Re-oxidation (RO)
1000°C (1273 K)	20 min, 1 h	0.5, 1, 3, 6, 15	None, 1 h
1100°C (1373 K)	10 min	0.5, 1, 3, 6, 15	None, 20 min

**Table 2:**  
Experimental matrix for SET's with SETARAM TAG facility.

Temperature [°C]	PO (O <sub>2</sub> / Ar)	Annealing (Ar)
1000	20 min	-
1000	20 min	3 h
1000	20 min	6 h
1100	10 min	-
1100	10 min	3 h
1100	10 min	6 h

**Table 3:** Complementary tests on pre-oxidation and oxygen diffusion during annealing in an inert atmosphere.



**Figure 1:**  
Procedure for the separate effect tests.

(NT) and re-oxidation (RO) phases. Some of the tests included only pre-oxidation and nitriding phases, Tables 1 and 2. In addition, 6 tests were conducted without air to assess the effect of processes taking place inside the samples after pre-oxidation in oxygen, Table 3. These tests provided important insights to the mechanism of oxygen diffusion in the sample and formation of  $\alpha$ -Zr(O) which was observed to have a significant effect on the nitriding reaction.

#### Air oxidation model

The nitriding model developed in this project describes the different phases of cladding degradation which can occur during a severe accident in a reactor or in a spent fuel pool when the cladding is exposed to nitrogen. 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 and has been described in [4].

The new nitriding model has been implemented as a subroutine in the PSI Air oxidation model which includes the effect of break-away for accelerated oxidation resulting in linear oxidation kinetics [5]. Due to the availability of the source code for this version, the model has been implemented in MELCOR 1.8.6-PSI. The implementation is limited due

to the fact that the material properties of zirconium nitride and  $\alpha$ -Zr(O) are not available in the code. The new model implementation has the following properties:

**Oxidation model:** In the PSI Air oxidation model, the break-away of the oxide layer happens when the oxide layer thickness reaches a critical break-away thickness. The critical break-away thickness is a function of temperature, increasing with increasing temperature. The model does not allow a decrease of the critical thickness for the break-away as the cladding temperature decreases.

In order to allow for dynamic adaptation of the critical break-away thickness to the surrounding conditions, mainly temperature, a break-away parameter  $b$  is implemented in the new model as:

$$1) \quad b = \sum \frac{\Delta L}{L(BR)}$$

In (1),  $\Delta L$  is the time dependent change of oxide thickness, and  $L(BR)$  is the critical break-away thickness which is temperature dependent. If the value of  $b$  reaches 1, the transition to linear post break-away oxidation rate is initiated. With this modification, it is possible to account for decreasing cladding temperature and subsequent decrease in critical oxide thickness even when the oxide layer thickness increases.

**Nitriding model:** In the new nitriding model, the standard oxidation correlations are used to calcu-

late oxidation by steam, air and oxygen under non starvation conditions, i. e., when enough oxygen is available for the complete oxidation reaction. Below 1050 °C, the PSI Air oxidation model with break-away is used. Above 1050 °C, the PSI Air oxidation model is used only for oxidation in air. Additional to the earlier PSI Air oxidation model,  $\alpha$ -Zr(O) formation is calculated using the Cathcard-Powell correlation. This addition is critically important to account for the preferential reaction of nitrogen with  $\alpha$ -Zr(O) as compared to other Zr-containing compounds during oxygen starvation [6]. The model also accounts for the increased production of  $\alpha$ -Zr(O) under partial oxygen starvation conditions.

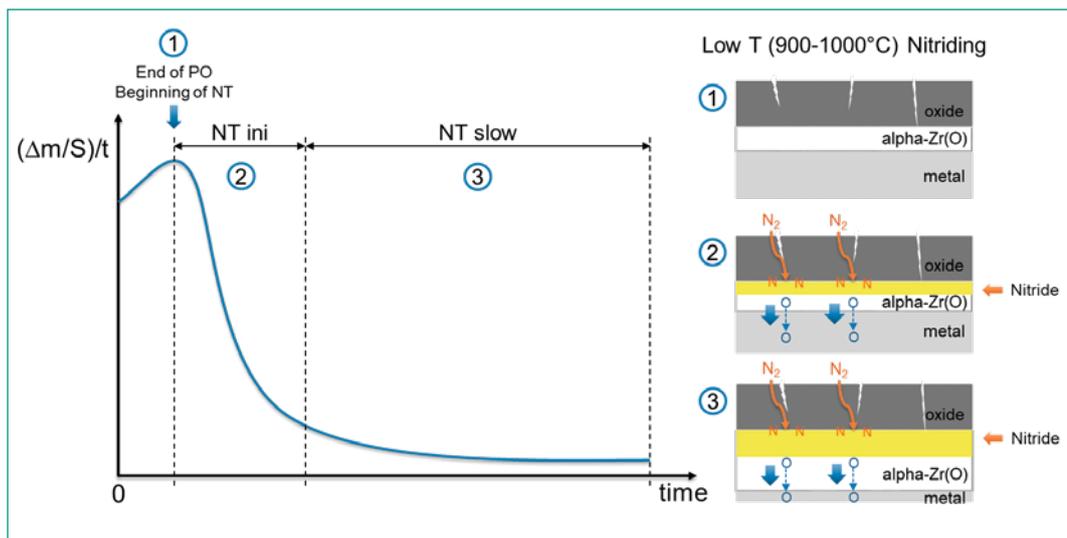
The low temperature (900–1000 °C) and high temperature (1100–1200 °C) nitriding mechanisms are schematically shown in Figures 2 and 3. At low temperature range (900–1000 °C), ZrN layer is formed in the interface between the  $ZrO_2$  and Zr metal. The formation of ZrN takes place by nitriding of  $\alpha$ -Zr(O) which is formed in the metal close to

the oxide layer by diffusion of oxygen from the oxide to the Zr metal.

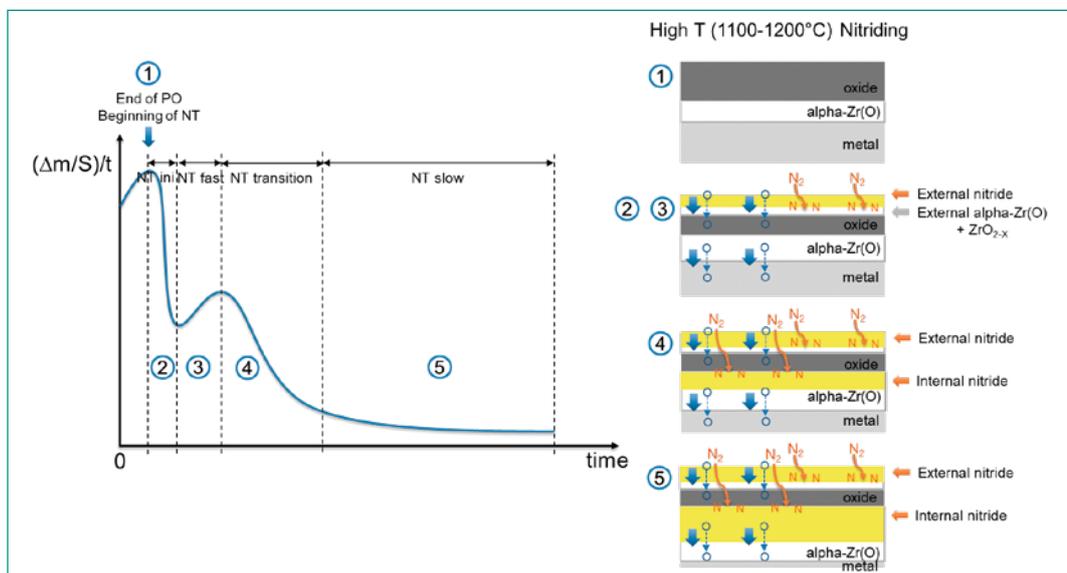
At the high temperature region (1100–1200 °C), nitride formation starts on the outer oxide layer surface. It has been shown that in this temperature region,  $\alpha$ -Zr(O) may form on the surface of the oxide layer in oxygen starved conditions [7]. ZrN formation is assumed to occur by nitriding of the  $\alpha$ -Zr(O) on the oxide surface. When the cladding is exposed to oxygen starved conditions for a longer time, ZrN starts to penetrate into the oxide, Fig. 3 (stage 4 in the lower graph) and Fig. 4, forming precipitates and breaking the protective oxide layer. Eventually the nitriding advances to the metal surface. After that, nitriding takes place also close to the metal in the interface between the oxide and the metal.

Based on the nitriding mechanisms and the measured mass gain rates, nitriding reaction is divided into fast and slow nitriding. The reaction rates as derived based on the separate effect test results are shown in Figure 5. As opposed to the oxidation

**Figure 2:** Schematic of the nitriding reaction at low temperature range (900–1000 °C) (right) along with the corresponding mass gain rate (left) [2].



**Figure 3:** Schematic of the nitriding reaction at high temperature range (1100–1200 °C) (right) along with the corresponding mass gain rate (left) [2].



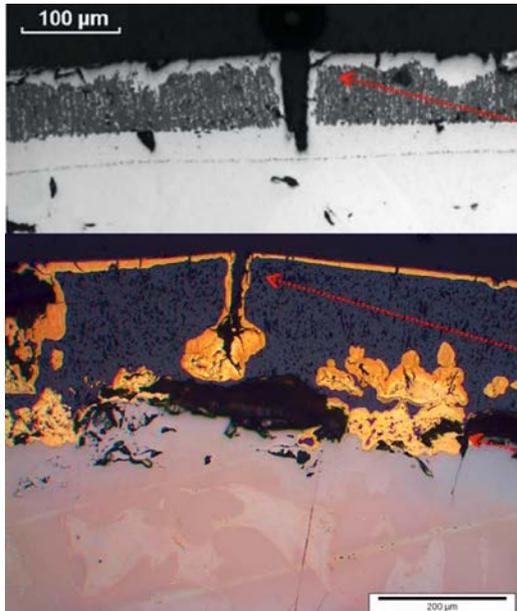


Figure 4: Micrographs showing formation of  $\alpha$ -Zr(O) on the oxide surface (upper) and penetration of ZrN into the oxide layer (lower) [2].

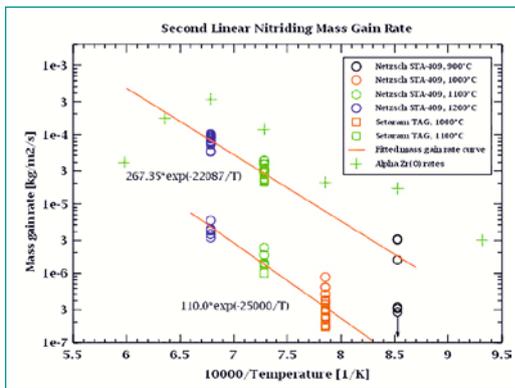


Figure 5: Mass gain rates for fast and slow nitriding based on separate effect tests.

reaction, the nitriding reaction rates are not parabolic but linear. This is due to the fact that whereas oxidation creates a protective oxide layer, the structure of the ZrN layer which is formed by nitriding of  $\alpha$ -Zr(O) is not protective allowing transport of nitrogen through the cracks in the layer.

In the new nitriding model, the applicable reactions and corresponding reaction rates are determined based on the atmospheric conditions including temperature and gas composition. The possible gases in the model are:

- oxidizing gases: oxygen and steam
- nitrogen
- hydrogen and noble gases which are considered to be non-reactive in the processes included in the new model

Based on the gas composition, the possible break-away or oxygen starvation conditions are assessed.

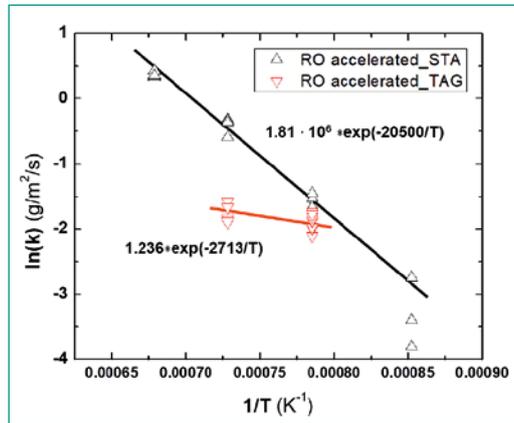


Figure 6: The accelerated re-oxidation reaction rates based on data from two experimental facilities. The reaction rates acquired by TAG facility may be underestimated, please see the text for more information [2].

For each atmospheric condition, four different cladding materials may be present:

- Zr metal
- Zr oxide:  $ZrO_2$
- Zr nitride: ZrN
- Oxygen stabilized Zr:  $\alpha$ -Zr(O). Any sub-stoichiometric Zr-oxides are classified as  $\alpha$ -Zr(O).

In the model, Zr metal can only be consumed, all other materials may be either produced or consumed depending on the surrounding conditions.

**Re-oxidation model:** If the nitrided cladding is exposed to oxygen, ZrN will react with oxygen and nitrogen will be released to the gas phase. Simultaneously with ZrN consumption, oxidation proceeds also by the reaction of oxygen with the remaining Zr metal and any possibly still existing  $\alpha$ -Zr(O). The oxidation reaction has been observed to occur following an accelerated re-oxidation reaction rate in the beginning of the re-oxidation, Fig. 6. Note that in Fig. 6, the reaction rates based on the data from the TAG facility may be underestimated due to possible oxygen starvation during oxidation reaction. With extended exposure to oxygen, the oxidation reaction slows down and the post-break-away linear reaction rates are applicable due to the non-protective nature of the oxide layer which is formed during re-oxidation.

#### Verification of the model

The new air oxidation model including nitriding and re-oxidation was first developed as a stand-alone model, and then implemented in MELCOR 1.8.6. The model implementation in MELCOR 1.8.6-PSI was verified by analysing the evolution of the mass gain in the separate effect tests carried out with the Netzsch STA thermo-gravimetric instrument.

**STA experiment at 1000 °C.** This test consists of 40 min pre-oxidation, 15 h nitriding and 1 h re-oxidation at 1000 °C. The relatively long pre-oxidation of 40 min leads to break-away of the oxide layer. This is seen in the mass gain curve, Fig. 7, as the flattening of the curve following parabolic kinetics due to formation of a protective oxide layer, and then accelerated mass gain rate as the protective oxide layer starts to break resulting in faster oxidation. During nitriding, only minor mass gain is modelled in agreement with the experimental data. A fraction of the  $ZrO_2$  is converted to  $ZrN$  and  $\alpha$ - $Zr(O)$  during nitriding phase. The mass gain calculated during re-oxidation when the cladding is again exposed to oxygen agrees well with the measured data. The accelerated reaction in the beginning of the re-oxidation is visible in both calculated and measured results. The calculation indicates that all the metal is consumed at the end of the experiment as the increase of the  $ZrO_2$  mass stops shortly before the end of the calculation. The overall agreement of the calculated and measured data indicate adequate implementation of the models which were developed in this work.

**STA experiment at 1100 °C.** This test includes 10 min pre-oxidation, 15 h nitriding and 20 min re-oxidation at 1100 °C. The mass increase during pre-oxidation follows a parabolic behaviour as at this temperature, no break-away of the oxide layer is observed. With an initial formation of an  $\alpha$ - $Zr(O)$  layer on the outer surface of the oxide, and subsequent consumption of this layer along with steady growth of the nitride mass, the calculated result is in remarkable agreement with the measured mass gain. Also the fast mass gain once the cladding is exposed to oxygen during re-oxidation is well-replicated. After 20 min of re-oxidation, there is still some metal left in the sample as there is no indication of the oxidation reaction slowing down towards the end of the experiment. Oxidation reaction follows a linear behaviour as the oxide layer

which is formed after an exposure to nitrogen does not show any protective features.

## National Cooperation

The experiments used for the model development were carried out as part of a dissertation work of Mr. Sanggil Park at ETH Zürich. The dissertation was defended and approved in 2020.

## International Cooperation

The experiments used for the model development were carried out at KIT, Karlsruhe, Germany. Close collaboration with KIT has been maintained for analysis and interpretation of the results. Additional experimental data from KIT as well as IRSN, France, were used for the model validation. The results of the tests and the development of the model have been reported in the framework of the international QUENCH program which investigates cladding oxidation and core degradation in design basis and beyond design basis accidents.

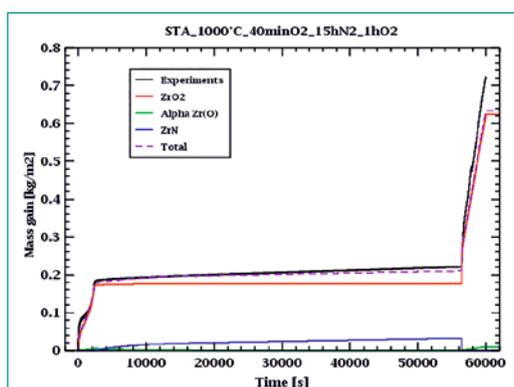
Collaboration was done with Handong Global University, South Korea, in the form of a visiting scholar, Mr. Gippeum Kim, working on the test data analysis and interpretation at PSI in December 2019-April 2020. The visit was funded by a Korean KONICOF (Korea Nuclear International Cooperation Foundation).

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

The final analysis and interpretation of the separate effect test data was carried out. The mechanisms of the metal oxidation, nitriding and pre-oxidation were assessed. The corresponding reaction rates were determined. The PSI Air oxidation model was modified to include air, steam and nitrogen as reactive gases, as well as hydrogen and noble gases as non-reactive compounds. The model was adapted to include four materials which may take part in the air oxidation reactions, namely Zr metal,  $ZrO_2$ ,  $ZrN$  and  $\alpha$ - $Zr(O)$ . The implementation of the model in MELCOR 1.8.6-PSI was verified by analysis of separate effect tests which were carried out earlier in the project.

The model development is finished. The remaining time will be used for documentation of the model

**Figure 7:**  
Comparison of the  
calculated and  
measured mass gain in  
a test at 1000 °C.



and its development as well as publishing the results.

## Publications

- *S. Park, 2020.* Nitriding and Re-oxidation Behavior of Zircaloy-4 at High Temperatures. Dissertation No. 27146, ETH Zürich, 2020.
- *B. Jäckel, G. Kim, 2020.* Multi Rod Model Application in SFP Calculation. CSARP Remote Meeting, August 2020.
- *B. S. Jäckel, M. Steinbrück, S. Park, L. Fernandez-Moguel, J.C. Birchley, T.M. Lind, 2020.* Analysis of Annealing Experiments and Comparison with earlier conducted Nitriding Experiments. PSI Technical Report, TM-41-20-14, 2020.
- *B. Jäckel, S. Park, 2020.* Analysis of Nitriding Experiments conducted at KIT. PSI Technical Report, TM-41-20-16, 2020.
- *B. Jäckel, 2020.* Procedure to analyse a separate effect test to support nitriding and re-oxidation model development. PSI Technical Report, TM-41-20-19, 2020.

## References

- [1] *S. G. Durbin et al., 2016.* Spent Fuel Pool Project Phase II, NUREG/CR-7216, US-NRC, 2016.
- [2] *S. Park, 2020.* Nitriding and Re-oxidation Behavior of Zircaloy-4 at High Temperatures. Dissertation No. 27146, ETH Zürich, 2020.
- [3] *B. Jäckel, S. Park, 2020.* Analysis of Nitriding Experiments conducted at KIT. PSI Technical Report, TM-41-20-16, 2020.
- [4] *B. Jäckel, L. Fernandez-Moguel, T. Lind MELCOR Further Development Phase 2, ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht, 251–258, 2018.*
- [5] *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.*
- [6] *M. Steinbrück. Journal of Nuclear Materials, 447, pp. 46–55, 2014.*
- [7] *J. Stuckert, M. S. Veshchunov. Behaviour of Oxide Layer of Zirconium-Based Fuel Rod Cladding under Steam Starvation Conditions. FZK Report FZKA-7373, 2008.*



# Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development

Author und Co-author(s)	Weimin Ma, Yangli Chen, Huimin Zhang, 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, 2020

## ABSTRACT

This project consists of (1) investigation on MSWI (Melt-Structure-Water-Interaction) phenomena during severe accident of light water reactor, and (2) development of MELCOR capability for assessment of ex-vessel debris bed coolability.

For the study on MWSI phenomena, the main accomplishments include (i) the new test facility SIMECO-2 is under commissioning for debris bed remelting investigation; (ii) the effects of wettability and axial temperature gradient on melt infiltration in particulate beds was carried out on the MRSPOD facility; (iii) new tests of Zr and Zr-Fe alloy (Zr 72 % Fe 28 %) droplets falling in a water pool were performed with an improved furnace and a hydrogen collector; (iv) two thermo-mechanical coupling approaches were compared for analysis of reactor pressure

vessel failure; (v) a Direct Numerical Simulation (DNS) was performed for melt pool convection. For the MELCOR capability development, the mechanistic code COCOMO is selected to simulate thermal-hydraulics of ex-vessel debris beds in the lower drywell while the system code MELCOR is employed to simulate the other parts of the containment. A coupling framework of MELCOR/COCOMO was developed for data exchange between two codes' simulations. The coupled simulation was applied to accident scenarios of a reference BWR, and the results show that the debris beds were quenchable with the containment pressure peaking earlier than the prediction of MELCOR standalone simulation. The MELCOR capability was also extended by implementing the surrogate model developed in the project for a quick estimation of debris bed coolability.

## Project goals

The goal of the study on MSWI phenomena is to help resolve severe accident issues which remain or emerge in light water reactors, through development/application of knowledge base for severe accident risk assessment and management. The specific objectives are as follows: (a) to fill the knowledge gaps on some severe accident phenomena which significantly affect corium melt explosivity when falling in a water pool, steam explosion energetics and debris bed coolability; (b) to improve quality of models and tools used in severe accident analyses; (c) to perform reactor safety analysis using the developed models and tools; and (d) to explore limiting mechanisms and technical measures which can reduce risks of steam explosion and debris remelting for BWR and PWR designs.

The goal of the MELCOR capability development is to prepare a simulation tool for analysis of severe accidents of LWRs, with the particular capability to predict ex-vessel debris bed coolability. The specific objectives are: (i) to couple the MELCOR code with a mechanistic code for debris coolability analysis; (ii) to qualify the coupled simulation tool and perform safety analysis for a reference reactor; and (iii) to develop and qualify a simplified/surrogate mode for debris coolability analysis, which can be coupled with the MELCOR code, so as to enrich its capability as an integral severe accident safety analysis code.

## Work carried out and results obtained

### 1. Introduction

This project is concerned with two research activities at KTH: (i) investigation on MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors; and (ii) development of MELCOR code capability for simulation of debris bed coolability.

The first activity is motivated by the remaining and emerging issues in quantification of corium risk in light water reactors. The specific tasks are concerned with (i) debris/molten pool behaviour in the lower head and reactor pressure vessel failure which are important to identify the boundary conditions for assessment of ex-vessel corium behaviour, (ii) quenching and oxidation of ex-vessel de-

bris bed which are important to corium coolability; (iii) ex-vessel molten metal-coolant interactions and suppression of steam explosion; (iv) development of modelling and simulation capabilities; and (v) MISTEE investigations on Zr/Fe droplet oxidation and seawater effects on quenching of debris and steam explosion.

The second activity aims to extend the capability of MELCOR code on quenching of the ex-vessel particulate debris bed and evaluation of the bed coolability. It is achieved by developing a coupled simulation framework of MELCOR and COCOMO, and implementation of a dryout surrogate model of COCOMO into MELCOR.

Substantial progress has been achieved in each activity during 2020. 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 study on MSWI phenomena during severe accident of light water reactors, the highlights are as follows:

- The development of the SIMECO-2 test facility is about to finish and under commissioning to investigate dryout and remelting of a particulate bed packed with two-composition particles. For the selection of the particulate bed to be loaded in the test section of the SIMECO-2 facility, simulations of various particulate beds are performed using the COCOMO code to determine the optimal mixture of available particles of tin and stainless steel. The next step is to load the mixture in the test section and perform the intended tests.
- New tests have been carried out on the MRS-POD facility to investigate melt infiltration characteristics in debris beds. It was found that melt infiltration was central with no trace in the periphery of the cylindrical test section. Two flow regimes (capillary driven for early and gravity driven for late time periods) were identified consistently during the melt infiltration through the debris beds. Wettability of the debris bed had a very strong effect on the melt infiltration. The particulate debris with an axial temperature gradient also rendered a completely different behaviour of melt penetration and the final shape of ingot in comparison to previous tests with uniform temperature profiles.

- The MISTEE experiment is continued to investigate the physical mechanisms in fuel coolant interactions, with the recent emphasis to upgrade the test platform toward applying prototypical compositions of corium (e.g., Zr, Zr/Fe, Zr/Fe/ZrO<sub>2</sub>). A hydrogen collector and a MgO furnace suitable for melting the Zr-Fe alloy were developed. A comparative study indicated that the Zr reacted with coolant more intensively than the Zr-Fe alloy during the droplet quenching process in a water pool, and the Zr droplet produced more hydrogen than the Zr-Fe alloy droplet. In addition, separate-effect studies were also performed using particles and simulant droplets of low melting points: including the effect of seawater on quenching of high-temperature stainless-steel spheres and the effect of coolant salinity on steam explosion using molten tin droplets. Generally speaking, both the quenching process and the steam explosion were significantly enhanced in seawater.
- For coupled thermo-mechanical analysis of RPV failure during a severe accident scenario, a comparative study indicated that the coupling approach developed based on the latest multi-physics platform of ANSYS Workbench using volume loads mapping (VLM) is computationally efficient than that using surface loads mapping (SLM). A new creep model for the RPV steel 16MND5 was developed to have the capability to cover all three creep stages in the coupled thermo-mechanical analysis.
- A DNS (Direct Numerical Simulation) was applied to a homogeneous molten salt pool in a ¼ scaled-down geometry of the SIMECO-2 facility, which shows that the general fluid structure can be characterized by three flow patterns: mixing zone, descending flow zone and conduction zone. The simulation also shows that Prandtl number changes the thermal-hydraulic structure in the molten pool: more turbulent eddies are observed when Pr is smaller, especially in the lower part of the domain.

### 3. MELCOR capability development

The MELCOR code models the behaviour of the corium in the cavity with the Cavity (CAV) package, which considers an axisymmetric system of the concrete cavity retaining debris in one or several layers, as depicted in Figure 1a [1]. Once the corium is deposited in the CAV package, no spreading process is considered, and it is assumed to cover the entire area of the cavity floor instantaneously. The corium layer is treated in a lumped way that the layer without porosity is represented by one temperature. It is thus a one-dimensional system for heat transfer. Heat loss is considered from the top surface to the overlay water pool in the cavity represented by a control volume (CV). The heat flux determines the temperature of the corium layer.

In reality, it is expected that the molten corium jet released from the reactor pressure vessel (RPV) may fragment and form a particulate debris bed in the water pool of the reactor cavity. Coolant can therefore penetrate into the pores of the debris bed and enhance the coolability. Hence, the lumped-parameter treatment in MELCOR is insufficient to model the cooling process of the debris bed in the flooded cavity.

In order to solve this issue, other simulation tools have been developed and extensively used to assess the quenching and coolability of debris beds. The COCOMO code [2] is one of such codes to have the capability to simulate the boiling-off and multi-phase flow during the cooling process of a hot debris bed in 2D or 3D. The code considers the debris bed as porous media in which coolant is able to penetrate, and the cooling of a conical debris bed is realized as illustrated in Figure 1b.

In the present study, the MELCOR capability is extended to simulate debris bed coolability by two approaches: (i) coupling of MELCOR with COCOMO; and (ii) implementation of a surrogate model of COCOMO in MELCOR. The second ap-

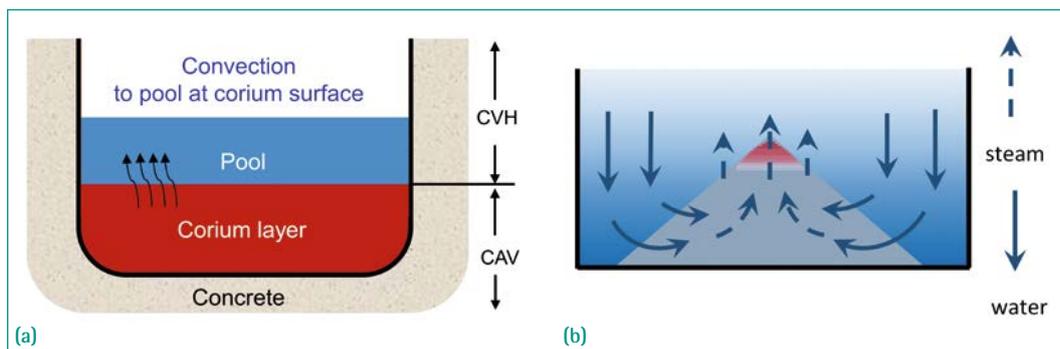


Figure 1: Simulation of debris cooling process with (a) MELCOR; and (b) COCOMO.

proach is adopted to reduce the computational cost of the coupled MELCOR/COCOMO analysis.

### 3.1. Coupled MELCOR/COCOMO simulation

The aim of the coupled MELCOR/COCOMO simulation is to enable the MELCOR code to simulate thermal hydraulics of the debris bed by the COCOMO code, which is not considered in the MELCOR standalone simulation. The coupled simulation should start after the vessel failure. As illustrated in Figure 2, MELCOR sends the pressure and the pool temperature of the cavity to COCOMO as the initial and boundary conditions of the pool, and also sends decay power to COCOMO as the heat source of the debris bed. COCOMO calculates the heat transfer from the debris bed to the pool, and sends the heat transfer rate back to MELCOR for calculation of the thermal-hydraulic response in the containment.

The coupling framework requires four modules, as shown in Figure 3. Other than MELCOR 1.8.6 code and COCOMO code, there is a communication program MPIEXEC and an external coupling program DINAMO. MPIEXEC is a MPI based coupling interface for MELCOR, developed by Sandia National Laboratories [3]. It controls the execution of the coupled codes and coordinates the data exchange. DINAMO (Direct Interface for Adding Models) is developed by KIT, with the aim to couple new models to MELCOR code [4]. It consists of two major functions: (i) the coupling routines to enable

the communication with MELCOR via the MPIEXEC program, and (ii) an interface which allows for the integration of new models into the source code as well as an easy communication with external programs. We developed the coupling framework of MELCOR/COCOMO by integrating the DINAMO source code with the COCOMO source code together, so as to build a new executable of internal coupling which is much faster than the external coupling by files.

The synchronization logic of data exchange between two codes is shown in Figure 4. MELCOR first starts the simulation of the severe accident progression of a reactor from scram. After MELCOR predicts the vessel failure, COCOMO receives data from MELCOR for initialization and starts the calculation of the thermal hydraulics of the debris bed in the cavity. Afterward, MELCOR runs for timestep  $\Delta t_1$  and suspends at the end of the time-step by sending the time step  $\Delta t_1$  to COCOMO. COCOMO starts to run several sub-timesteps until it catches the timestep  $\Delta t_1$  of MELCOR. Two codes then exchange data, i.e., MELCOR sends its results after a timestep, and COCOMO sends its results after completion of its sub-timesteps, as an illustration. Two codes proceed for the next cycle.

### 3.2. Application of coupled MELCOR/COCOMO simulation

The coupled simulation is applied to a reference Nordic BWR with a hypothetical station blackout

Figure 2: MELCOR/COCOMO coupled simulation data exchange.

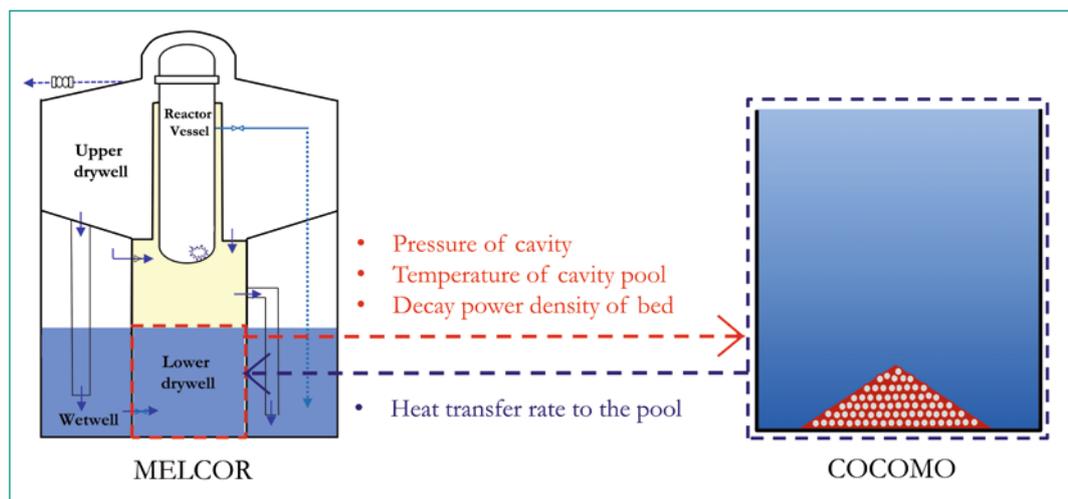
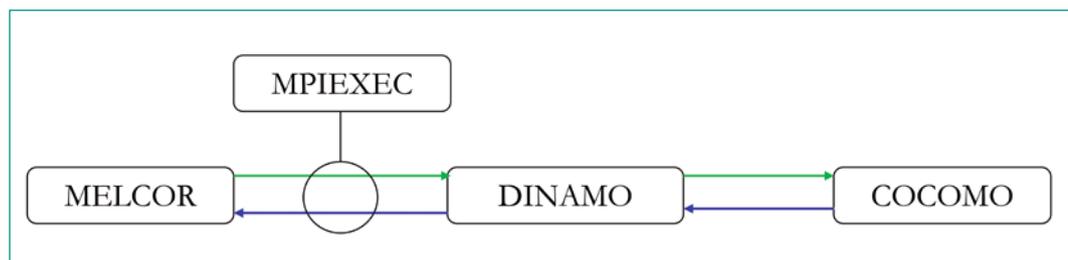


Figure 3: The coupling framework of MELCOR/COCOMO.



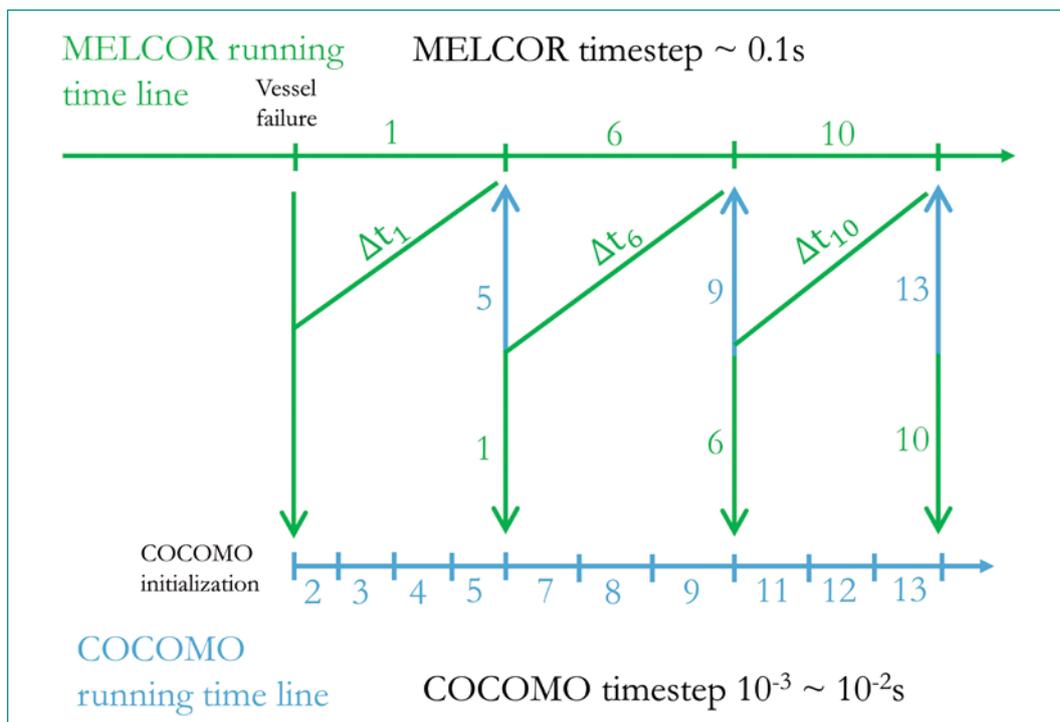


Figure 4: Synchronization logic of data exchange between MELCOR/COCOMO.

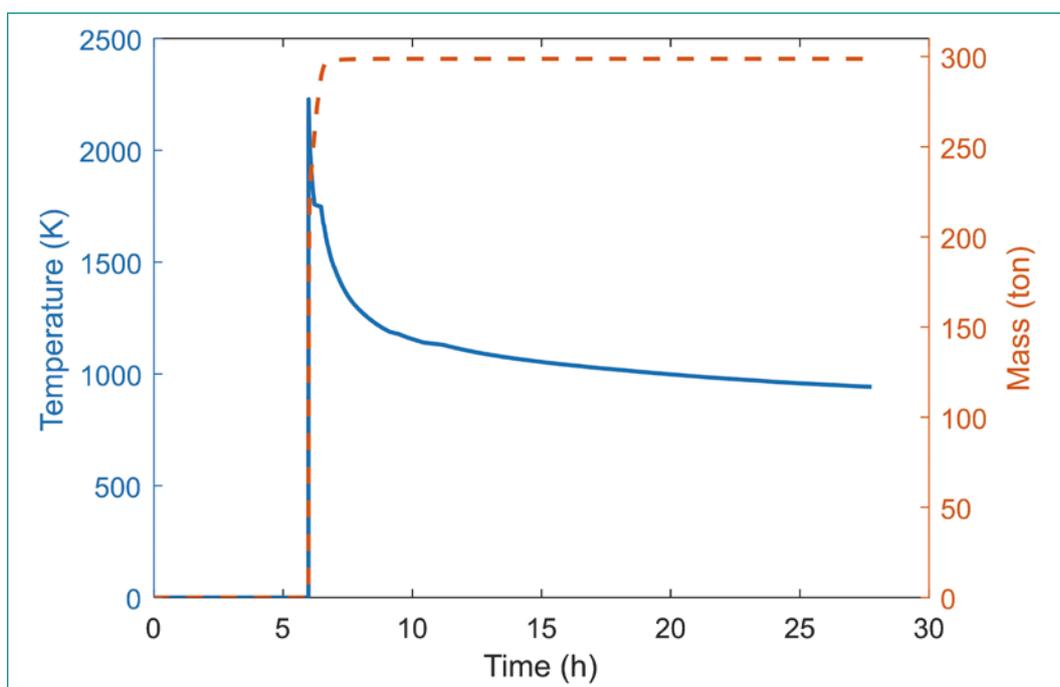
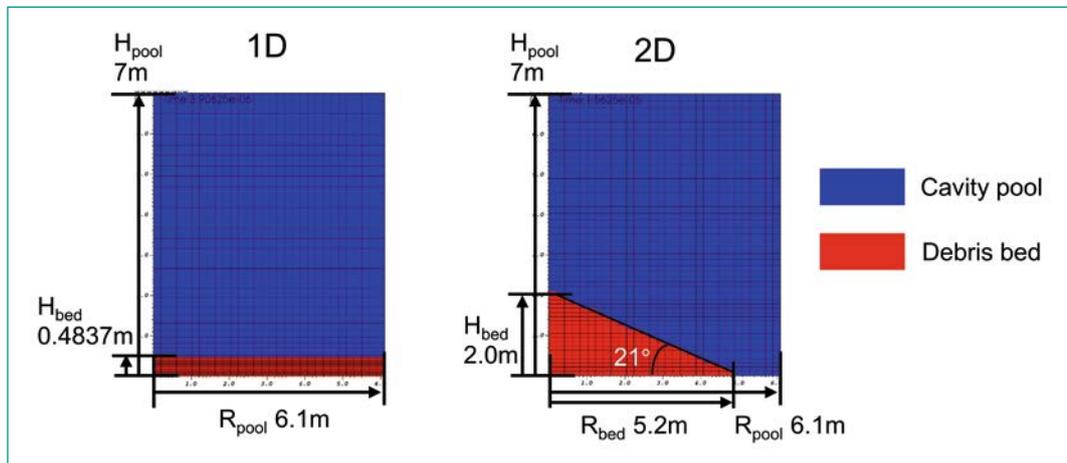


Figure 5: Debris temperature (solid) and debris mass (dashed) predicted by MELCOR standalone.

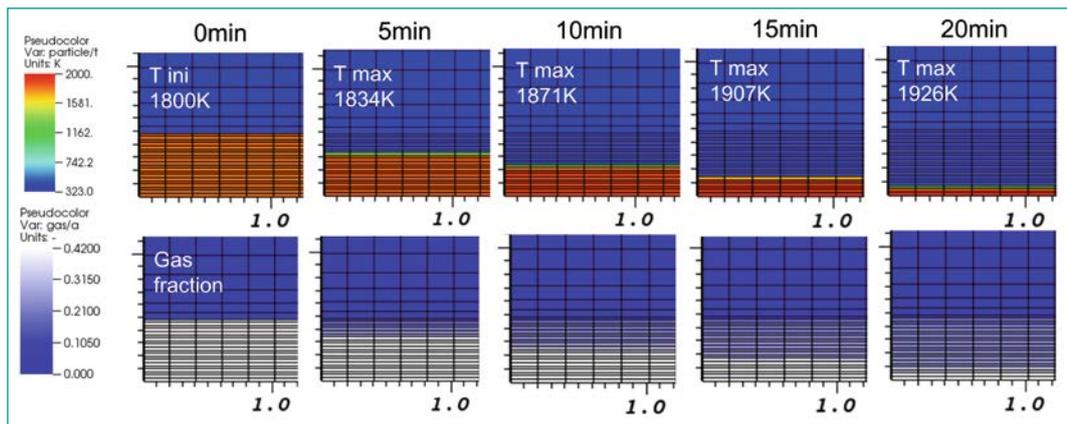
(SBO) scenario [5]. The reference Nordic BWR has the thermal power of 3900 MW during normal operation. The reactor cavity, also called the lower drywell, is a cylindrical chamber with radius of 6.1 m. The lower drywell is assumed to be flooded with subcooled water before vessel failure. The water pool depth is around 7 m which is assumed to be deep enough to have all molten corium well-fragmented and form a particulate debris bed on the floor of the cavity. The MELCOR standalone simulation predicts the vessel failure time at 6.3h after reactor scram. Total

mass of corium melt released to the cavity is approximately 298t. One melt layer is assumed in the modelling of the MELCOR CAV package, with its temperature and mass plotted in Figure 5. One can see that the mass release from the vessel is quite fast due to the gross failure of the lower head, but the quenching process is quite long. MELCOR predicts the melt layer still at high temperature above 1000 K at 20h after vessel failure. The coupled simulations assume that the 298t corium all forms a particulate debris bed in the cavity immediately after vessel failure. The debris bed is

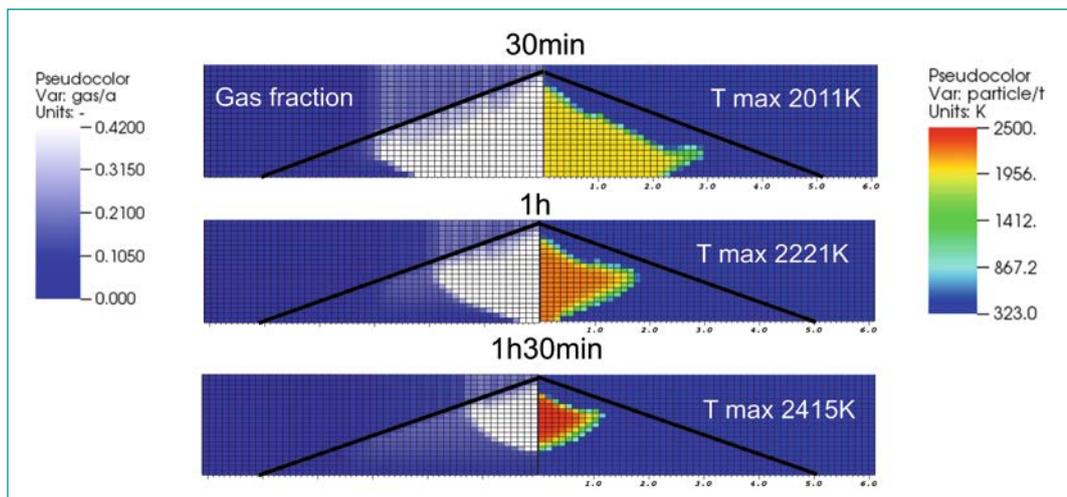
**Figure 6:**  
Computational domains of 1D and 2D debris beds in COCOMO.



**Figure 7:**  
Quenching process of a 1D debris bed.



**Figure 8:**  
Quenching process of a 2D debris bed.



assumed to be either 1D bed or 2D bed shape, as illustrated in Figure 6. For the 1D bed, two initial temperatures 1800K and 2000K are considered, respectively. For the 2D bed, the initial temperature is set as 1800K. According to the calculation of MELCOR, 2000K is the average temperature of corium inside the vessel before vessel failure. It is therefore quite conservative to use 2000K as the initial temperature because the heat transfer from the corium to the pool during melt release and fragmentation process is not taken into account. This is why a lower temperature of 1800K is also

assumed. The porosity of the debris bed is assumed a 0.42, and the debris particle diameter as 1.75 mm.

The quenching process for the 1D and 2D beds are shown in Figure 7 and Figure 8, respectively. The different quenching processes are caused by different flow patterns in the 1D and 2D beds. A simultaneous quenching front along the axial direction is observed for the 1D bed, while for the 2D bed the quenching front starts from the surface of the cone, and proceeds from bottom to the central top. As a preliminary study, the re-melting of the

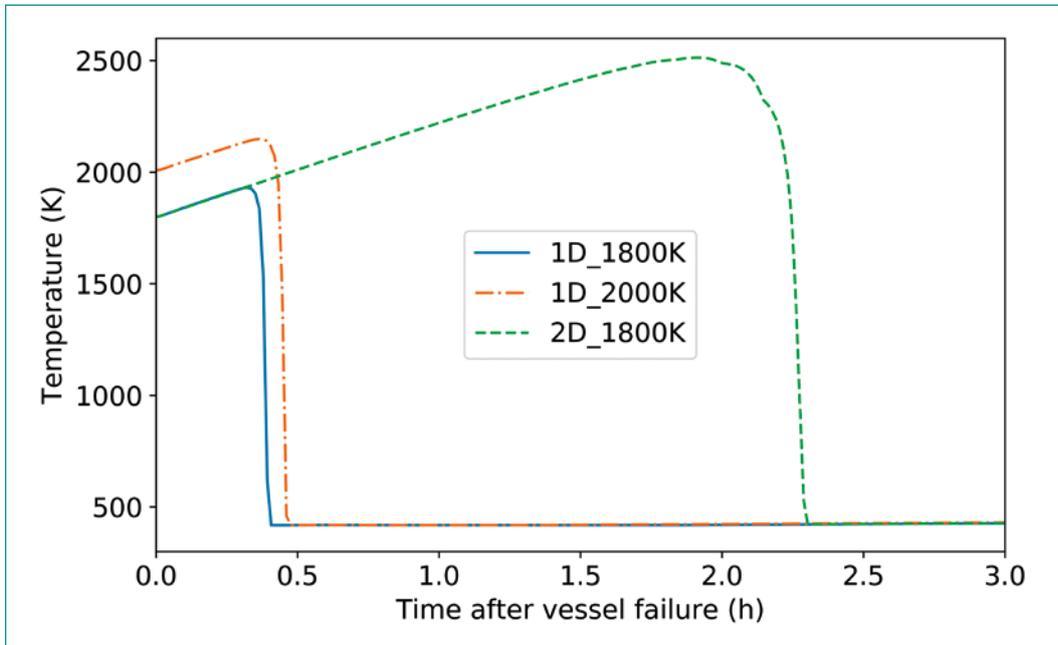


Figure 9:  
Maximum temperature  
of the debris beds.

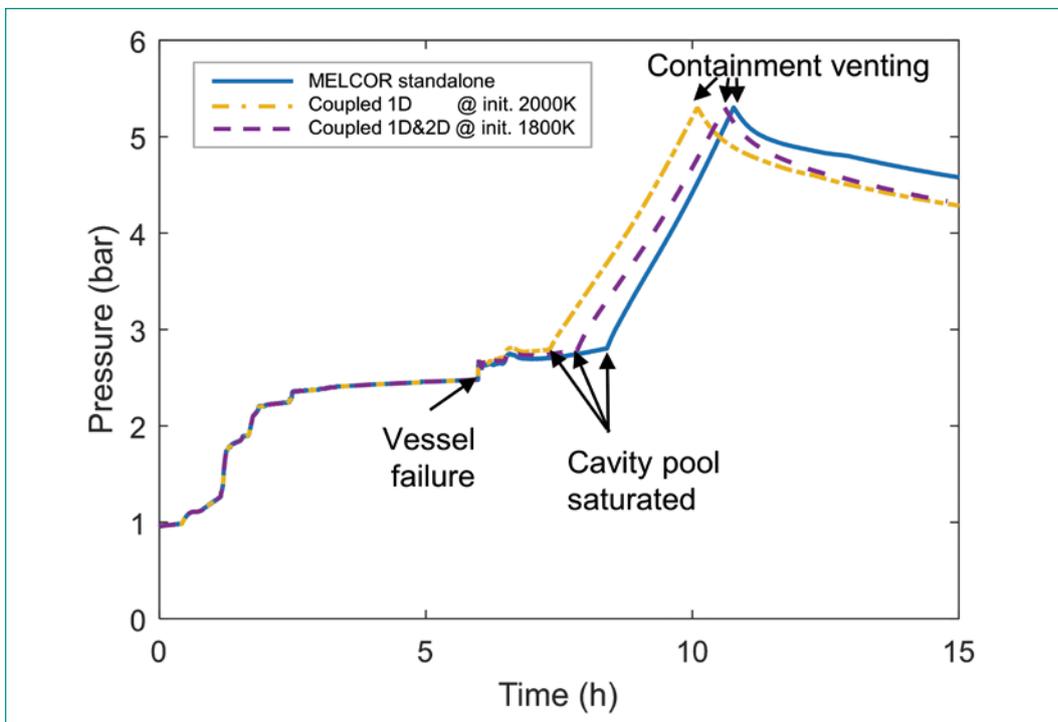


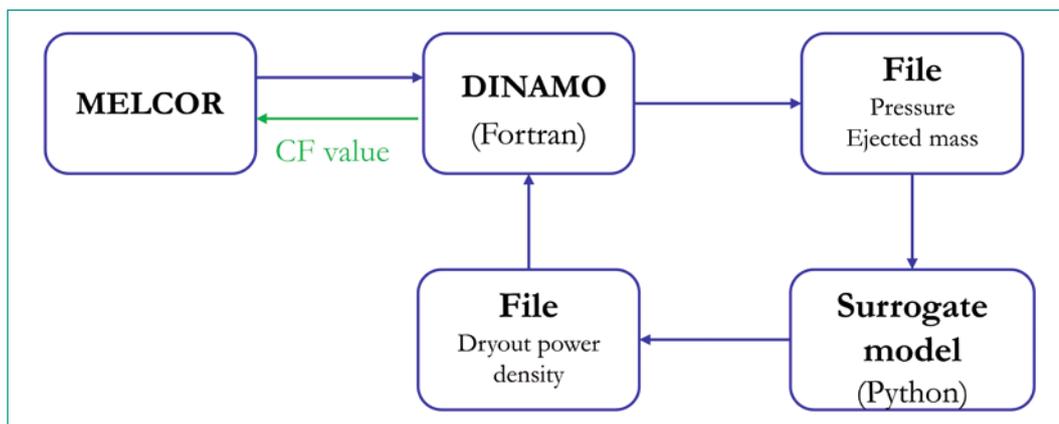
Figure 10:  
Containment pressure  
transients for three  
coupled cases and one  
standalone case.

particles is not modelled in the simulation. The maximum temperature inside the bed is plotted in Figure 9. The 1D beds with two different initial temperatures are fully quenched (reaching the pool saturation temperature) within half an hour after vessel failure, while the 2D bed is quenched within around 2.3 hours. The simulation results of the containment pressure are shown in Figure 10. Compared with MELCOR standalone simulation, the coupled simulation predicts more intensive heat transfer from the corium to the pool, and consequently an early containment venting time.

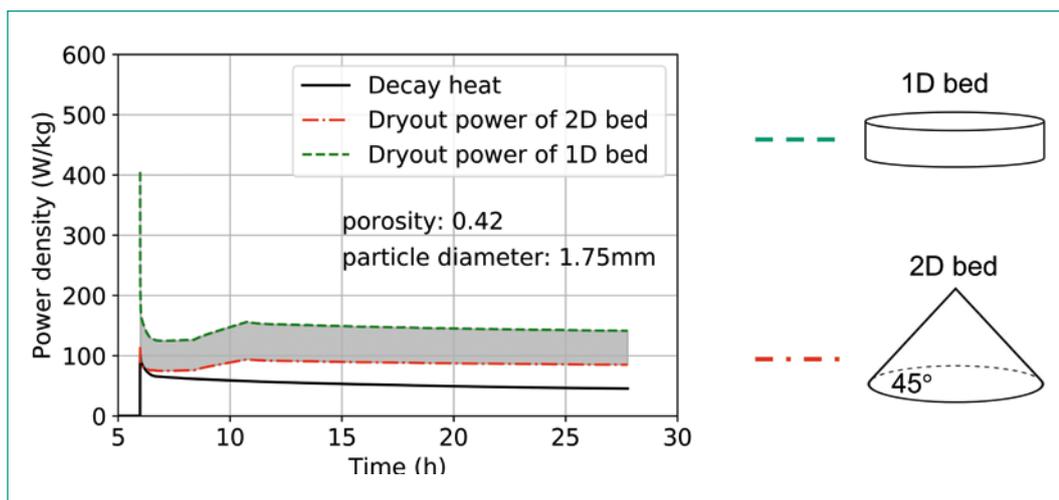
### 3.3. Implementation of surrogate model in MELCOR

Because the COCOMO code simulation is time-consuming, a surrogate model of COCOMO is developed for a quick prediction of debris bed coolability [6]. The surrogate model is a data-driven model based on the COCOMO simulation, and it is applicable to 2D debris beds. The output of the model is the dryout power density, and the inputs include pool ambient pressure, particle diameter, porosity, bed slope angle, bed mass and cavity radius. This surrogate model is implemented into MELCOR with the help of the coupling framework as shown

**Figure 11:**  
Coupling framework for MELCOR/Surrogate model.



**Figure 12:**  
Decay heat and dryout power for flat and conical beds



in the flowchart of Figure 11. After the vessel failure predicted by MELCOR, the data from the MELCOR simulation, including the cavity pressure and the corium mass ejected from the vessel, are sent to DINAMO. DINAMO writes them into an external file for the surrogate model to read. Other inputs are treated as user-defined parameters for the surrogate model. The output of the surrogate model is written into an external file for DINAMO to read. The dryout power density is returned to MELCOR as a control function value. Then MELCOR proceeds for the next time step, and the coupling framework proceeds for the next cycle.

When the dryout power density is returned to MELCOR, it could be used to compare with the decay power for a quick estimation of the debris bed coolability. For instance, Figure 12 shows the comparison of the decay heat (solid line) with the dryout powers of the 2D bed (dash-dotted line) and the 1D bed (dashed line) predicted by the surrogate model. The decay heat is lower than the dryout powers, which means both the debris beds assumed in the cavity are coolable. From the figure, one can also deduce that if the debris bed spreads from the conical to the flat, the dryout

power would decrease from the dash-dotted line to the dashed line, ranging within the grey zone.

#### 4. Summary

Significant progress in this project has been achieved in the study on MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors. In particular, the test facilities SIMECO-2, MRSPD and MISTEE are developed/upgraded to investigate debris re-melting, melt infiltration, and molten Zr/Fe interactions with coolant, separately. Direct numerical simulation (DNS) is employed to study corium pool convection and heat transfer. Coupling approaches of thermo-mechanical simulation are compared to effectively address the behavior of the RPV lower head under the load of corium pool.

The MELCOR capability extension toward the simulation of ex-vessel debris bed coolability is achieved by two approaches: (i) coupling of MELCOR with COCOMO, and (ii) implementation of a surrogate model of COCOMO in MELCOR. MELCOR and COCOMO codes are successfully coupled together, where MELCOR is responsible for calcu-

lation of thermal hydraulic response of the containment, and COCOMO for calculation of the quenching process of the particulate debris bed formed in the cavity pool. The coupled simulation predicts a quenching process of the debris bed much faster than the MELCOR standalone simulation, resulting in an early venting in the coupled simulation. The surrogate model of COCOMO developed in the project is implemented into MELCOR with the help of the coupling framework and the control function (CF) package of MELCOR. The approach could be used for evaluation of the debris bed coolability in MELCOR.

## 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), and NRA (Nuclear Regulation Authority in Japan).

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

The research plan for the project in 2020 has been accomplished successfully. The outcomes include development of both experimental and analytical capabilities to investigate MSWI (Melt-Structure-Water Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors, as well as an enriched data base on melt infiltration, Zr/Fe oxidation as well as seawater effects on quenching and steam explosion. The extension of MELCOR capability toward simulation of ex-vessel debris coolability has been realized through two coupling approaches MELCOR with COCOMO and its surrogate model, respectively.

In 2021 research efforts will be concentrated on experimental study on debris bed dryout and remelting in the newly developed SEMECO-2 facility, more MISTEE tests for Zr/Fe oxidation, as well as DEFOR-E tests for molten metal-coolant interactions. Modelling and simulation of debris remelting, melt pool convection and vessel failure will be advanced as well. The MELCOR capability will be extended for the coupled simulation to simulate Zr oxidation during debris bed quenching, and improvement of the surrogate model.

## Publications

- *P. Yu, W. Ma*, A modified theta projection model for creep behavior of RPV steel 16MND5, *Journal of Materials Science & Technology* 47: 231–242, 2020.
- *P. Yu, W. Ma*, Comparative analysis of reactor pressure vessel failure using two thermo-fluid-structure coupling approaches, *Nuclear Engineering and Design* 368: 10819, 2020.
- *Y. Chen, W. Ma*, Development and application of a surrogate model for quick estimation of ex-vessel debris bed coolability, *Nuclear Engineering and Design* 370: 110898, 2020.
- *P. Yu*, Modelling and simulation of reactor pressure vessel failure during severe accidents, *Doctoral Dissertation*, Royal Institute of Technology, Stockholm, 2020.
- *Q. Guo, Y. Deng, W. Ma, S. Bechta*, An experimental study on quenching of metallic spheres in seawater, *International Journal of Heat and Mass Transfer*, submitted.
- *S. M. Hoseyni, W. Villanueva, S. Thakre, A. Konovalenko, and S. Bechta*, Melt infiltration through porous debris at temperatures above solidification: Validation of analytical model, *Annals of Nuclear Energy*, submitted.
- *S. M. Hoseyni, A. Konovalenko, S. Thakre, W. Villanueva, A. Komlev, S. Bechta, P. Sköld, M. Akiba, A. Hotta*, Metallic melt infiltration in preheated debris bed and the effect of solidification, *Nuclear Engineering and Design*, submitted.
- *W. M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta, et al.*, Proceeding of the 50<sup>th</sup> Review Meeting of the Project «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents», Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, June 11, 2020.
- *W. M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta, et al.*, Proceeding of the 51<sup>th</sup> Review Meeting of the Project «Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents», Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 26, 2020.

## References

- [1] *R. O. Gauntt, J. E. Cash, R. K. Cole, C. M. Erickson, L. L. Humphries, S. B. Rodriguez, and M. F. Young*, MELCOR Computer Code Manuals – Vol. 2 Reference Manuals – Version 1.8.6 September, Sandia National Laboratories (SNL), Tech. Rep., 2005.

- [2] *M. Buck, G. Pohlner, and A. Berkhan*, CO-COMO 3D code graphical user interface and input data description, IKE – Universität Stuttgart, 2014.
- [3] *M. F. Young, K. K. Murata, V. J. Romero, R. O. Gauntt, and G. E. Rochau*, Advanced Nuclear Energy Analysis Technology, Sandia National Laboratories (SNL), SAND 2004-2124, Tech. Rep., 2004.
- [4] *P. Dietrich*, Expansion of the Severe Accident Code MELCOR by Coupling External Models, doctoral dissertation, Karlsruher Institut für Technologie (KIT), 2016.
- [5] *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.
- [6] *Y. Chen, W. Ma*, Development and application of a surrogate model for quick estimation of ex-vessel debris bed coolability, Nuclear Engineering and Design 370: 110898, 2020.

# Radiation Protection Research at PSI

Author und Co-author(s)	E. G. Yukihara, G. Butterweck, B. Hofstetter-Boillat, M. Jäggi, M. Heule, A. Stabilini, M. Kasprzak, J. Christensen, D. Breitenmoser, 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 2020 until 31 December 2020

## ABSTRACT

This yearly report describes the progress on research projects between PSI and ENSI. Areas of activity include: (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. Although the COVID-19 pandemic restricted the participation of PSI in conferences and working groups, progress could be made in all projects by the participating groups. Several projects were pursued by the Radioanalytical Group, including, for example, further development of the fusion technique of concrete to allow a time reduction in the analysis process, chemical separations of nuclides with modern electrochemical techniques, development of processes for analysis of asbestos-containing samples, introduction of spectrometry in radioanalysis and participation in several intercomparisons. In the aeroradiometry project,

historical data (since 1986) were inspected and the performance of new NaI crystals recently purchased or repaired were analysed. A project to calibrate the aeroradiometry system using Monte Carlo radiation transport codes was also initiated. The Calibration Laboratory investigated procedures for calibration of contamination devices. The Dosimetry Group is currently working on the development of a neutron dosimetry reader to allow more flexibility in the data analysis and on the source of neutron detectors that can be used. Investigations were also made to support the implementation of radiophotoluminescence (RPL) detectors as environmental dosimeters and to model the response of RPL detectors using a Monte Carlo radiation transport code. In this reporting period, one PhD student defended her dissertation (Anja Pregler) and three PhD students initiated their projects (Silvia Motta, Paul Dutheil and David Breitenmoser). A fourth PhD project (Alberto Stabilini) is in progress and should be completed in 2021.

## 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

**European Radiation Dosimetry Group (EURADOS).** One PSI expert and one PhD student participated in the EURADOS Annual Meeting in Florence, Italy. At this meeting a PSI representative participated in the EURADOS General Assembly (GA) as voting member. The GA included statutory topics of the association (elections, treasurer report), but also activity reports from the EURADOS Chairperson and Working Groups. In addition, the PSI experts participated at the 13<sup>th</sup> EURADOS Winter School on «Eye lens dosimetry». The course gave an overview regarding the scientific background for the changes in legislation, the current status of regulations and guidance, what is currently available to support radiation protection of the lens and identify the questions that at yet remain to be fully answered.

Activities in the EURADOS Working Groups (WG): Discussions and simulations are currently taking place within the WG 11 (high energy radiation fields) to interpret the results obtained after irradiations at SwissFEL in 2019. A new task was also initiated in the WG 2 with the objective of improving the quality of CR-39 neutron detectors. In addition,

the sub-group of WG 2 worked on the final report of the EURADOS Intercomparison on whole body neutron dosimeters IC2017n.

Most of the meetings of the **German-Swiss Association of Radiation Protection** had to be cancelled due to the Corona-Virus lockdowns. In the case of the sub-group for natural radioactivity FK-NAT, a meeting was called in late October, but PSI participation was not possible.

### 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 establishment of standard procedures for the determination of actinides and other relevant nuclides.**

The goal of this study was to establish a less hazardous process using the Claisse LeNeo fusion apparatus, to test three different flux agents, to increase sample mass to be fused, to improve the adjacent chemical radionuclide separation applying a different radionuclide separation technique [1], to improve the SiO<sub>2</sub> flocculation with PEG-6000, and to add <sup>63</sup>Ni and <sup>55</sup>Fe to the list of radionuclides to be determined.

A non-hazardous fusion process using a Claisse LeNeo with adjacent radionuclide separation according to Dai et al. [1] was established using 0.3 g barite concrete for the measurement. The new radionuclide separation scheme in contrast to Jäggi et al. [2] allowed for a time reduction from 5 to 3.5 days to fuse 4 samples and separate the radionuclides, Am, Pu and Sr (not including the measurement time). Further optimisation steps were tested to improve the fusion process and the separation scheme:

Three different flux materials were tested with no, 1% and 1.5% non-wetting agent LiBr<sub>2</sub>. Li-metaborate/LiBr<sub>2</sub> 98.5%/1.5% reduced the remaining material in the Pt/Au-crucibles (95%/5%) to a minimum, yet caused a slight reduction of 5% in the recoveries for <sup>243</sup>Am, and <sup>85</sup>Sr. The <sup>242</sup>Pu recovery increased about 14% (using open resins), compared to the results obtained with Li-metaborate/Li-tetraborate (80%/20%). Further optimization steps, such as reducing the time of SiO<sub>2</sub> flocculation with PEG-6000 (PolyEthyleneGlycol) compared to PEG-2000 showed no visible improvement.

It was further tested whether  $^{55}\text{Fe}$  and  $^{63}\text{Ni}$  could be separated adding a TRU cartridge at the end of the resins TEVA-UTEVA-DGA-Sr-resin.  $^{63}\text{Ni}(\text{II})$  could be determined quantitatively, yet for  $^{55}\text{Fe}$  only 2% recovery was found. The Fe-capacity for a TRU cartridge was only about 3 mg per cartridge, explaining the low recovery, since barite concrete contains mostly higher Fe amounts. Testing the TK400 resin for Fe-recovery using Fe(III) in 9 M HCl, a Fe-capacity of about 28 mg per 700 mg resin could be measured by photospectrometry.

When lower detection limits for radionuclides are required, the amount of barite concrete should be increased. After adapting a consisting Claisse Le-Neo «parameter file» for barite concrete fusion, the fusion of higher sample amounts (1 g–3 g) could start. Using three-times 1 g of inactive barite concrete, each with 1.2 g of a different flux-material, Li-metaborate/LiBr<sub>2</sub> (98.5%/1.5%) visually showed the least remaining molten glass in the crucible after fusion. Therefore 1 g, 2 g and 3 g of inactive barite concrete were dissolved with 1.2 g, 2.4 g and 3.6 g of Li-metaborate/LiBr<sub>2</sub> and about 10 Bq of  $^{85}\text{Sr}$  tracer was added. The recoveries for  $^{85}\text{Sr}$  were 85%, 89% and 85%, respectively. This is a promising result when low level radionuclides in barite concrete have to be determined.

#### (b) Doctoral thesis:

PhD project expanding chemical separations of radionuclides with modern electrochemical techniques. In January 2020, Prof. Christophe Copéret from the Laboratory of Inorganic Chemistry, Department of Chemistry and Applied Biosciences of ETH Zürich, agreed to partner with PSI's Radioanalytical Group to advise a PhD student. His wide background in inorganic catalysis and electrochemistry, and the group's competence in surface-specific chemical analysis could prove very useful for this project. In addition, the topics to

study within the framework of the thesis also includes options to study super-heavy elements, a research interest at PSI, led by Patrick Steinegger (laboratory of Radiochemistry). Paul Dutheil was then identified as a potential PhD candidate and interviewed. He started his work on 1<sup>st</sup> November 2020.

#### (c) Simplification and improvement of methods in existing work instructions: Developing a procedure for asbestos and radionuclide-containing samples

After the first characterization of the chrysotile-containing materials, a more systematic approach began. According to several procedures known, the material is not entirely dissolved, but rather leached and filtered. Leaching implies that the leaching agent may not reach certain radionuclides, since they might not be accessible and embedded deeper in the mineral fibers, or they may be not readily soluble in the leaching agent. It is therefore mostly unknown whether all relevant radionuclide content is sufficiently leached. This effect may lead to an underestimation of the real radionuclide quantities.

In the experiments performed during Q1 and Q2 of 2020, a base line for a «full digestion» procedure was established. Later leaching procedures to be developed will have to be measured in their respective performance in chemical yield against full digestion procedures. Two different approaches were attempted for a sample digestion to the fullest extent possible. The first approach involved a chrysotile inactivation by hydrofluoric acid (HF), followed by leaching in nitric acid. The second approach used the same HF treatment as a first step, followed by the flux melting technique in order to fully dissolve all material, including the most hard to dissolve mineral phases. At least during the fusion melting at high temperature, a fully dissolved state where all ions are mobile in solution is ex-

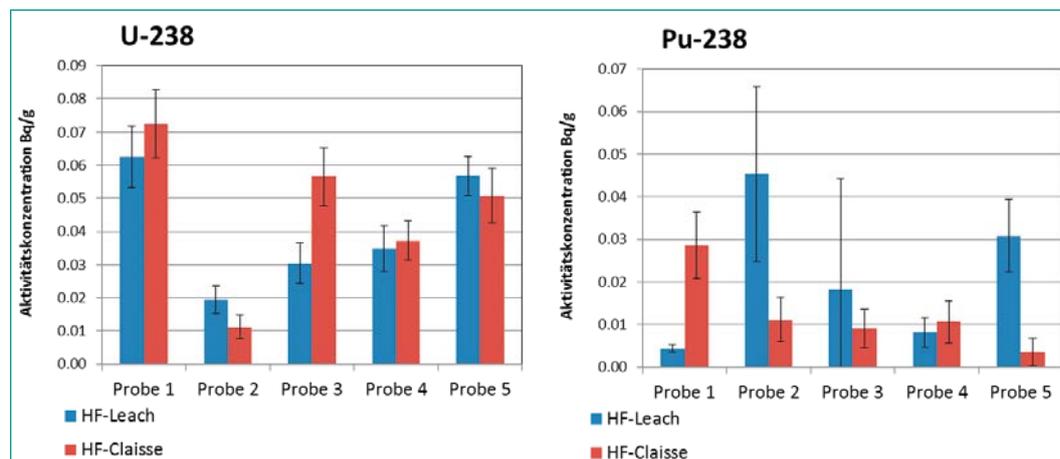
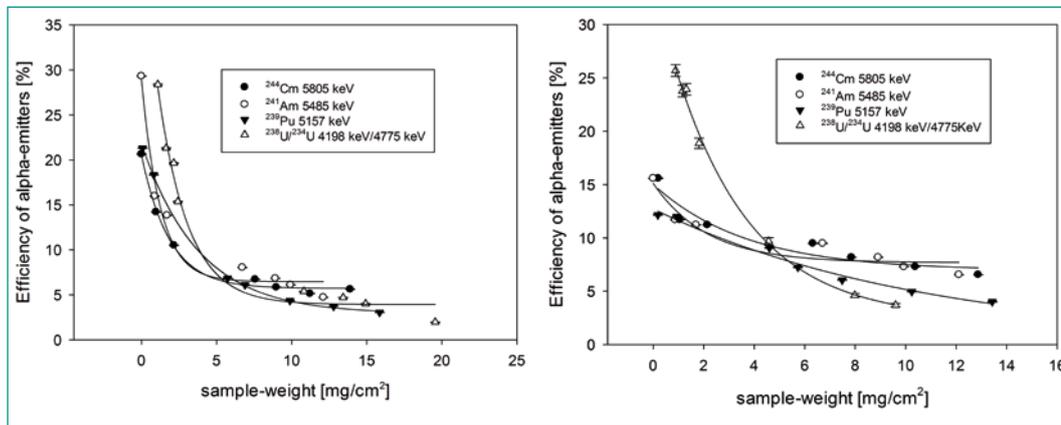


Figure 1: Examples of results for U-238 and Pu-238. Blue bars denote the approach HF/NO<sub>3</sub>-leaching, red bars denote the HF/fusion melting approach.

**Figure 2:**  
Mass efficiency curves for  $^{241}\text{Am}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ ,  $^{238}\text{U}$  and  $^{244}\text{Cm}$ , measured by the proportional counter lb 790 (left graph), and measured by the alpha-spectrometer (octète - right graph) after improved homogeneous distribution of the NaCl and the tracers.



pected. Practice showed that even with the fusion approach, some samples exhibited again precipitations upon pouring the ionic melt into nitric acid. Zirconium oxide was one of the components to precipitate after the melting process.  $^{238}\text{U}$ ,  $^{234}\text{U}$ ,  $^{238}\text{Pu}$ ,  $^{239/240}\text{Pu}$  as well as  $^{241}\text{Am}$  were determined from all five sample materials.

The results showed only moderate differences for most nuclides. However the differences were not entirely consistent as per approach for every nuclide. Examples for  $^{238}\text{U}$  and  $^{238}\text{Pu}$  are given in Figure 1. Possible explanations are that not all samples were entirely homogeneous or that some parameters influencing the digestion and separation procedures were not entirely known and, therefore, not under control. These results warrant a more in-depth investigation for 2021.

**(d) Combination of gamma measurement results (both at laboratory measuring stations and «in situ») with additional alpha/beta determinations for use in dismantling.**

Gross alpha/beta measurements with a proportional counter of small sample mass per area samples could allow for a triage measurement of radioactive waste water or pulverized dismantling samples. Therefore, mass-efficiency curves have to be assessed for various radionuclides within the full energy range of alpha- and beta-emitters.

In a first step to obtain such mass-efficiency curves, «artificial samples» were prepared by mixing low alpha-activities of various radionuclides with different quantities of NaCl. The samples were obtained by evaporating an aqueous solution to create a dry surface with different well-defined area-weights of NaCl. This should provide an idea of the efficiency vs. area-weight relation before trying the approach with more complex chemical sample compositions. However, homogenous dis-

tribution of the NaCl and the alpha-emitters has shown to be difficult to achieve.

Therefore an improved system to evaporate the sample material with a more homogenous dispersion on the metal dish was achieved based on [3]. Firstly, a stainless steel metal block was used on top of the hotplates to ensure a uniform temperature for all samples to be evaporated. Secondly, the surface inside the metal dishes was roughened using a multifunctional rotating tool with a piece of sandpaper. Thirdly, a two-step evaporation was applied according to [3] that ensured a homogenous dispersion of NaCl and the alpha-tracer added. These improvements resulted in the data in Figure 2, where the statistical scattering of the mass-efficiency curves shown for all alpha-emitters improved greatly.

Finally, the goal is to analyse real samples for triage in future.

**(e) Adjustment of detection limits and uncertainty factors as part of decommissioning tests**

Preliminary discussions with radiation protection people and with the documentation group of Eva Hartmann were conducted. We expect to take up the project starting in early 2021.

**(f) Introduction of mass spectrometry in radioanalysis**

In 2020 the Radioanalytical Group open position for reinforcing the group's development capacities was filled by Dr. Fabian Köhler. Dr. Köhler obtained a PhD from the University of Hannover, Germany earlier this year. He has 4 years of experience measuring radionuclides such as Uranium, Plutonium, Americium, Technetium and various Iodine nuclides with ICP-MS. His experience also includes the regular maintenance of an ICP-MS instrument. Starting in November, the possibilities and risks for

use of the mass spectrometry in the Radioanalytical Group will be evaluated.

### (g) Intercomparisons

The Radioanalytical Group continued to participate in comparison exercises in spite of the Corona-Virus-related disruptions, including the yearly Procorad exercise designed for incorporation analysis of stool ashes. Its submission deadline was extended to 1 July 2020 by the organizers. Other intercomparisons were postponed by organizers to later in 2020, e.g. the 2020 IAEA Almera intercomparison exercise and the Max Rubner Institute analysis for Sr in milk. While IAEA,  $^3\text{H}$  intercomparison study organized by the *German Bundesamt für Gewässerkunde* and the Swiss Gamma Intercomparison studies were successfully executed later in the year from July to October, the Max Rubner Institute analysis did not take place.

## C. Scientific support of aeroradiometric (ARM) exercises

Aeroradiometric measurements starting in 1986 were inspected. Firstly, all available data together with parameters used for evaluation were converted to the current ERS 2.0 text format. Figure 3 shows the flightlines of all radiometric measurements available in Switzerland. Poor quality of geolocations and spectra were observed for some of the historic flights. The new software for aeroradiometric data evaluation was therefore extended to export basic quality information of the stored data over Swiss terrain. These data are visualised for each flight in an Excel workbook and consist of

the flight path, the spectra summed over the complete flight and a comparison between stored altitude information and the digital elevation model DHM25.

The civil part of the ARM20 exercise (ARM20z), performed between 15–19 June 2020 used a detector with four NaI crystals repaired or replaced prior to the exercise. The military part of the exercise was performed between 9–13 November 2020 using the same detector. The energy resolution of the NaI crystals was initially determined by the manufacturer of the system at excellent values below 8% for all crystals. As a deterioration of energy resolution due to vibrations during the measuring flights was suspected, the energy resolution was checked daily during the exercise. No significant broadening of the photo peaks was observed.

In preparation for the development of a new calibration procedure for the RLL (Radiometrie Land-Luft) detector system based on Monte Carlo transport codes and experimental measurements, a thorough literature review was performed by the PhD student David Breitenmoser. The main scope of this review was to summarize established modelling procedures including but not limited to adopted codes and variance reduction approaches. The literature review showed a broad variety of different codes, which have proven to be reliable in the simulation of airborne gamma-ray spectrometry systems (AGRS). Besides in-house codes, common codes in nuclear engineering and particle physics such as MCNP, GEANT4, EGS and PHITS were used in the past to simulate AGRS with a flight altitude of about 100m, which is character-

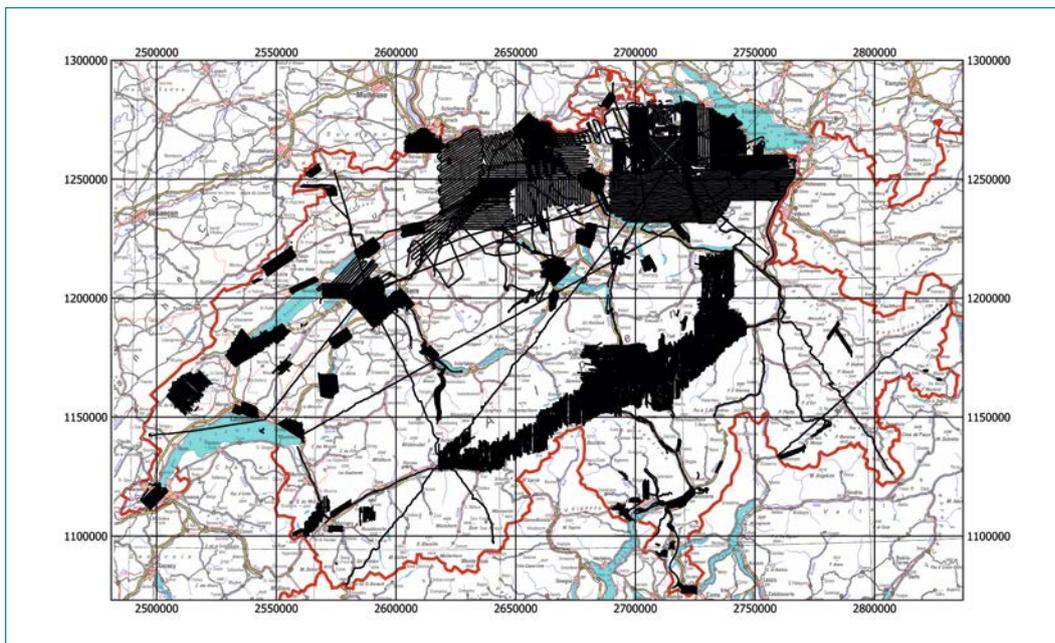


Figure 3:  
Flightlines of available radiometric data in Switzerland

istic for manned aircraft platforms. In the last few years, various unmanned aerial vehicle (UAV) platforms with a characteristic flight altitude of about 10m have been developed for AGRS applications. In this context, Monte Carlo simulations were performed intensively. Additionally, similar radiation transport problems can be found in marine science, planetary science, non-proliferation and precision agriculture applications. Corresponding simulation procedures might be also adoptable for AGRS applications.

#### D. Characterization of radiation protection measuring instruments and dosimeters and further development of measuring methods and techniques

##### (a) Measurement equipment.

The Calibration Laboratory of PSI finished in 2020 the final analysis and the report of the 2019 na-

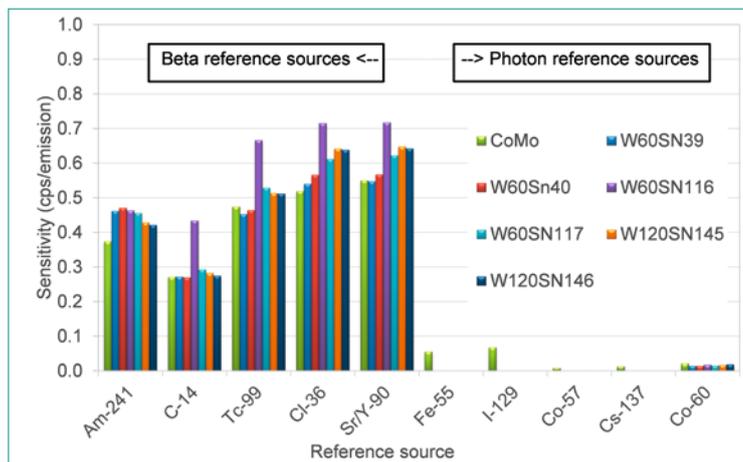


Figure 4: Sensitivity of wimp detectors compared to nuvia como 170

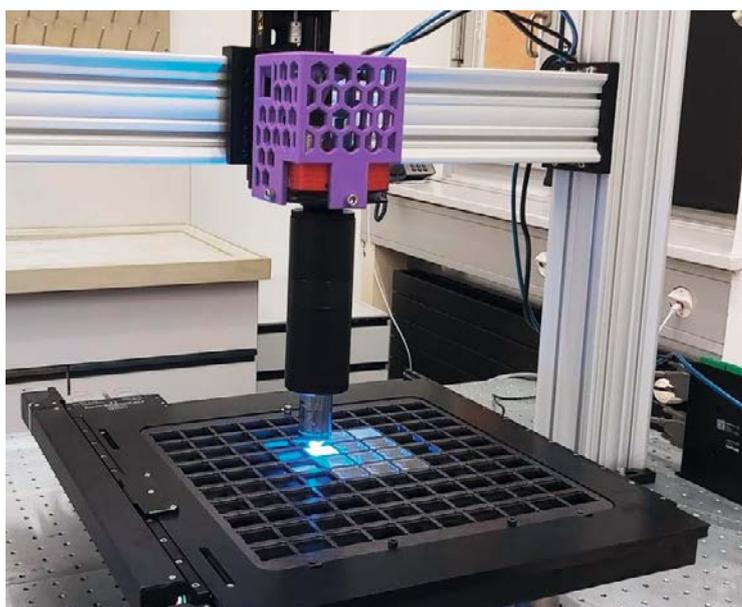


Figure 5: The 2D stage with a dozen PADC detectors in the new frame along with the objective and camera

tional comparison exercise for external personal dosimetry.

In the context of the calibration of people monitors on the KKL site, the issue of narrow small item boxes was revised and this part of the instrument is now part of the device verification (*Eichung*).

A project for a future optimized calibration method for wipe test measuring devices was started. The current calibration procedure of these devices provides the sensitivity of the device for a specific nuclide or beta energy, based on sources available at the calibration laboratory. The first part of the project consists in evaluating the possibility of widening the calibration to a certain number of nuclides by numerically combining the sensitivity of the device to different radiations, as is already done for standard contamination monitors.

To this end, a first step was to compare the sensitivity of several wipe test devices NUVIA WIMP with the sensitivity of the well-known NUVIA CoMo 170 contamination monitor.

Currently the calibrations are based on the conservative assumption that the plastic scintillators of wipe test detectors are insensitive to gamma radiation. Unfortunately, pure photon emitting sources with absorption layers to suppress beta emissions are not available in the geometry necessary for the calibration of wipe test devices. As a workaround, a  $^{60}\text{Co}$  source was used with the active side pointing away from the detector. Thus, the support of the activity layer, consisting of approximately 1 mm of aluminum is used as absorber. According to ISO 8769 [4], the thickness of aluminum should be sufficient for total absorption of the beta radiation.

The results of this comparison are visible in Figure 4. The sensitivity profile of the WIMP detectors is similar to that of the NUVIA CoMo 170 surface contamination monitor, the latter exhibiting an approximately 30% higher sensitivity to  $^{60}\text{Co}$  photon emissions.

##### (b) Dosimetry.

Research on neutron dosimetry on this reporting period focused on three main research lines: development of a neutron dosimetry system, modelling of RPL detectors, and modelling of FNTD detectors.

**Development of a neutron dosimetry system.** A new neutron dosimetry system is under development. The system is built (Figure 5) and we are currently developing the scanning and image analysis routines. The next step is to demonstrate comparable performance with the commer-

cial TASL system currently used for the neutron dosimetry at PSI.

**Modelling of RPL detectors.** A Monte Carlo model of the radiophotoluminescence (RPL) glass detector was developed using FLUKA in collaboration with the ELI Beamlines, Czech Republic (Figure 6). Whilst the RPL response of the glass behind different (5) filters has been experimentally characterized, the angular dependence remains a challenge. The Monte Carlo model, validated by measurements, will be used to scrutinize the angular dependent response of the glass detector for several beam qualities.

In the field of environmental and area dosimetry, data from year-long comparison between the accredited  $\text{Al}_2\text{O}_3:\text{C}$  and  ${}^7\text{LiF}:\text{Mg,Ti}$  TLDs and the new RPL dosimeters were analysed. The results were published as Technical Reports and two manuscripts were submitted to the Radiation Measurements Journal for publication. These results demonstrate that the RPL detectors satisfy the requirements of the Swiss Dosimetry Ordinance for environmental dosimeter and produce results comparable to the accredited TLD detectors. Data comparing RPL with EDIS detectors at KKL are also presented.

## E. Student supervision

**Alberto Stabilini (PhD thesis).** The student is investigating new techniques in neutron dosimetry and evaluating their feasibility for practical applications, advantages and disadvantages. In 2020 the student carried out a Monte Carlo investigation on the response of fluorescent nuclear track detectors (FNTDs), which contributed to understand the detector energy response and capabilities. The student is expected to defend his PhD thesis in April 2021.

**Silvia Motta (PhD thesis).** Silvia Motta started a PhD in November 2020 with the goal of determining dose rate effects in luminescence dosimeters (including RPL dosimeters).

**David Breitenmoser (PhD thesis).** A PhD thesis with the goal to calibrate the RLL systems using radiation transport codes in combination with measurements of radionuclide sources was initiated. The PhD student, David Breitenmoser, started his work at PSI at September 1<sup>st</sup> 2020 under the supervision of Prof. Klaus Kirch (ETHZ, PSI).

**Paul Dutheil (PhD thesis).** Paul Dutheil started the electrochemistry project in November of 2020 in the Radioanalytical Group, working on topic 2b.

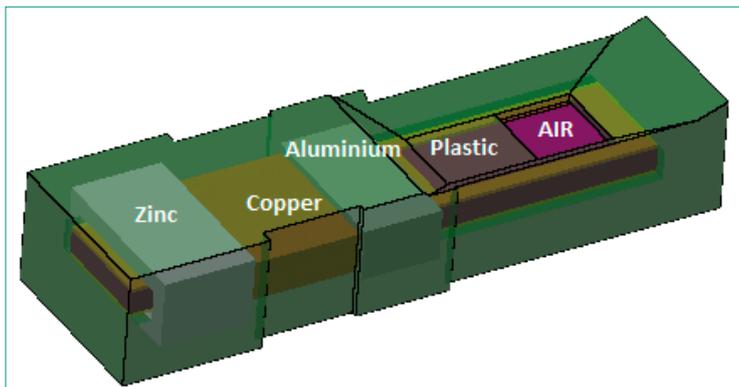


Figure 6: Fluka Monte Carlo model of the RPL glass dosimeter with the five filters.

His academic supervision is located at ETH Zürich with Prof. Christophe Copéret. He follows the former PhD student of the group, Anja Pregler.

**Anja Pregler (PhD thesis).** Anja Pregler successfully defended her thesis entitled «The fate of geogenic uranium in the environment – an example from the Swiss Plateau» in August 2020. She currently works at the laboratory of the Canton of Basel Stadt as group leader for radio-chemical analysis. Her new position validates and confirms the importance of R&D collaborations such as the one between ENSI and PSI, helping to educate the next generation of expertise in our field.

## National Cooperation

In this reporting period PSI experts collaborated with national institutes in the following areas: Federal Institute of Metrology (METAS) and Institut de radiophysique The Dosimetry Group is collaborating with METAS and IRA on the area of dose rate effects in luminescent dosimeters. Experiments are planned for 2021.

## International Cooperation

**EURADOS.** PSI collaborates with various EURADOS groups (Politecnico di Milano, CERN, ELI Beamlines) and are active within the EURADOS Working Groups.

**Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN), Institut Pluridisciplinaire Hubert CURIE (IPHC) and International Atomic Energy Agency (IAEA).** PSI collaborates with these three institutions in the field of radiophotoluminescence (RPL) dosimetry. In this reporting period we started the draft of a review paper on

RPL dosimetry, which is intended to collect and summarize the data and experience from the three institutions.

**ELI Beamlines, Czech Republic.** Experts from the Dosimetry Group are working actively with ELI experts on development of a complete Monte Carlo model of the RPL dosimeters.

**Deutsche Krebsforschungszentrum (DKFZ), Germany.** A collaboration between this institute and PSI has been established, focusing on applying the FNTD technology to measure secondary neutrons, generated in hadron-therapy fields. Additionally, inter-comparisons of Monte Carlo codes, simulating such secondary neutron fields, are ongoing.

## Publications

- *A. Stabilini, M. S. Akselrod, V. Fomenko, J. Harrison, and E. G. Yuki-hara.* Principal component analysis applied to neutron dosimetry based on PADC and FNTD detectors. *Radiat. Meas.*, submitted (2020).
- *E. G. Yuki-hara and F. Assenmacher.* Performance of a radiophotoluminescence (RPL) system in environmental and area monitoring. *Radiat. Meas.*, submitted (2020).
- *A. Stabilini, M. S. Akselrod, V. Fomenko, S. Greilich, J. Harrison and E. G. Yuki-hara.* «3D track reconstruction of neutron-induced recoil protons in fluorescent nuclear track detectors (FNTDs)». *Radiat. Meas.* 137, 106438 (2020).
- *E. G. Yuki-hara.* «A review on the OSL of BeO in light of recent discoveries: the missing piece of the puzzle?». *Radiat. Meas.* 134, 106291 (2020).
- *F. Assenmacher, E. Musto, E. G. Yuki-hara.* «Dosimetric Properties of an Environmental H\*(10) Dosemeter based on Radiophotoluminescence of Silver Doped Phosphate Glass». *Radiat. Meas.* 138, 106468 (2020).
- *E. G. Yuki-hara,* «TM-96-20-327: Dosimetric Properties of a H\*(10) Dosemeter based on Radiophotoluminescence of Silver Doped Phosphate Glass.» Paul Scherrer Institute (2020).
- *E. G. Yuki-hara.* «TM-96-20-330: Side by side comparison between RPL, TLDs and DIS detectors in environmental dosimetry». Paul Scherrer Institute (2020).
- *G. Butterweck, B. Bucher, L. Rybach, C. Poretti, S. Maillard, M. Schindler, B. Hofstetter-Boillat, S. Mayer, G. Scharding:* «Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss

Exercise ARM19», PSI-report 20-01, Paul Scherrer Institute (2020).

## References

- [1] *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 (2014).
- [2] *M. E. Jäggi, M. Rütthi, J. Eikenberg,* Fusion and chemical separation of Am, Pu and Sr from barite-concrete, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 322 (2019) 1279–1285.
- [3] *T. M. Semkow, A. Bari, P. P. Parekh, D. K. Haines, H. Gao, A. N. Bolden, K. S. Dahms, S. C. Scarpitta, R. E. Thern, S. Velazquez,* Experimental investigation of mass efficiency curve for alpha radioactivity counting using a gas-proportional detector, *Appl. Radiat. Isot.*, 60 (2004) 879-886.
- [4] ISO, Measurement of radioactivity – Alpha-, beta- and photon emitting radionuclides – Reference measurement standard specifications for the calibration of surface contamination monitors, International Organization for Standardization, 2020.

# Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection

Author and Co-author(s)	Irina Kempf & Uwe Schneider (supervisor)
Institution	Medical Physics Group of the University of Zurich
Address	Radiotherapy Hirslanden Clinic, Witellikerstrasse 40, 8032 Zürich
E-mail	irina.kempf@uzh.ch, uwe.schneider@uzh.ch
Duration of the Project	3 years

## ABSTRACT

In July 2020 a new PhD Project titled «Development of a nanodosimetric detector and biophysical models for its clinical application» was started with the support of ENSI. The aim of this project is to develop and characterize a portable nanodosimetric detector, which could lead to the development of a new concept of radiation quality based on measurable characteristics of particle tracks, such as ionisation cluster size distributions.

Electrostatic field simulations of the nanodosimetric detector were performed with *COMSOL Multiphysics* [1]. These simulations are the foundation for the next steps in creating detailed simulations of the electron avalanches within the dielectric plate holes based on Monte Carlo Algorithms developed at *CERN* in *Garfield++*.

The data acquisition system currently in use for the experiment lacks information about the signal pulses. Only the number of pulses per measurement window is counted at this time. Hence, the acquisition of a new system was analysed, and multiple solutions were tested and compared for the specific needs of this ex-

periment. The ADQ14DC-VG-USB by SP Devices [2] was found to be a good candidate for the experiment and could be acquired at the beginning of 2021. It will greatly improve the data acquisition process by adding more information, such as pulse height, width and overall shape to the measurements.

Different detector materials were studied for this nanodosimetric detector; however, an ideal radiation hard material remains to be found. Different firms were contacted and researched, and new ceramic dielectric plates were ordered by *Ceramdis GmbH* [3]. Multiple samples of ceramic plates with a range of different bulk resistivities were also obtained and are currently still being processed at the *Institute for Ceramics* in Madrid.

Overall, the first goals of this project were accomplished. In 2021 new materials arrive for testing and a new data acquisition system will be implemented. Electrostatic simulations of the electric field laid the foundation for future Monte Carlo simulations of the electron avalanches within the dielectric plates and will allow for a better understanding of the processes within the detector.

## Project goals

Conventional dosimetric quantities, like absolute dose, depend on macroscopic averages. Macroscopic dosimetric quantities become meaningless, if they are applied to microscopic volumes. If a microscopic volume has to be described, new dosimetric quantities must be introduced. Experimental nanodosimetry hopes to establish a new concept of radiation quality, which builds on measurable characteristics of the particle track, such as the ionisation cluster size distributions.

The idea of nanodosimetry is to measure the number of ionizations happening within a small volume. Because DNA is the radiosensitive target of a cell, we are interested in a volume approximating the DNA double helix, for example a cylinder with a diameter of some nanometres. The number of ionizations produced within such a volume is repeatedly measured and called the ionisation cluster size. This is a stochastic quantity, it can therefore be characterized by a probability distribution, the ionisation cluster size distribution (ICSD). The ICSD describes how the radiation interacts with the DNA on a nanometre scale. The problem of observing such events on a nanometric scale can be solved by the equivalence principle, which states that the spatial distribution of ionization events scales linearly with density. This means that instead of measuring microscopic volumes directly, macroscopic volumes of low-pressure gas can be used instead. Different types of low-pressure gas were analysed and compared to liquid water by simulations and measurements by Grosswendt et al. in 2002 [4]. Propane gas was shown to be a good approximation of liquid water due to its similar behaviour regarding mean cluster size. In summary: Nanodosimetry measures ionisation cluster size distributions formed in macroscopic volumes of low-pressure gas.

The nanodosimetric detectors currently available are unfit for clinical use, due to their large size.

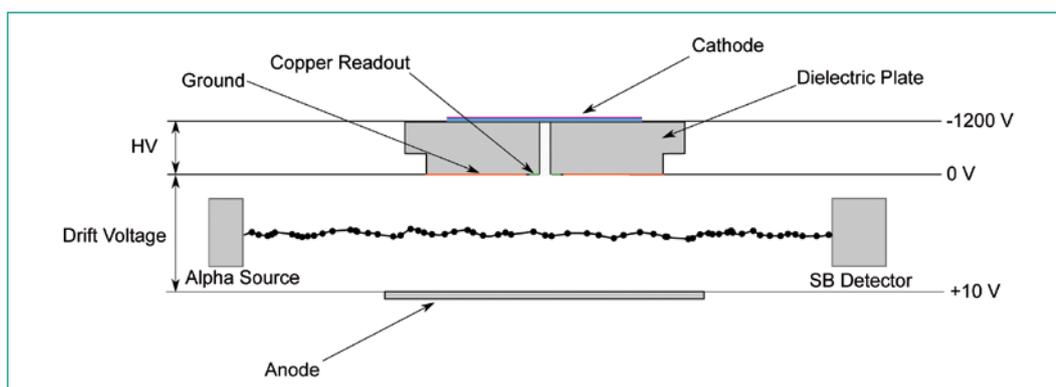
Hence the aim of this project is to develop and characterize a portable nanodosimeter. The nanodosimetric detector consists of a low-pressure chamber filled with propane gas, an alpha particle source and detector, as well as an anode and the heart of the detector is a dielectric plate connected to the cathode. Alpha particles emitted by the Am-241 source ionize the propane gas and are detected by the surface barrier detector. The ions travel along the electric field lines and some will be accelerated towards the dielectric plate due to the cathode voltage. The dielectric plate has a hole through which the ions will travel. Along their way they will be continuously accelerated by the high electric field and produce ion-impact ionizations. The produced electrons will be accelerated away from the cathode due to their negative charge. As they are accelerated by the electric field, they ionize the gas further and create an electron avalanche, which is detected on the copper readout pad at the bottom of the dielectric plate. A sketch of this setup can be seen in figure 1.

The broad aim of this thesis is to continue experimentally developing a nanodosimeter, analyse the clinical application of nanodosimetry and further the development of biophysical models. This project was started in July 2020 and the project goals for this year were the following:

### Simulation of electrostatic fields in a nanodosimeter

In order to get a better understanding of the physical process happening within the nanodosimetry detector, the electrostatic fields of the detector were simulated using the *COMSOL Multiphysics* Software ([1], Version 5.5). This software allows the user to create a model of the experimental geometry, on to which different interacting physics can be defined. For the purpose of this thesis electrostatic simulations of the electric field within the nanodosimeter were calculated.

**Figure 1:** Sketch of the nanodosimetric detector elements within the low-pressure gas chamber. The dotted line represents the ionizations of the propane gas molecules from the alpha particles.



## Automatization and Improvement of Data Acquisition System

The current detector setup still relies on NIM modules and only limited information about signal pulses is recorded. The shape of pulses is an important parameter, which is directly related to the electron avalanches within the detector. However, currently no information about the shape of pulses is registered, as they are converted to a boxed signal through the NIM modules. However, information such as pulse height, width and area could help to monitor and understand the detector more thoroughly. For this purpose, the acquisition of an improved and more automated data acquisition system was researched.

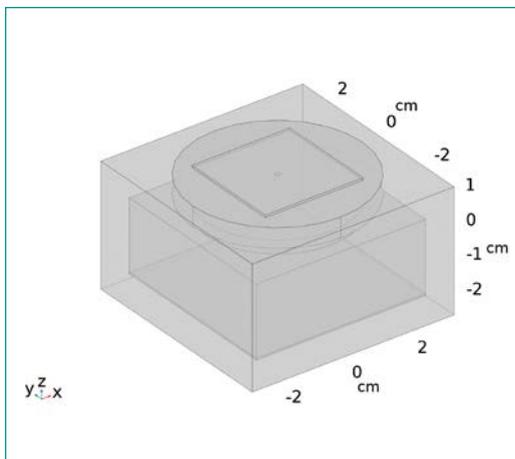
### Evaluation of different detector materials

In the past ceramic material by *Ceramdis GmBH* showed much potential and allowed the first measurements of ionisation cluster size distributions with a portable nanodosimeter, but due to ageing processes the ceramic detector is working at a much lower efficiency now. New materials could be more radiation hard and thus less affected by the experiment and should be tested.

## Work carried out and results obtained

### Simulation of electrostatic fields in a nanodosimeter

For the simulation of electrostatic fields within the detector in a first step the geometry was created with the CAD program from COMSOL itself. The region of interest for the Monte Carlo simulations, which will be performed based on the electrostatic field, is focused around the dielectric plate hole.



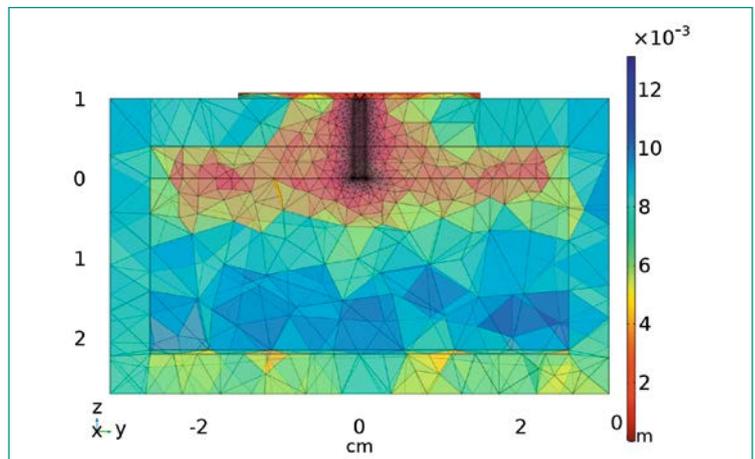
**Figure 2:** Visualization of geometry of simplified detector setup. The cathode is on top of the dielectric plate and the anode at the bottom of the chamber.

Hence a simplified design of the detector was chosen for the calculation of the electric field. Namely the alpha source and the silicon surface barrier detector, which detects the alpha particles, were not included. The simplified box was chosen to be the size of the anode, thus the electric field configuration resulting from the simplification should not be influenced. A sketch of this geometry can be seen in figure 2.

After creating the geometry and assigning materials to each geometrical part a mesh is created. The mesh plays an important role in how the model is solved, as it determines how the geometry is divided, the size and number of elements within the geometry and the element quality. The detector model has certain elements which are very small, for example the rim surrounding the dielectric plate hole which is only 20  $\mu\text{m}$  wide. But these details could play an important role in the simulations, as the rim is directly connected to the signal read out area at the center of the detector. As automated meshing can not cope with this level of detail the mesh had to be manually created step by step. The final mesh consists of very detailed meshing in the region of interest around the dielectric plate hole and a coarser mesh for the casing and rest of the detector, visualized in a color-coded manner in figure 3. Note how around the region of interest (dielectric plate hole) the meshing is much more refined.

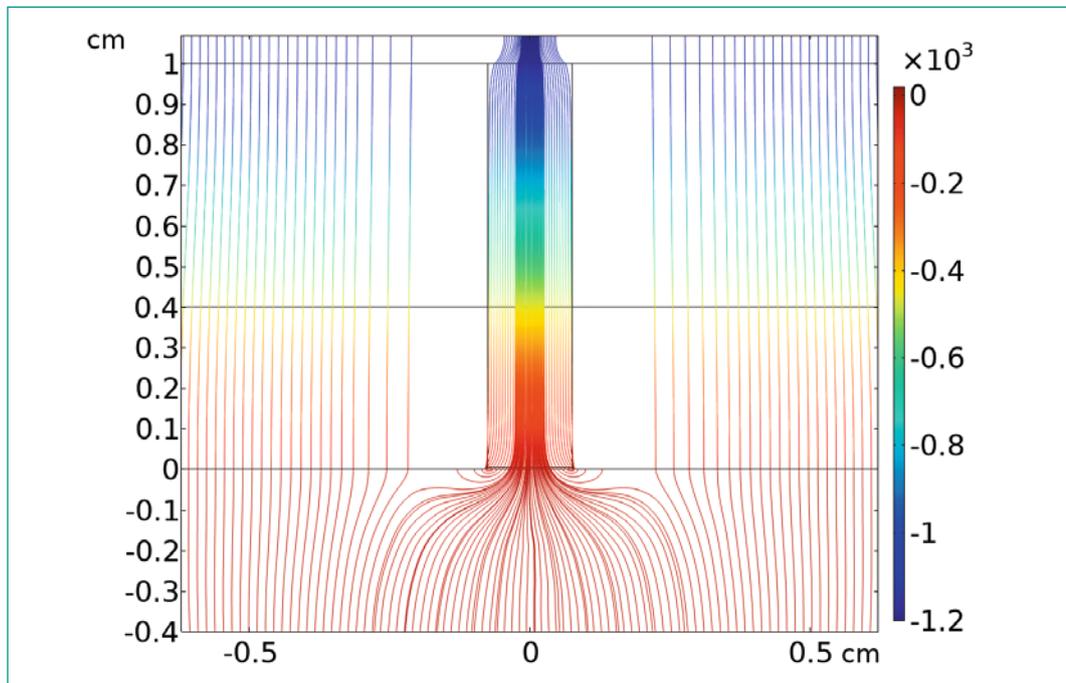
The last step in preparing the model was the assignment of physical parameters to the model. For this the cathode and anode voltages were fixed at their respective values, and remaining sections of the detector were grounded. Charge conservation was applied.

After creating the model, mesh, material assignment and assigning the relevant physical parame-



**Figure 3:** Mesh visualization of the detector geometry.

Figure 4:  
Streamline plot of  
the electric field.



ters the software can solve the model for obtaining an electric field. The electric field can best be visualized by using a stream plots, see figure 4. It is clearly visible how the electric field curves around at the bottom of the dielectric plate hole and lands on the signal read out area. The funnelling effect on captured ions can also be seen clearly.

The successful simulation of the electrostatic fields lays the groundwork for further studies. In a next step detailed Monte Carlo simulations of electron avalanches within the dielectric plate hole will be calculated using Garfield++, a programming tool developed by CERN [5]. Garfield++ is a toolkit for the detailed simulation of particle detectors based on ionisation measurements in gases. First results of these simulations are expected in 2021. The simulations could allow for a better understanding of the processes happening within the dielectric plate hole and could serve as a reference to the physical measurements.

#### Automatization and Improvement of Data Acquisition System

A major limitation of the current data acquisition system is the lack of information about the signal pulses, such as height, width and overall shape. Over the course of several months different data acquisition systems were tested and researched. Unfortunately, the requirements for the experiment are very specific, which is why many options had to be rejected. A common problem was the dead time of data acquisition systems, which

would result in missing signals and thus introduce a grave systematic error to our system.

No new data acquisition system has been acquired yet, however the ADQ14DC-4C-VG-USB by SP Devices [2] is looking very promising. It uses a field programmable array and a 1 GSPS sampling rate, resulting in a 1 ns resolution. Its software allows for immediate pulse detection and simple analysis of the pulse is already included. The software will have to be extended by additional programming to measure all parameters of interest. The device could be acquired, if deemed to be a match for our project, in the beginning of 2021.

#### Evaluation of different detector materials

As the ceramic detector by Ceramdis GmbH [3] showed good results in the past but the material has aged since, new versions of the same detector have been acquired and are expected to be delivered early 2021. In addition to the same THGEM as used in previous measurements, THGEMs of different hole diameters (1 mm, 1.5 mm and 2 mm) and of different thickness (1 cm and 1.5 cm) were ordered.

For the cathode material a different type of ceramic will be investigated in 2021 as well. These ceramic plates are currently processed at the Institute for Ceramics in Madrid and will cover a range of different bulk resistivities, ranging from  $10E07$  to  $10E11 \Omega \text{ cm}$ . In previous work by M. Casiraghi et al. an improvement of detector efficiency for lower cathode resistivity was observed, see Table 1 in [6].

## National Cooperation

This project is a cooperation between ENSI, University of Zurich and the Hirslanden clinic.

## International Cooperation

This project group is in contact with Volker Dandendorff from *Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB)* in Germany [7]. He is an expert for detector technology and has much experience with nanodosimetric detectors and is willing to support this project as a consultant for a range of detector development topics.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

In the first few months of this project several goals have already been accomplished:

- New materials were researched and will be available next year for testing.
- Different ceramic dielectric plates have been ordered to research how the detector depends on hole diameter and detector thickness.
- A data acquisition system suitable for this experiment has been found.
- Electrostatic simulations of the electric field have been performed successfully, thus enabling the continuation of the project with the Monte Carlo simulations of the electron avalanches within the detector.

In 2021 the new ceramic dielectric plates and different cathode materials will arrive and be tested thoroughly. In addition, a new data acquisition system will be implemented to add important information about the pulse shape to the measurements. The detector could be presented at the ANIMMA 2021 conference, if it does take place due to the Covid-19 situation.

## Publications

- A publication in the journal «Nuclear Instruments & Methods in Physics Research» titled «FIRE: A Compact Nanodosimeter Detector Based on Ion Amplification in Gas» has been submitted and is under review.
- An abstract for 7<sup>th</sup> international conference on Advancements in Nuclear Instrumentation

Measurement Methods and their Applications (ANIMMA 2021) has also been submitted.

## References

- [1] *COMSOL Multiphysics*. Mathematical Modeling Software. Corporate website: <https://www.comsol.com/> [Accessed 30.11.2020]
- [2] *SP Devices*. ADQ14 – multi-channel 14 bit digitizer. <https://www.spdevices.com/products/hardware/14-bit-digitizers/adq14> [Accessed 30.11.2020]
- [3] *Ceramdis GmbH*. Keramikwerkstoffe – Zirkonoxid <https://www.ceramdis.com/de/keramikwerkstoffe/Zirkonoxid> [Accessed 30.11.2020]
- [4] *Grosswendt, B. (2002)*. Formation of ionization clusters in nanometric structures of propane-based tissue-equivalent gas or liquid water by electrons and  $\alpha$ -particles. *Radiation and Environmental Biophysics*, 41(2), 103–112. <https://doi.org/10.1007/s00411-002-0155-6>
- [5] *Garfield++*, Toolkit for simulation of particle detectors by CERN. <https://garfieldpp.web.cern.ch/garfieldpp/> [Accessed 30.11.2020]
- [6] *Vasi, F., Casiraghi, M., Bashkirov, V., Giesen, U., & Schulte, R. W. (2016)*. Development of a single ion detector for radiation track structure studies. *Journal of Instrumentation*, 11(9). <https://doi.org/10.1088/1748-0221/11/09/C09021>
- [7] *Physikalische Technische Bundesanstalt PTB*. Arbeitsgruppe 6 Ionisierende Strahlung. <https://www.ptb.de/cms/ptb/fachabteilungen/abt6.html> [Accessed 23.02.2021]



# 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, C. Lange, B. Alber-Laukant, S. Tremmel, 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.ropfel@uni-bayreuth.de www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de
Duration of the Project	1 January 2019 to 31 December 2020

## ABSTRACT

The accurate determination of the temperature field inside of spent fuel assembly storage and transport casks, also named as dual-purpose casks (DPC), is crucial for safety. However, the simulation-based determination is very time-consuming when, for example, various casks with different loadings and possible positions have to be modelled. Within the scope of the current project, we have extended the approximate two-dimensional approach of Thermal Gap Conditions (TGC), which now allows the assessment of various three-dimensional finite element based DCP models. We have implemented the extended approach in the simulation tool Z88ENSI. Since, the existing code had to be refactored to a large extend, we have almost fully automated the workflow which increases the usability for the user. We were also able to implement the initial and handling position, besides the existing storage and transportation position of the DCPs. Verification with commercial software

shows sufficiently accurate results. Validation is still pending and planned to be completed within beginning of the year 2021.

## Project goals

This research project aims to develop further an independent and special-purpose simulation tool for the thermal evaluation of dual-purpose casks (DPC). Compared to standard general-purpose simulation software, the developed tool should accelerate the assessment of thermal and thermo-mechanical problems by means of implementing a procedure based on thermal gap conditions (TGC) and workflow automation. Furthermore, it should be possible to vary different geometric parameters in order to determine their influence on the temperature field. TGC map the thermal effects of gas-filled gaps on the finite element model of DCPs and is based on analytical equations. With the current state of TGC, it was only possible to investigate radial heat dissipation.

The project focuses on the implementation of a three-dimensional heat dissipation. For this purpose, the TGC approach needs to be expanded in order to map the influence of the axial gaps. In these axial gaps, analogous to the radial ones, all three heat transfer mechanisms can occur, which requires TGCs for conduction, convection and radiation. With a three-dimensional representation of DCPs, further positions of the inner cask within the outer one are possible besides the previously implemented transport and storage position. Therefore, an initial and a handling position shall be implemented. Furthermore, two additional functionalities expand the assessment options of the software tool.

The first one is the substitution of the cooling fins. Usually, cooling fins are on the outer surface of the DPC. They have some influence on the heat dissipation, but the simulative consideration is very elaborate. Therefore, an approach has to be developed in which only the thermal influence of the cooling fins is considered, which leads to a faster computation.

Second, a radiation boundary condition has to be implemented. To the current state, it is only possible to map a convective heat transfer from the cask to the environment and the heat flow due to a constant outer surface temperature.

As before, the enhanced software tool shall be able to derive mechanical stresses from the temperature field.

Besides new functionalities, the new approach shall be verified and validated. Verification is conducted by comparison of the computed temperature field with commercial software. The FEA model itself

shall be validated by experiments. Therefore, a suitable test bench needs to be set up.

In addition, a graphical user interface (GUI) should increase the usability of the software tool and a documentation have to be handed over upon delivery.

## Work carried out and results obtained

### Problem definition and motivation

The safe dissipation of the decay heat, which is generated by the spent fuel assemblies, is one of the four protection objectives, which have to be fulfilled by DPCs. [1] High temperature decreases durability and lead to thermal induced stresses in the components. In order not to endanger the integrity of a cask and to make handling easier, specified maximum temperature thresholds, have to be observed. The determination of temperature fields inside the DPC are usually carried out using numerical methods. However, the modelling and simulating the temperature field of a DCP is very time and resources consuming, especially the consideration of the gas-filled gaps inside. 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 also to a higher computational effort. Furthermore, the geometrical dimensions of these gaps are much smaller than the other dimensions of the cask. This requires a highly detailed mesh and thus increases the computational effort as well. However, those mostly helium-filled gaps cannot be neglected due to their insulating effect. In order to be able to carry out numerical simulations with reasonable effort, assumptions and simplifications to the model must be made.

However, idealizations in the DPC-context have to be conservative. The user has to assess the correctness of these and their influence on the heat dissipation. An independent special-purpose simulation tool enables a fast approximate but sufficiently accurate determination of the temperature field inside of DPCs. Furthermore, the user is able to vary parameters to determine their effect on the temperature field, which enables him or her to evaluate assumptions and idealizations to a given model.

### Overview, workflow and program sequence

The requirements of this project have made it necessary to revise the existing program code from the

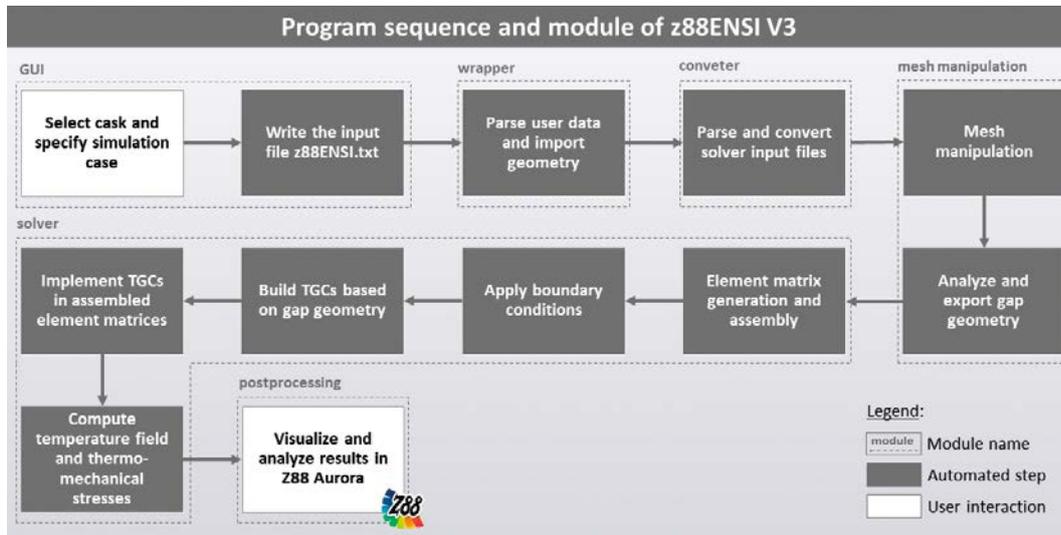


Figure 1: Program sequence of z88ensi V3

previous projects [2] [3] and to refactor large parts of the existing program. For example, the project team had to redesign and recode the mesh manipulation module because the existing, two-dimensional approach was not extendable. The same was applied to the GUI, the converter and parts of the solver. Overall, this led to a considerable amount of additional work that was not considered in the original project planning. However, the new design opened possibilities to further increase the usability, e.g. by automating the workflow to a large extent.

Figure 1 shows the user-side workflow and the program sequence. After starting z88ENSI V3, the GUI opens and the user compiles his use case systematically. He chooses, among other things, the cask type, the position of the inner into the outer cask, the occurring heat transport mechanisms, the thermal boundary conditions and the heat flows, which shall be considered. After starting the computation, the user does not need to intervene until the simulation is completed due to its large extent of automation.

First, the GUI writes automatically an input file z88iENSI.txt, which stores the user's settings and definitions. The wrapper module parses the input file and loads the cask's configuration from a text-file-based database. The converter module generates the input files for the solver. The mesh manipulation module creates the mesh according to the specified settings and enables the realization of different cask positions with varying geometric parameters. Finally, a solver generates element matrices, assembles them and incorporates boundary conditions and TGCs. When the calculation is finished, the user receives a message via the GUI. The

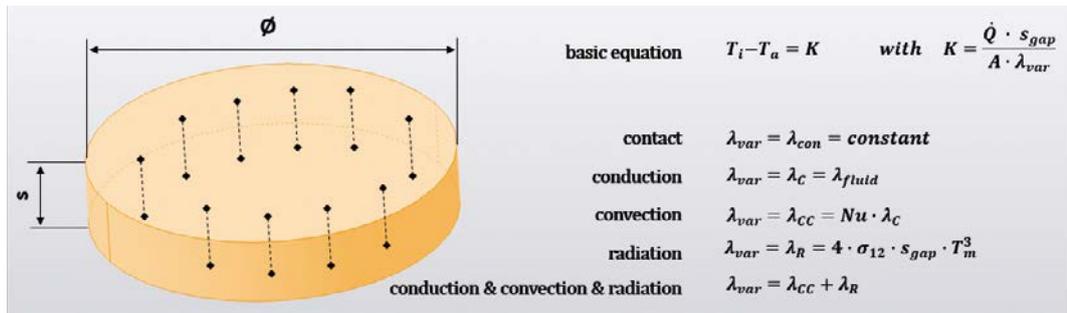
user can post-process and evaluate the results via Z88Aurora, a freeware FEA program developed by the Chair of Engineering Design and CAD at the University of Bayreuth.

As today, all program modules and the GUI are available in an alpha version. The automated part of the program is largely complete. The last missing part, the thermal radiation, will be implemented at the beginning of 2021. Using a minimal model, it was possible to prove its functionality. By means of comparative simulations with commercial software, the program was verified with a sufficient accuracy. An extract of the verification is presented in figure 6. The development of the GUI has also been completed. However, an optimization of the program modules is pending. In the following chapters, the current approach is explained in detail.

### Thermal gap conditions and cask positions

For the simulation tool, we have further developed the Finite-Element-Analysis (FEA) approach of [4] in which only the solid components are considered. The fuel assemblies are not taken into account as physical components, only their decay heat is placed on the shaft walls of the basket as a boundary condition. The idea for a fast estimation of the heat dissipation, with sufficient accuracy, is to develop specific 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 effort in meshing and in computation. In order to consider the thermal influence of the gaps, the analytical equations are formulated as node-to-node-cou-

**Figure 2:**  
Basic equations for integration, combinations of the heat transfer mechanisms and thermal contact



plings between the corresponding degrees of freedoms, the so-called thermal gap conditions (TGC), and integrated via the perturbed Lagrange multiplier method into the system of equations. Therefore, in the gap areas a structured mesh is required, so that the distance between a gap node pair is minimal. The basis equation for considering various heat transfer mechanisms is the analytical equation for pure heat conduction through a flat layer. The different heat transfer mechanisms and combination, which are shown in figure 1, are considered by manipulating the thermal conductivity  $\lambda_{var}$ . The index C corresponds to the thermal conductivity with pure thermal conduction, index CC is the combination of conduction and convection, index R is radiation and index CON symbolizes thermal contact. All combinations of heat transfer mechanisms shown in figure 2 were derived from [5] and [6]. They map the behavior of the different possible axial gaps in various positions.

Within the scope of the project, the initial and handling positions were added, in addition to the transport and storage position (figure 3). The starting point for each cask type is its initial position with a circumferential gap. The position of finite elements is manipulated in such a way, that the desired position is achieved. Since, TGCs require

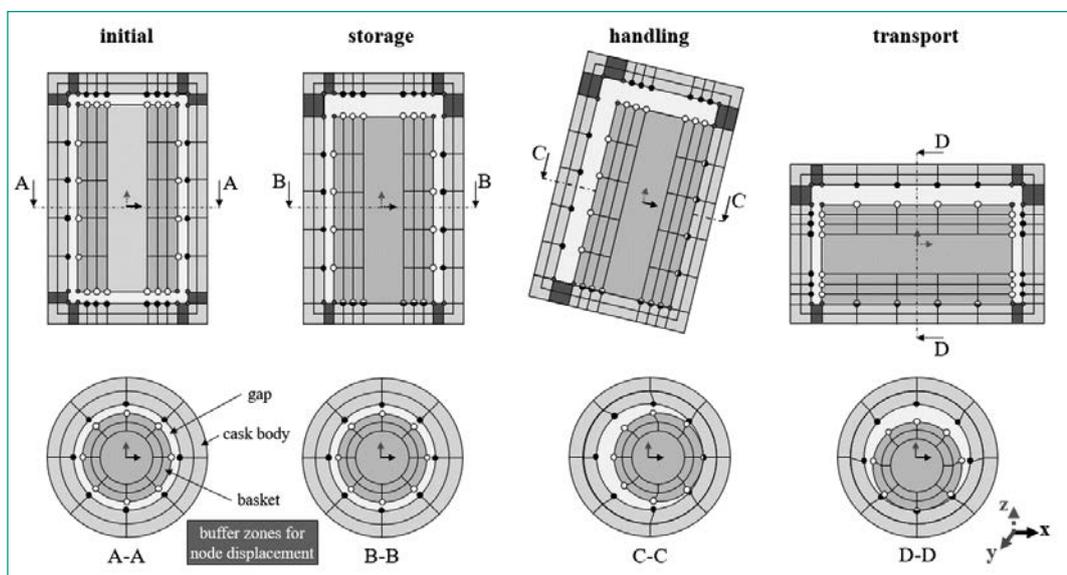
a node-to-node relationship with a minimal distance, the mesh manipulation module aligns the corresponding nodes on the outer cask accordingly. To prevent element penetration, buffer zones (indicated with dark grey in figure 3) are provided, which change their size depending on the extend of mesh manipulation. The variation of the gap widths is performed accordingly.

As already mentioned, the implementation of TGC for heat conduction and convection has finished, the implementation of radiation will follow at the beginning of 2021. Until delivery, the focus is now on the optimization of all program parts. In addition, extensive test calculations have to be carried out.

### Substitution of cooling fins

At project start time, convective heat transfer of a cask with a smooth surface could be considered. However, there are cooling fins on the surface of DPC, which ensure better heat dissipation to the environment. Since there is no active cooling of the DPC, this heat dissipation takes place through natural convection in combination with thermal radiation. Due to the low temperature difference between the surface and the environment, radiation is lower and often neglected. For this reason, the

**Figure 3:**  
Possible cask positions and schematic description of mesh



focus of the cooling fin substitution was on mapping the convective effects. Depending on the cask type, the cooling fins have different profiles, dimensions, orientation and their total number varies over the cask perimeter or height. To include as many variants as possible, rectangular fins were investigated.

We have developed an approach for substituting of cooling fins (figure 4): In the simulation model, the casks still have a smooth surface, but we manipulate the heat transfer coefficient in the area of the cooling fins. The calculation of the manipulated heat transfer coefficient  $\alpha_{sub}$  includes the heat transfer coefficient of the cooling fins  $\alpha_f$ , the fin efficiency  $\eta$  and the ratio of the surface with fins  $A_f$  to the smooth surface at the fin base  $A_s$ .  $Q$  stands for the convectively transferred heat,  $T_o$  for the surface temperature and  $T_\infty$  for the fluid temperature at an external distance from the surface. Its implementation is pending.

### Test Bench and Verification

We verify the axial thermal gap condition with experiments on a test bench. For the test bench many components of the previous project can be reused. The test bench represents a miniaturized and simplified T/S-cask in the storage position. Compared to real casks, the dimensions of the experimental setup are smaller. The test container is 409 mm long and has a maximum diameter of 250 mm. In contrast to the dimensions of the cask, the gap dimensions correspond to the real ones. Figure 5 shows on the left side the structure of the test

bench and on the right side a picture of the realized construction.

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).

In order to be able to readjust the heat transfer processes in real T/S-cask, a heating tape (7) generates the heat inside the test bench. The temperature is adjustable which allows measurements at different temperature levels. In the section view (figure 5 left), 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 was to measure the transported heat over this violet-marked gap, so that a successful

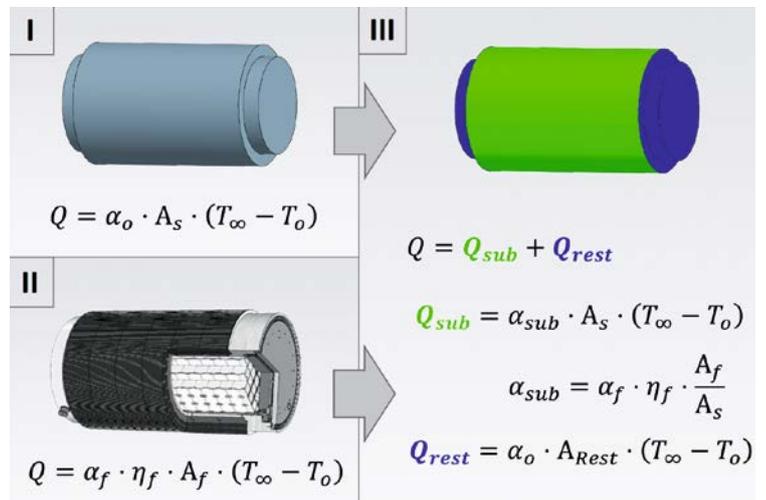


Figure 4: Approach for substitution of cooling fins.

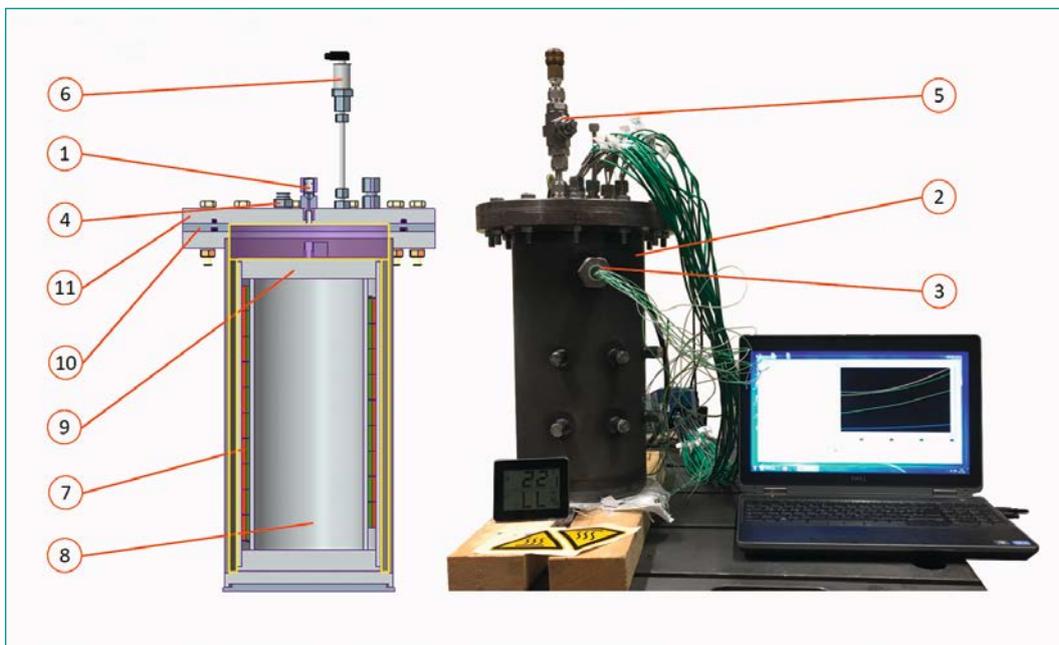
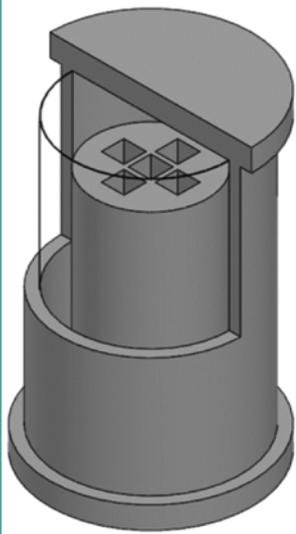


Figure 5: Approach for substitution of cooling fins.



heat transfer	gap		total maximum temperature			maximum surface temperature		
	axial (mm)	radial (mm)	Ansys (K)	z88ENSI (K)	deviation (%)	Ansys (K)	z88ENSI (K)	deviation (%)
conduction	20	10	378.18	377.44	0.20	368.71	371.71	-0.81
	20	7	374.05	372.16	0.51	367.23	366.18	0.29
	20	4	369.16	366.93	0.61	364.97	362.55	0.67
	7	10	369.97	372.68	-0.73	360.57	367.25	-1.82
	7	7	366.15	368.20	-0.56	359.16	362.60	-0.95
	7	4	361.06	362.72	-0.46	357.02	358.67	-0.46
conduction & convection	20	10	371.65	374.18	-0.67	362.20	369.44	-1.96
	20	7	367.27	370.60	-0.90	357.18	365.45	-2.26
	20	4	362.84	365.88	-0.83	356.69	361.91	-1.44
	7	10	369.89	371.18	-0.35	357.65	366.19	-2.33
	7	7	365.54	366.52	-0.27	356.54	361.55	-1.39
	7	4	361.14	361.07	0.02	355.36	358.00	-0.74

Figure 6: Minimal modell and results of the partial validation

verification of the simulation tool was possible. In order to be able to consider different axial gaps, a spacer ring (10) was manufactured. This makes it possible to investigate different axial gaps. The experimental setup can be filled with different gases in order to detect their influence on the heat dissipation.

The test bench is set up and the measuring device works. As soon as the thermal radiation is implemented, the verification of the program can be carried out using the bench tests.

#### Partial validation of z88ENSI V3

As the program is still under development, it will initially be partially validated. The program parts for heat conduction and convection are validated by means of comparative simulations with Ansys Workbench 19.2. The stationary thermal module and the fluent module were used.

The subject of comparison is a minimal model in the storage position, see figure 6. The outer cask is a hollow cylinder with an inner diameter of 70 mm and an inner height of 120 mm. The wall thickness of the cylindrical part is 5 mm, that of the top and bottom 10 mm. The outer cask has collars with an outer diameter of 90 mm and a height of 10 mm at the bottom and the top. The inner cask has an outer diameter of 50 mm and a height of 100 mm before mesh manipulation. The following thermal boundary conditions and material parameters are chosen: A total heat flow of 25 W is applied to all shaft walls of the five fuel assembly shafts. There is a convective boundary condition on all outer sur-

faces of the outer cask, with the exception of the floor surface. This surface is considered as adiabatic. The heat transfer coefficient is 10 W/m<sup>2</sup>K and the ambient temperature is 293.15 K. The thermal conductivity of both cask parts is 60.5 W/mK. The thermal conductivity for the fluid is 0.195 W/mK. The thermal contact has a thermal conductivity of 9000 W/mK.

The axial gaps of 20 mm and 7 mm in height in combination with radial gaps of 10 mm, 7 mm and 4 mm in width were examined. The validation is based on two temperatures, namely the total maximum temperature inside the cask and the maximum surface temperature of the outer cask. Figure 6 shows the simulation results from Ansys and z88ENSI. The relative deviations of the Ansys results in relation to the results of z88ENSI are also given.

In both cases, when considering pure thermal conduction and when combining thermal conduction and convection, the results between z88ENSI and the comparison simulations only differ in the low percentage range. The results indicate that the extended program delivers mostly somewhat higher results than the commercial solution. Basically, the comparison shows that z88ENSI delivers sufficiently accurate results when considering heat conduction and the combination of heat conduction and convection and that in a very short time. The calculation time for all shown cases was less than ten seconds.

The validation of the thermal radiation and the resulting combinations of the heat transfer mecha-

nisms is pending. Furthermore, it is also important to check whether the results for real casks show similarly small deviations.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

Most of the planned project content completed. Two additional cask positions, the ability to consider the axial heat flows and the substitution of the cooling fins expand the range of assessments of z88ENSI. The test bench has been set up. The results of the partial validation, considering heat conduction and heat conduction and convection, are promising.

Due to the corona pandemic and unforeseen changes in the existing code base, we were not able to complete the project by the end of 2020. We have to complete the following work packages for a successful project completion:

- Implementation of the thermal radiation
- Coordination of the program parts and extensive program test runs are still pending
- Write Documentation and delivery

## References

- [1] *International Atomic Energy Agency IAEA*, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material: Specific Safety Requirements, No. SSR-6, Wien 2018
- [2] *C. Dinkel, M. Frisch, R. Hackenschmidt, F. Rieg*: ENSI Erfahrungs- und Forschungsjahresbericht 2017, Brugg, 2017
- [3] *C. Dinkel, R. Hackenschmidt, F. Rieg*: ENSI Erfahrungs- und Forschungsjahresbericht 2018, Brugg, 2018
- [4] *C. Dinkel*, Integration analytischer Wärmeübertragungsberechnungsverfahren in das Finite-Elemente-System Z88 zur beschleunigten thermischen Bewertung von Transport- und Lagerbehältern für Brennelemente, Dissertation, Universität Bayreuth 2019
- [5] *Marek, R., Nitsche, K.*, Praxis der Wärmeübertragung, Carl Hanser, München 2019
- [6] *Verein Deutscher Ingenieure VDI*, VDI-Wärmeatlas, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg 2019



# 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
Address	Forschungsstrasse 111, 5232 Villingen PSI
Duration of the Project	September 2019 until September 2022

## ABSTRACT

Zirconium alloys are commonly used as cladding material for nuclear fuels. During the energy production phase in a reactor, hydrogen generated from the corrosion of the nuclear rods can diffuse into the metal. Depending on the temperature, hydrogen in zirconium alloys is stable in solid solution or forms a brittle secondary phase – zirconium hydrides.

Both hydrides and hydrogen in solid solution affect the mechanical performance of the cladding. Focus of this project, hydrogen in solid solution is expected to increase dislocation mobility by shielding the dislocation interaction with other types of defects by a mechanism known as hydrogen enhanced local plasticity (HELP). The HELP mechanism has been proposed in 1994 by H. K. Birnbaum and P. Sofronis for steels. Since then, the HELP mechanism has been confirmed by numerous mechanical experiments and atomistic simulations. However, most of the work has been focused on metals with face-centered (FCC) or body-centered cubic (BCC) crystallographic structure, and a complete understanding and description of the phenomena in Zr and hexagonal closed packed (HCP) metals in general is lacking.

The HELP effect in zirconium alloys is of relevance for the nuclear community (industry and regulators) as the conditions of temperature and hydrogen concentration required to activate this effect might be locally present during the operations of handling and transport required to transfer the spent nuclear fuel (SNF) between the various waste storage phases.

During the first phase of the project, the mechanical response of zirconium alloys in presence of hydrogen has been studied by high-temperature nanoindentation and high-temperature compression test experiments on Zry-4 and Zry-2 cladding materials. The results show indications of hydrogen-induced softening effects at temperatures above 150°C and at a hydrogen concentration of 200 wppm. Dislocation analysis by TEM and micro and macro-mechanical testing are envisaged to shed light on the phenomena.

## Project goals

In nuclear power generation, the high standards of safety required by the application and environmental concerns demands for an in depth analysis of the safety and integrity of the materials used to confine the radioactive material. The integrity of spent fuel rods must be guaranteed from the operation stage to the permanent underground repository. Particularly critical are the handling and transportation operations, where vibrations and accidents can cause higher-than-usual loads or fatigue damage leading to potential failures.

In Swiss reactors, zirconium alloys are used as cladding material to enclose the uranium-based fuel during the energy production phase and subsequent storage. Zirconium based alloys are chosen as cladding material because of their corrosion resistance (protective oxide layer), chemical and mechanical stability and low neutron absorption cross section (e.g. [1],[2],[3]).

During operation, the fuel cladding oxidizes on the waterside, leading to hydrogen uptake into the metal. Typical hydrogen concentrations in zirconium claddings found after operation vary between 250 wppm and 800 wppm depending on the time spent in the corrosive environment and burn-up ([4],[5]). Moreover, the hydrogen concentration can vary locally within the cladding between few wppm to 1500 wppm in presence of specific features (e.g. [6]).

Depending on the temperature, hydrogen in zirconium is stable as dissolved into the metal lattice (solid solution – SS) or in form of brittle precipitates (hydrides). In zirconium alloys for nuclear fuel cladding applications most of the research effort has been so far concentrated on the effect of hydrides. However, the temperature of the claddings can still exceed 200°C during the operations necessary to transfer the SNF assemblies from the reactor to the permanent underground repository (reactor to cooling pool, cooling pool to intermediate dry storage and dry storage to permanent underground repository) due to the residual decay process. At those temperatures, part of the hydrogen (20 wppm to 200 wppm) is stable in solid solution, affecting the mechanical performances of the material.

The effect of hydrogen in solid solution has been extensively studied in steels, where it is known to enhance dislocation mobility by a mechanism known as hydrogen enhanced local plasticity (HELP). The HELP effect has not been directly stud-

ied in zirconium. However, strong indications of HELP effect can be found in the results of high temperature experiments in presence of hydrogen, as summarized in image 1 and image 4.

Within the presented framework, the first goal of the HELP project is to identify the boundary conditions of temperature and hydrogen concentration necessary to produce the softening effect in zirconium alloys over other competitive mechanisms of hydrogen embrittlement. Second, the effect of the softening on fatigue performances must be evaluated in an effort to improve and guarantee the safety of spent nuclear fuel. Third, a deepening of the understanding of the HELP mechanism in hexagonal closed packed (HCP) metals would be of high interest for the scientific community.

## Work carried out and results obtained

During the first year of the HELP project, most of the research efforts have been concentrated on reaching the goal of determining the boundary conditions of hydrogen and temperature necessary to activate the HELP mechanism in zirconium alloys. With that aim, preliminary tests involving elevated temperature micro-hardness testing and creep tests have been performed on samples constituted of Zry-4 and Zry-2 cladding materials in presence of hydrogen.

Preliminary operations necessary for future fatigue experiments and in-situ TEM observations have been also carried on and will be finalized in the next years.

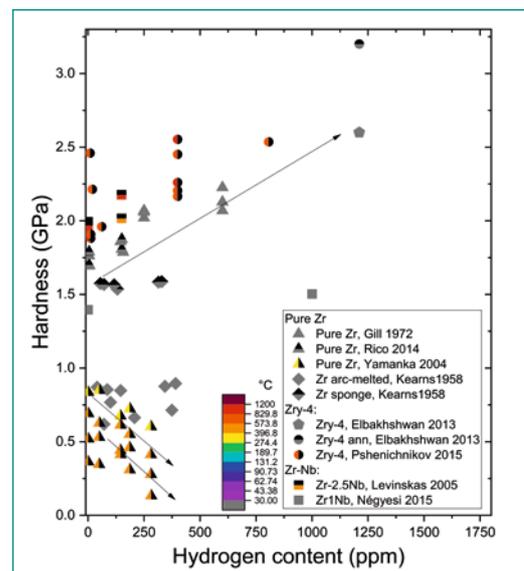


Image 1: Summary of high temperature hardness of zirconium alloys found in literature.

## Effect of hydrogen on Zircaloy hardness at elevated temperatures:

Vickers hardness and elastic modulus of Zry-4 material in presence of hydrogen at various temperatures have been obtained by nano indentation at ETH, in collaboration with the Laboratory for Nanometallurgy and Dr. Jeffrey M. Wheeler.

Nanoindentation is a semi-destructive technique that allows to assess the hardness of a material by measuring the indentation mark left on the material by a diamond tip of known geometry after applying a determined load. Nanoindentation has the advantage of being flexible regarding sample geometry, allowing to use either sheet material or tube specimens obtained directly from cladding material. As hardness is a direct measure of the plastic deformation behavior, it offers a good indication of the softening effect caused by the hydrogen in solid solution. The load and spacing between indentations can be adjusted in order to damage only a small area of the sample. Therefore, multiple sets of indentations at different temperatures can be acquired on the same sample, allowing testing many conditions within a reasonable time and with a limited consumption of material. Image 1 presents an overview of the hardness values that could be found in literature as of September 2020 [7]. In the figure, data coming from different publications is represented with different shapes, whereas the color represent the temperature at which the tests have been performed. Differences in tested material and methodology makes it difficult to compare directly data from different papers. However, hints of hardening effect caused by the hydrides and softening effect caused by hydrogen in solid solution can be observed by the decrease in hardness with increased hydrogen in solid solution at higher temperatures. Nanoindentation capabilities at elevated temperatures have developed considerably in the last years [8]. For the presented experiment, the Tescan Vega3 SEM with an Alemnis in-situ indenter equipped with Berkovich diamond indenter heated tip has been employed. The first experiments have been conducted comparing a sample of as-received (hydrogen free) material with a hydrogenated sample charged with 230 wppm. The tests have been conducted at temperatures of 25°C, 100°C, 200°C, 300°C and 400°C. Four to six data-points have been acquired for each temperature and material. As this study focuses on the material properties of the matrix material, the indents

can be relatively large. In the presented results, the indentation size varies approximately between ~6 µm for the measurements at room temperature to ~12 µm for the measurements at 400°C. This indentation size is comparable with the grain size estimated to be around 4 µm by EBSD analysis.

The results, plotted in image 2 and 3, show that the hardness of the hydrogenated sample at room temperature is higher than the hydrogen-free sample. At temperatures between 100°C and 200°C, the variation in hardness between the two materials is within the standard deviation of the measurements, whereas at a temperature higher than 300°C, the hydrogenated sample appears to be softer than the hydrogen-free sample. By analysing the scattered plot of the hydrogenated samples it is possible to observe the presence of distinct data clusters: the clusters with higher hardness can be attributed to the presence of hydrides within the plastic zone affected by the indentation, whereas the cluster presenting lower hardness values can be attributed to the mechanical response of the matrix material.

Consistent with the «clusters» interpretation, the hardness of the matrix of the hydrogenated sample at room temperature lays within the standard deviation of the hardness of the reference material, as no hydrogen is present in solid solution at those test conditions. As the temperature increases, the

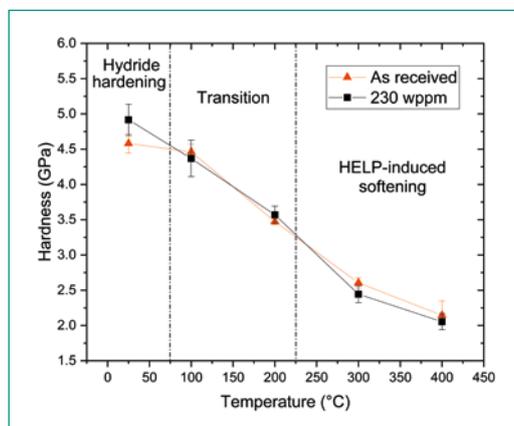


Image 2: Hardness measurements obtained experimentally as function of temperature.

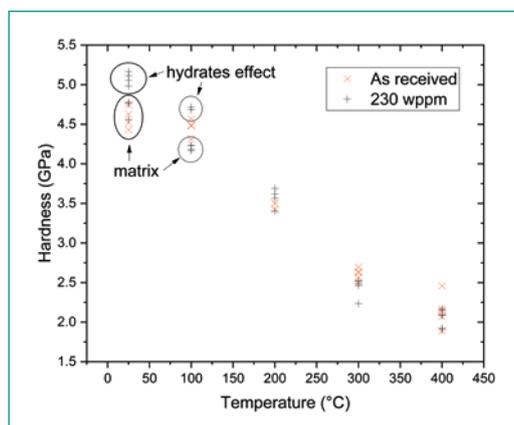


Image 3: Hardness measurements as function of temperature, with highlighted the «clusters» corresponding to hydrides and matrix material.

hardness of the matrix material in the hydrogenated sample becomes progressively softer than the reference material, consistently with the increased effect of hydrogen in solid solution. At temperatures above 300 °C, it is not possible to identify a cluster corresponding to the hydrides, as the majority of hydrogen is stable in solid solution. At 400 °C, the hardness values of hydrogenated and reference material converge. This effect could be due to the loss of hydrogen in the high vacuum and high temperature conditions at which the samples have been subjected during the test (under investigation).

### Effect of hydrogen on Zircaloy stiffness at elevated temperatures:

The elastic modulus of different types of Zircaloy as recorded from different data sources have been combined in image 4 [7]. Some of the data have been acquired by tensile testing, others by unloading curve of nanoindentation experiments. The effect of the alloy and testing method seems to be minor. Increasing temperature causes decrease in Young's modulus, whereas hydrogen generally causes decrease in Young's modulus, at any temperature and H concentration. Some sources indicate slight increase in Young's modulus for low H concentrations at  $T < 300$  °C, however, all the sources agree that hydrogen in solid solution cause a general decrease in Young's modulus.

The experimental measurement of stiffness obtained by high temperature nanoindentation are plotted in image 4. The results are within the expected values from literature. From the measurements, the 230 wppm of hydrogen cause a

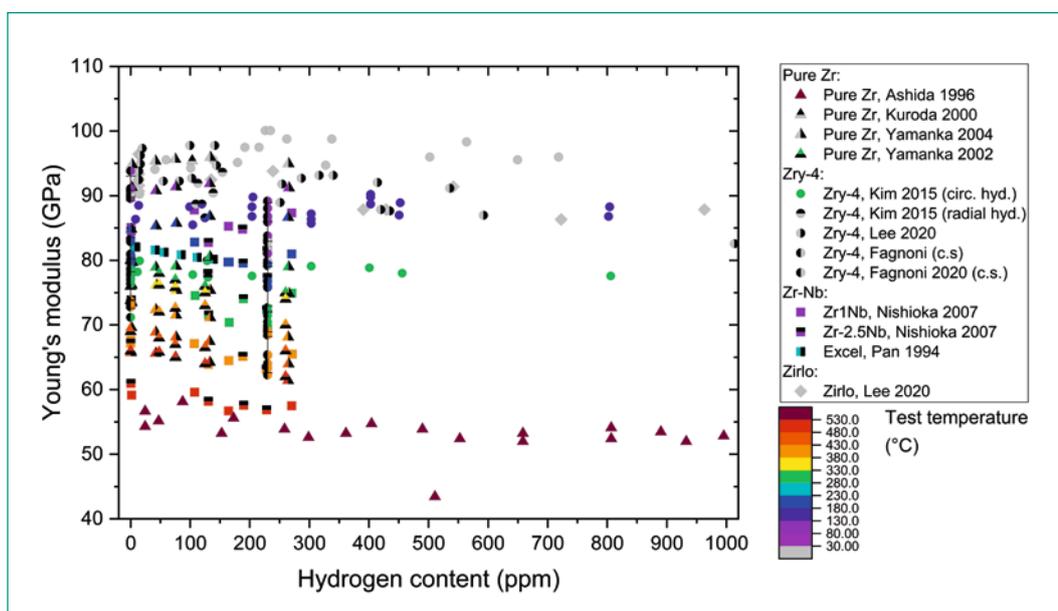
decrease in Young's modulus of about ~10 GPa regardless of the test temperature. The anomaly at 100 °C cannot be explained and is currently under investigation. Data at 300 °C and 400 °C shows a clear distinction between as-received and hydrogenated material. No evidences of degassing is there therefore evident from this test.

### Effect on creep

Hydrides are known to stiffen the metal leading to a reduced secondary creep rate. In contrast, hydrogen in solution can lead to an acceleration of creep, explainable by the presence of HELP effect [9],[10]. Increased plasticity does not occur in all cases and may be dependent on the degree of cold work of the metal [11].

Creep tests in literature have been performed mainly considering hydrogen concentrations and temperatures which should lead to a clear effect, i.e. at temperatures above 300 °C and hydrogen contents above 100 wppm. As an example, Mallipudi *et al.* [10] in their study highlighted how low hydrogen in solid solution causes an increased creep rate, while hydrides hinder the creep strain. The point of tendency inversion depends on the test temperature (compatible with the increased solubility of hydrogen) and on applied stresses (lower stresses cause relatively higher plasticity). Publications about fatigue tests of zirconium alloys at temperatures lower than 300 °C and hydrogen concentrations lower than 100 wppm could not be found. However, these conditions are not excluded for transportation of used fuel to an interim storage facility and could manifest a stronger HELP effect.

**Image 4:**  
Summary of high temperature Young's modulus of various zirconium alloys found in literature, combined with the results obtained from the unloading curve of the nanoindentation test performed



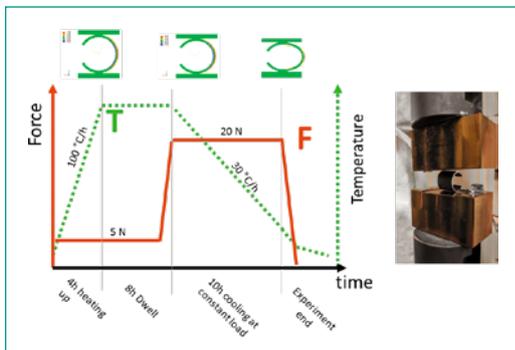
Conventionally, creep tests are performed on standard specimens at constant load and temperature. In the designed experiment a non-standard approach has been adopted, consisting in compressing a C-shaped sample obtained directly from a nuclear fuel cladding tube at constant load while slowly varying the temperature. This approach allows to test directly the cladding samples similar to the ones used in the application. By testing at different temperatures, it is possible to obtain a map of the conditions necessary to activate the HELP effect on creep.

For the thermo-mechanical loading of the C-shaped samples, a universal tensile machine MTS Insight equipped with electric furnace has been used at PSI. The C-shaped samples have been mounted using custom-made steel blocks with a small groove to accommodate the sample without slipping. The temperature have been monitored continuously during the test using a thermo-couple spot-welded on the sample-holder.

As illustrated in image 5, a pre-load of 5 N is applied at the start of the test to keep the sample in place. The temperature is then raised to the target temperature of 400°C with a heating rate of 100°C/h, followed by 8 h of dwell time. Once the hold time is over, the load of 20 N is applied and the controlled slow cooling begins. A cooling rate

of 30°C/h is applied until the temperature of 100°C is reached. At 100°C the test is considered ended, the load is released and temperature lowered at the natural furnace cooling rate until room temperature.

A basic FEM model has been developed to understand the stress distribution within the sample. Cladding tubes of Zry-2 have been used for this experiment. Three hydrogen free (as received – AR) samples and three samples hydrogenated at 200 wppm (Hyd) have been used. The test gave highly consistent results, with only minor differences between homologues samples. The difference in creep rate between the as-received sample and the hydrogenated sample as function of the temperature is plotted in image 6. It is possible to identify a clear softening effect at temperatures between 150°C and 350°C, with the strongest effect at 230°C. At temperatures lower than 150°C, the hardening effect due to the hydrides becomes dominant causing a lower creep rate for the hydrogenated sample compared to the hydrogen-free one.



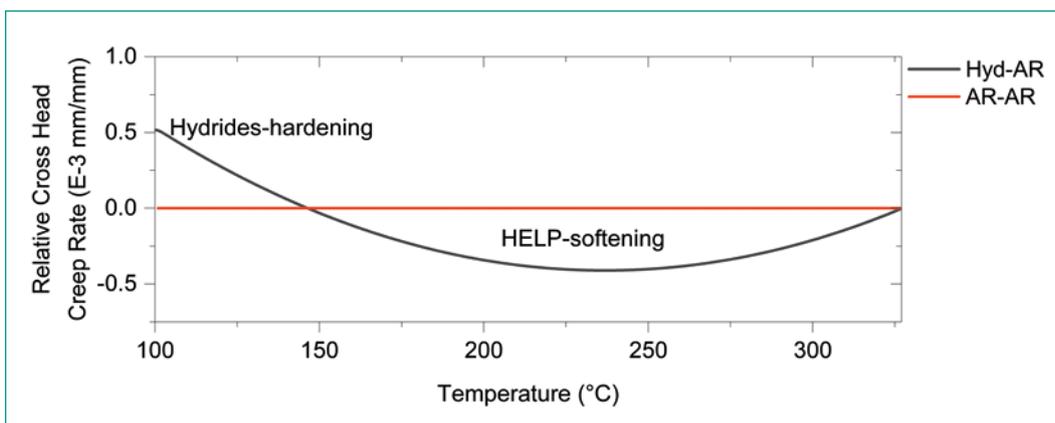
**Image 5:** Schematic overview of temperature and pressure cycle during the experiment and C-shaped sample setup inside the machine.

## National Cooperation

The presented results have been obtained at PSI and ETH laboratories, in collaboration with many scientist, fellow Phd students and technicians that greatly supported the HELP project. Among many, I would like to cite:

### ETH Zürich:

- Prof. Dr. Ralph Spolenak and Dr. Jeffrey M. Wheeler, Laboratory for Nanometallurgy, Department of Materials (D-MATL); high temperature nanoindentation experiments;
- Prof. Dr. Jörg. F. Löffler and Christian Wegmann, Laboratory of Metal Physics and Technology, D-MATL; Hydrogen measurements of non-active samples;



**Image 6:** Relative cross-head creep rate in function of the temperature for hydrogen-free and hydrogen-rich cladding samples.

- *Dr. Robin Schäublin, Dr. Marc Willinger and Dr. Alla Sologubenko*, Scientific Center for Optical and Electron Microscopy (ScopeM), D-MATL; high-resolution SEM/TEM and in-situ TEM experiments;

#### **Paul Scherrer Institut (PSI):**

- *Prof. Dr. Philippe Spätig*, Laboratory of Nuclear Material (LNM/NES); nanoindentation 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**

During the year 2020 in-person international collaboration has been difficult. However, HELP project has been presented in the framework of three prestigious international collaboration programs, sparking good interest and scientific discussion. Collaborations with Manchester University, Idaho National Laboratory and the Czech Academy of Sciences have been initiated.

#### **Involvement in the following international projects/meetings:**

- Mechanistic understanding of Irradiation Damage in fuel Assemblies (MIDAS);
- European Technical Safety Organization Network Junior Staff Programme (ETSON JSP);
- Workshop on Safety of Extended Dry Storage of Spent Nuclear Fuel (SEDS).

#### **Collaborations with international universities and institutions:**

- University of Manchester (UK): *Prof. Michael Preuss and Oliver Buxton*; metallographic sample preparation and SEM/EBSD analyses of zirconium alloys;
- Idaho National Laboratory, INL (USA): *Dr. Mahmut Cinbiz and David W. Kamerman*, possible usage of NSUF (National Science User Facilities) in-situ TEM;
- Czech Academy of Sciences, Institute of Physics of Materials (CZ): *Prof. Roman Gröger and Jakob Holzer*, collaboration on electron microscopy and EBSD analysis.

## **Assessment 2020 and Perspectives for 2021**

During the first year of the PhD project, different possibilities have been explored with regard to increased-temperature mechanical testing of hydrogenated zirconium samples and imaging possibilities. A reliable process of sample production (hydrogen charging and surface preparation) have been developed and refined, and different sample geometries and testing methodologies have been tested.

In order to fully understand and study the HELP effect in Zr alloys and meet the project goals, a multi-scale approach is deemed 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, macro-mechanical tests are needed to clarify the boundary conditions necessary to activate the help effect in conditions close to the real-life application.

The preliminary results obtained by high-temperature nanoindentation experiments showed clear indications of hydrogen induced softening at temperatures above 150 °C. However, the experimental setup needs to be improved to take into account the degassing of the sample that possibly occurs under the testing conditions. Preliminary creep experiments also showed an increased plasticity effect due to hydrogen in solid solution over a certain temperature.

The deformation rate is an important factor for the type of dislocation motion activated. A study of the strain rate sensitivity of the zirconium cladding material in presence of hydrogen at various temperatures would be important in understanding better the conditions necessary to observe the HELP effect. Information about the strain rate sensitivity can be obtained by instrumented nanoindentation varying the deformation speed during the indentation and recording the response of the material (strain rate jumps analysis), that are envisaged as a next step.

Following the results from the nanoindentation, fatigue experiments can be designed with regard to stress amplitude and frequency, temperature and hydrogen concentration, to induce fracturing by plasticity, and are foreseen to take place in the second semester of the second year. In-situ experiments using the SINQ neutron source as one of PSI's large-scale facilities and environmental TEM at ETH Zurich (JEOL Grand ARM) would allow a

better atomistic understanding of the mechanism at hand and is foreseen as a possible step in the second and third years of the project.

## Publications

Conference and workshops attended during 2020:

- GRS Workshop on Safety of Extended Dry Storage of Spent Nuclear Fuel, June 2020 (oral presentation);
- KLA Nanomechanical testing conference, July 2020 (attendance);
- MIDAS/MUZIC Meeting, September 2020 (attendance);
- The Nuclear Materials conference (NuMat 2020), October 2020 (poster presentation).

Publication as first and second author in the following journals is foreseen within the next calendar year:

- Hydrogen quantification in zirconium alloy cladding with inner liner using high-resolution neutron radiography, in preparation and to be submitted to Journal of Nuclear Materials.
- Hydrides precipitation in zirconium alloys with liner using C-shape samples, in preparation and to be submitted to the Journal of Nuclear Materials.

## References

- [1] *Vicente Alvarez, M. A., et al.*, Hydride reorientation in Zr2.5Nb studied by synchrotron X-ray diffraction. *Acta Materialia*, 2012. 60(20): p. 6892–6906.
- [2] *Kiran Kumar, N. A. P. and J. A. Szpunar*, EBSD studies on microstructure and crystallographic orientation of  $\delta$ -hydrides in Zircaloy-4, Zr-1% Nb and Zr-2.5% Nb. *Materials Science and Engineering: A*, 2011. 528(21): p. 6366–6374.
- [3] *Qin, W., et al.*, Intergranular  $\delta$ -hydride nucleation and orientation in zirconium alloys. *Acta Materialia*, 2011. 59(18): p. 7010–7021.
- [4] *Kim, J., et al.*, A study on the initial characteristics of domestic spent nuclear fuels for long term dry storage. *Nuclear Engineering and Technology*, 2013. 45(3): p. 377–384.
- [5] *Motta, A. T., et al.*, Hydrogen in zirconium alloys: A review. *Journal of Nuclear Materials*, 2019. 518: p. 440–460.
- [6] *Gong, W., et al.*, Hydrogen diffusion and precipitation in duplex zirconium nuclear fuel cladding quantified by high-resolution neutron imaging. *Journal of Nuclear Materials*, 2019. 526: p. 151–175.
- [7] *Fagnoni, F.*, A review on high temperature mechanical properties of zirconium alloys as influenced by hydrogen. PSI internal note, 2020.
- [8] *Wheeler, J. M., et al.*, High temperature nanoindentation: The state of the art and future challenges. *Current Opinion in Solid State and Materials Science*, 2015. 19(6): p. 354–366.
- [9] *Suman, S., et al.*, Effects of hydrogen on thermal creep behaviour of Zircaloy fuel cladding. *Journal of Nuclear Materials*, 2018. 498: p. 20–32.
- [10] *Mallipudi, V., S. Valance, and J. Bertsch*, Mezzo-scale analysis of the creep behavior of hydrogenated Zircaloy-4. *Mechanics of Materials*, 2012. 51: p. 15–28.
- [11] *Bouffioux, P. and N. Rupa*, Impact of Hydrogen on Plasticity and Creep of Unirradiated Zircaloy-4 Cladding Tubes, G.P. Sabol and G.D. Moan, Editors. 2000, ASTM International: West Conshohocken, PA. p. 399–422.



## Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-011-17

Author und Co-author(s)	P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov, H. Ferroukhi
Institution	Paul Scherrer Institut
Address	Forschungsstrasse 111, 5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address	056 310 2679, Piotr.Konarski@psi.ch, <a href="http://www.psi.ch/stars">http://www.psi.ch/stars</a>
Duration of the Project	1.11.2019 – 31.10.2022

### ABSTRACT

During 2020, several goals of DRYstars were achieved. First, a literature survey on dry storage modelling was performed and summarized in a form of a journal paper. The manuscript describes several points. Among other things, the main phenomena challenging the fuel rod integrity during dry storage as well as the numerical models aimed at representing these, are discussed. Moreover, the most recent or currently ongoing experimental efforts that could support dry storage modelling in the future are described. The paper also reviews approaches to dry storage modelling chosen by different countries.

Another accomplished goal was the assessment of the base capabilities of the fuel performance code Falcon. Careful analysis of the available models in the code showed that most of these can be applied to dry storage simulations. In that context, cladding creep modelling was identified as a critical element. Therefore, creep models were developed and calibrated to simulate the cladding behaviour for in-reactor conditions, noting that these differ significantly from those expected in dry storage. In addition, it was found that Falcon does not currently have capabilities to model important phenomena related to helium and hydrogen behaviour.

The basic applicability of Falcon to dry storage simulations was confirmed in the benchmark for dry storage organized by GRS where Falcon was compared to several other fuel codes, some of them more adjusted to dry storage conditions. The results obtained with Falcon were satisfying which proves that Falcon is a good foundation for future developments related to dry storage.

To enlarge the Falcon capabilities, development and validation of new models relevant for storage conditions was launched. First, two new creep models were implemented. Both are dedicated to dry storage and were successfully validated against available experimental data. Secondly, correlations describing helium-induced fuel swelling were implemented. The safety relevance of this phenomenon has not been indicated from the experience on real dry storage accumulated so far but it has been observed in numerous out-of-pile experiments. Such swelling correlations could therefore be used in the future for the purpose of conservative cladding strain studies.

Regarding new Falcon capabilities, the most recent developments have been focused on hydrogen behaviour. It must be recalled that several different cladding materials are used in

the Swiss reactors. All of these require separate models but currently, only models for claddings without liners such as Zircaloy-4 or M5

are available in Falcon. Thereby, developments towards adding new cladding models was launched.

## Project goals

The DRYstars research collaboration with ENSI aims at the assessment of state-of-the-art fuel performance codes along with the development of advanced modelling capabilities for best-estimate simulations and safety assessments of used nuclear fuel during dry storage operation.

For 2020, the project objectives were as follows.

- Conduct and complete a literature review of dry storage fuel modelling.
- Assess the Falcon base capabilities for representative fuel rods operated in the Swiss reactors.
- Participate in an international benchmark on fuel analyses for dry storage.

## Topical Review

An extensive literature review concerning dry storage modelling was conducted. This activity was aimed at providing an overview of dry storage in general and the work done by the international community in particular and to prioritize and support future work in the framework of DRYstars.

An important outcome of the literature survey is the identification of effects and parameters important for dry storage. The rod integrity in storage conditions can be challenged by phenomena associated to hydrogen behaviour such as delayed hydride cracking. However, to properly assess this degradation mechanism, it is necessary to study an entire chain of phenomena affecting it. This includes phenomena related to helium behaviour and cladding thermo-mechanics. All these phenomena and associated dependencies are illustrated in Figure 1.

The literature review pointed out several experiments that could help to understand phenomena occurring in dry storage. Among them, it is worth to mention the one carried out by KAERI [1]. This

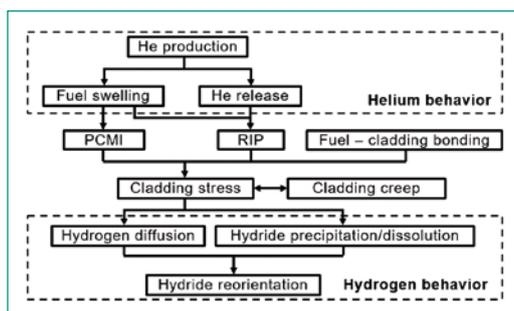
experiment will provide information on the impact of very slow cooling rates on the cladding mechanical behaviour.

An important point of the topical review was the identification of Swiss relevant issues. The burnups reached in the Swiss reactors are among the highest in the world. This can be associated with, for instance, high fission gas release or high hydrogen uptake that could jeopardize the cladding integrity during storage. Another Swiss specific issue is the usage of several different types of claddings. These do not all exhibit the same behaviour in dry storage and require thus separate models. The last issue relevant for Switzerland is the W2D2W transport procedure (Wet to Dry to Wet) at KKG, which can be regarded as an additional thermal cycle that could potentially lead to reorientation of hydrides. Dry storage simulations are complex and cannot be performed solely with a fuel performance code. Although such codes can model multi-physics to some extent, precise prediction of certain parameters and phenomena like decay heat or heat transfer inside a cask requires dedicated software. Core-wide neutronics codes together with thermo-hydraulics or CFD models can provide high fidelity boundary conditions for fuel behaviour modelling. Such calculation chains have been developed by several countries and are also being developed within STARS. This part of the literature review gives thus valuable guidance on how to proceed with Swiss dry storage simulations.

## Assessment of Falcon Current Capabilities

The assessment of Falcon's basic capabilities started in 2019 and was completed in 2020. The models available in Falcon have been reviewed and analysed with respect to their applicability to dry storage. It is concluded that most of the models are suitable and can be used to study fuel behaviour in storage conditions. However, the cladding creep models constitute a main concern. Falcon has several creep models but all of these are dedicated to in-reactor conditions. The default one, proposed by Limbäck and Anderson, was therefore validated against experimental data representing dry storage conditions. The comparison is shown in Figure 2. As can be seen, the Limbäck and Anderson

**Figure 1:**  
Phenomena important  
in dry storage.



creep law correctly predicts the creep strain value of a fresh cladding sample (top left figure) but it fails to predict the behaviour of irradiated samples. The creep strain of the samples that were operated 2 or more cycles in a commercial reactor is visibly overpredicted, whereas for the sample with only 1 cycle irradiation, the creep value is significantly underpredicted. This shows that the Falcon's default creep model cannot be applied to dry storage conditions and a new model needs to be implemented.

Other phenomena, potentially important in dry storage, cannot be modelled with the basic version of Falcon. The literature review has for instance shown that helium and hydrogen behaviour can have a non-negligible effect on the rod integrity during storage. Helium is constantly produced in spent nuclear fuel via alpha decays of actinides. Its behaviour in extended storage conditions has received a lot of attention and been experimentally and numerically studied by different research organizations. Helium can affect the rod behaviour in two ways. First, it can be released to the rod free volume and increase the rod internal pressure. Second, alpha decays cause fuel lattice swelling which may lead to the gap closure or decrease the rod free volume. While the helium release in dry storage conditions can be questioned, it has been concluded that helium-induced fuel swelling and its impact on the rod behaviour deserves more detailed analyses.

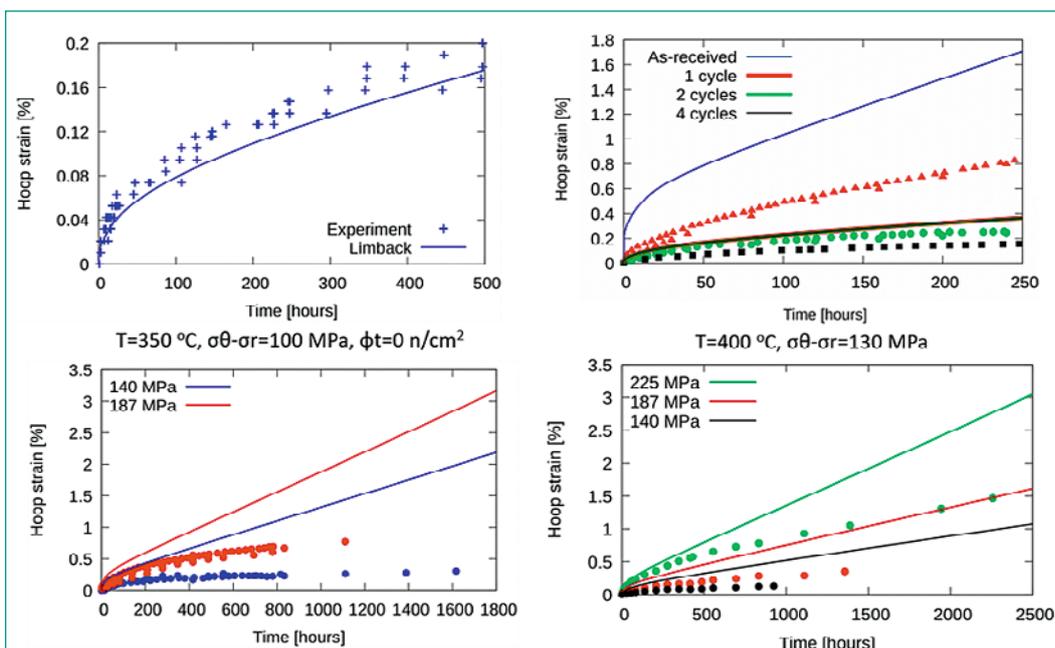
The last types of models lacking in Falcon are those related to hydrogen behaviour. Phenomena associated with hydrogen can lead to cladding embrittlement which consequently increases the risk

of mechanical properties degradation and could in extreme cases lead to rod failure. Hydrogen transport, precipitation and dissolution models for standard claddings like Zircaloy-4 or M5 are available in the literature and could be implemented in Falcon or used as stand-alone routines simulating the hydrogen behaviour based on the output from Falcon. However, models for hydrogen behaviour in duplex or liner claddings, widely used in the Swiss reactors, are not available and need to be developed.

### Participation in the benchmark for dry storage

During 2020, PSI participated in the benchmark for dry storage organized by GRS [2]. The main objective of this exercise was to compare different codes intended to model the spent fuel behaviour in dry storage conditions. The benchmark scenario takes into account the base irradiation, 5 years of wet storage and 95 years of dry storage. The power history, decay heat and cladding outer surface temperatures during storage were provided as boundary conditions. As requested by GRS, the behaviour of two different PWR fuel rods was studied. Both had the same burnup of 67 GWd/t<sub>0</sub>. The first rod is a central rod of a central fuel assembly loaded in the cask and the second one is a corner rod of a central fuel assembly. The numerical tool used by PSI to participate was the original version of Falcon V1 without any modifications.

The benchmark results presented by GRS revealed that the rod behaviour in dry storage predicted by Falcon was in satisfactory agreement with other codes, including e.g. FRAPCON-xt used by CIEMAT and which has been subject to substantially more



**Figure 2:** Cladding hoop creep calculated by Falcon (solid lines) compared to the experimental measurements (points). The corresponding experimental conditions are given below each figure.

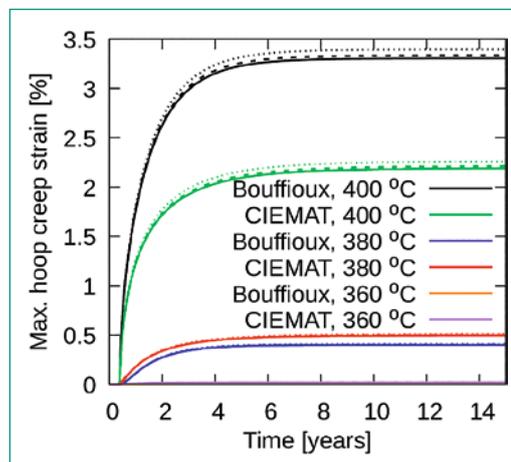
adjustments for dry storage analyses. This provides thus confidence that Falcon is a suitable tool for such simulations. Moreover, the benchmark results showed that the fission gas released during base irradiation has an important impact on the rod behaviour in storage conditions. Additional analyses of the benchmark case indicated that this parameter is very sensitive and may significantly vary, depending on the assumptions made by the benchmark participants. In order to avoid large differences coming from individual modelling approaches, PSI suggested the following actions to the benchmark organizer for the second phase of the benchmark planned for 2021.

- Parameters describing the reactor state during revisions should be specified.
- LHGR should be explicitly imposed, including residual power during revisions and duration of power transients.

#### Extension of Falcon's capabilities to dry storage

The development and implementation of new Falcon models relevant for dry storage was also launched during 2020. As first step, two creep models dedicated to dry storage were implemented since, as mentioned earlier, the basic models available in Falcon are not calibrated for dry storage conditions. The first of the implemented models has been proposed by Bouffieux [3]. It is based on a series of pressurized tube experiments and its validity range covers irradiated materials. Another creep model implemented in Falcon has been developed by CIEMAT [4]. It is based on the same experimental data as used by Bouffieux but the authors had a different approach for the data fitting and the mathematical formulation. Overall, both models give very good creep strain predictions when compared to experimental data. However, when applied to a dry storage scenario, the clad creep values obtained with the two models are significantly different, especially at high temperature. Such a difference is illustrated in Figure 3. It presents the maximum cladding creep strain during dry storage calculated in a KKB rod irradiated to 75 GWd/t<sub>0</sub>. The results were calculated with two different creep models and at different maximum cladding temperatures. The dashed and dotted curves in Figure 3 are associated with another development of Falcon's capabilities. These were obtained with two different helium-induced fuel swelling correlations. This phenomenon has been observed in many out-of-pile experiments. The experimental data have been gathered and

used by NRC [5] to derive two correlations: Best Estimate and Upper Limit. The first one represents the average values and the second one describes the maximum swelling observed in the experiments. These two correlations have been implemented in Falcon and their impact is presented in Figure 3. As can be seen, these models only yield a small effect on the cladding creep strain for the specific case analysed here.



**Figure 3:** Maximum cladding creep strain. Solid lines – no helium swelling, dashed lines – «Best Estimate» correlation, dotted lines – «Upper Limit» correlation. The time  $t=0$  on the horizontal axis corresponds to the beginning of drying.

The newest developments not yet implemented in Falcon are related to hydrogen behaviour. A variety of claddings used in Switzerland requires separate models for each cladding type. Until now, stand-alone scripts for 1D hydrogen transport in Zircaloy-4 and M5 have been prepared. They include dissolution and precipitation of hydrides and formation of a hydride rim. Hydrogen behaviour modelling in duplex claddings like DXD4 and LK3/L is much more complex. As observed in PSI experiments [6], hydrogen tends to gather in the outer (DXD4) or inner (LK3/L) liner. According to literature and previous PSI experimental work, this migration may be driven by different chemical compositions of the liner and the substrate. Development of models for duplex claddings is currently ongoing in cooperation with the PSI Laboratory for Nuclear Materials (LNM).

### National Cooperation

At the national level, the DRYstars project is conducted in direct association with the ENSI/STARS project in general and its fuel modelling activities in particular. In addition, with regards to code

validation using post-irradiation examinations of Swiss operated fuels as well as experimental programs on hydrogen uptake or dry storage fuel mechanics, DRYstars collaborates with the PSI Laboratory for Nuclear Materials. Finally, the DRYstars project is also associated to the national ESB activities related to dry storage fuel safety.

## International Cooperation

At the international level, the DRYstars activities are closely linked to international expert groups and associated research programs, in particular benchmarks coordinated by OECD/NEA WGFS and WPRS. Also, DRYstars collaborates with EPRI through the LRT/STARS participation to Falcon code development and to the NFIR program involving several experimental studies related to dry storage. In 2020, DRYstars participated in the Extended Storage Collaboration Program (ESCP) winter meeting. A presentation giving an overview on the PSI activities related to dry storage modelling was presented. At the European level, STARS and thus also DRYstars as well as PSI/LNM are participating in the H2020/EURATOM EURAD project on spent fuel characterization. Also, DRYstars is participating in the international dry storage benchmark and activities will also be reported to the ETSON expert group on fuel modelling.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

The objectives for 2020 have been fulfilled. The literature review has been prepared and will be published in 2021 as a journal paper. Identification of important aspects of dry storage and current modelling gaps helped to define research axes for DRYstars. From the literature review and the assessment of Falcon's modelling capabilities it became clear that Falcon is a suitable tool for dry storage simulations. While it lacks certain models, this will be resolved by development and implementation. Satisfactory modelling capabilities of Falcon were confirmed by participating in the dry storage benchmark organized by GRS. The results obtained with Falcon were indeed found to be in close agreement with other codes. To extend Falcon's capabilities, the implementation of new models was started. Until now, new creep models and helium swelling correlations have been imple-

mented and tested. Currently, models describing hydrogen behaviour are under development with the aim of being applicable to a wide range of different cladding materials used in the Swiss reactors.

For 2021, the perspectives are as follows.

- Complete development of models related to hydrogen behaviour.
- Participate in the second phase of the benchmark for thermo-mechanical fuel rod behaviour during dry storage.
- Start working on a coupling between fuel performance and reactor core operation codes.

## Publications

- *P. Konarski*, Methodology and results for the GRS benchmark for thermo-mechanical fuel rod behaviour during dry storage, PSI Technical Report TM-41-20-03, 2020.
- *P. Konarski*, Assessment of Falcon's capabilities for long-term fuel thermo-mechanical analyses in Swiss reactors, PSI Technical Report TM-41-20-23, 2020.
- *P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi*, Dry storage modelling activities at PSI: implementation and testing of a creep model for dry storage, *KERNTECHNIK* 85 (2020) 6, page 419–425.
- *P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi*, Extension of Falcon's modelling capabilities to dry storage: analysis of cladding creep and helium-induced swelling, Nu-Mat2020 Conference, October 26–29, 2020.

## References

- [1] *D. Kook, J. H. Yang, and Y.-H. Koo*, Spent nuclear fuel integrity R&D work for dry storage in Korea, High-Level Radioactive Waste Management Conference 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. Bouffieux*, Transportation and interim storage of PWR's spent fuel, tech. rep., EDF, HT25-C2005-192/PBF, 2005.
- [4] *L. Herranz, F. Fera*, Extension of the FRAPCON-3.3 creep model to dry storage condi-

tions, *Progress in Nuclear Energy*, vol. 52, no. 7, pp. 634–639, 2010.

- [5] *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.
- [6] *W. Gong, P. Trtik, A. Colldeweih, L. Duarte, M. Grosse, E. Lehmann, and J. Bertsch*, Hydrogen diffusion and precipitation in duplex zirconium nuclear fuel cladding quantified by high-resolution neutron imaging, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 526, p. 151757, 2019.

# Mont Terri SE-P Experiment: Self-sealing in old excavation damaged zones at the Mont Terri URL

Author und Co-author(s)	Martin Ziegler, Molly Williams, 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	4 years

## ABSTRACT

The SE-P project investigates self-sealing processes in old Excavation Damaged Zones (EDZs) at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (MT URL). The work of this reporting period included in-situ investigations (gas permeability tests, electrical resistivity tomographies, and active seismic tomographies) in radially arranged borehole fans in galleries 98 and 08 of the MT URL to increase our understanding of potential circumferential differences in EDZ self-sealing processes and EDZ states. We

conducted a laboratory program on the new and previously drilled rock samples to analyse the EDZ saturation state and important rock petrophysical properties to aid in site comparisons. Finally, we used micromechanical tests on intact and fractured Opalinus Clay samples to identify possible self-sealing-related changes in fracture mechanical properties. The report gives a status update of the SE-P project works, introduces test methodologies, and discusses key results.

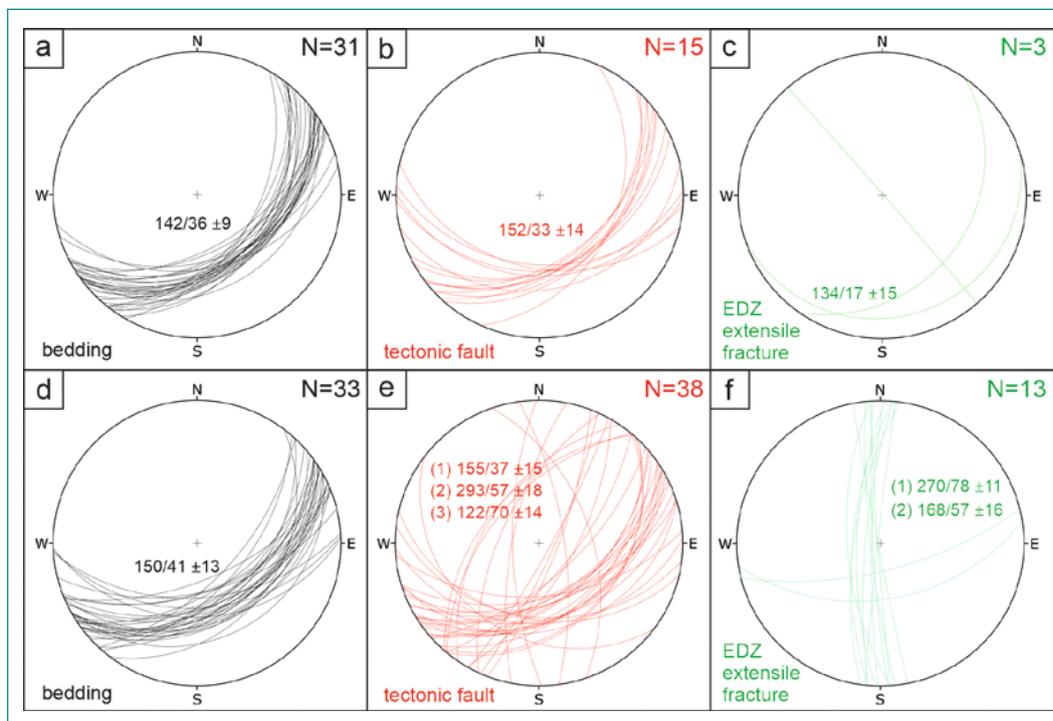


Borehole	Trend [°]	Plunge [°]	Drilled length [m]	Diameter [mm]	OPTV logging	Gas permeability	ERT survey direction <sup>1</sup> [°]	IVM survey direction <sup>1</sup> [°]	XHM survey with borehole(s) <sup>2</sup>
BSE-P17	265	86	3.84	86	Yes	Yes	0	0	BSE-P18
BSE-P18	244	45	3.50	86	Yes	Yes	0	0	-
BSE-P19	242	-1	3.15	86	Yes	Yes	48,318	48,318	BSE-P18
BSE-P20	244	-46	3.00	86	Yes	Yes	0	0	BSE-P19+21
BSE-P21	135	-89	3.13	86	Yes	Yes	0	0	-
BSE-P22	244	59	4.85	86	Yes	Yes	0	0	BSE-P23
BSE-P23	66	58	5.02	86	Yes	Yes	180	0	BSE-P24
BSE-P24	60	10	5.00	86	Yes	Yes	318	48,318	BSE-P27
BSE-P25	56	-60	4.90	86	Yes	Yes	0	0	BSE-P26+27
BSE-P26	245	-60	5.19	86	Yes	Yes	0	0	-
BSE-P27	59	10	5.18	86	Yes	Yes	318	48,318	-

**Table 1:** Geometric properties and tests of boreholes BSE-P17 to BSE-P27

<sup>1</sup> Direction given clockwise from borehole high point in direction of drilling.

<sup>2</sup> Receiver in listed borehole(s) for cross-hole seismic measurements (XHM).



**Figure 2:** Discontinuity orientations inferred from OPTV log analyses of boreholes (a–c) BSE-P17 to BSE-P21 in gallery 98 and (d–e) BSE-P22 to BSE-P27 in gallery 08. Great circles in black, red, and green represent bedding, tectonic fault, and EDZ extensive fracture planes, respectively. Mean set orientations are given as dip direction/dip angle  $\pm$  one-standard deviation. Lower hemisphere, equal angle projections.

that were acquired at a resolution of 0.2 mm within few hours after drilling completion.

OPTV and core mapping revealed about similar average bedding orientations (142/36 vs. 150/41) and major fault set orientations (152/33 vs. 155/37) at the two drill sites (Figure 2a, b, d, e). At gallery 08 two additional, secondary fault sets (average orientations of 293/57 and 122/70) were found. Furthermore, our analysis revealed very few certain EDZ extensive fracture (N=3; Figure 2c) at the drilling location in gallery 98 and a good number of such fractures in gallery 08 (N=13; Figure 2f). Such a low number of EDZ fractures in gallery 98 (one in B19 and two in B21), locating at radial depths of

1.2–1.8 m, was not anticipated (Nägeli, 2020). The drilling location lies only 0.5 m north of a past experiment location at GM88.2, where pneumatic tests of 10-cm-long intervals in six 40-mm-diameter boreholes of each one meter length (BEH-5 to BEH-10) suggested a «permeable and non- or partially saturated [...] EDZ» (permeability  $>10^{-15} \text{ m}^2$ ), i.e., EDZ fractures, of about 0.3–0.7 m radial depth around the gallery's circumference (Bossart et al., 2002, 2004). In gallery 08, all extensive EDZ fractures occurred in sidewall boreholes B24 and B27 to a radial extent of 4.6 m, except for three EDZ extensive fractures identified in B23.

All boreholes were geodetically surveyed by swiss-topo and tested by BGR using Interval Velocity Measurements (IVM), cross-hole seismic measurements (XHM), Electrical Resistivity Tomography (ERT), and gas permeability tests (Table 1). In addition, gas permeability tests were conducted in boreholes BSE-P2, -P12, -P13 and -P15.

The pneumatic tests were conducted by J. Gerowski and C. Fixar (BGR) in two campaigns between January 14<sup>th</sup> to 22<sup>nd</sup> and March 4<sup>th</sup> to 12<sup>th</sup>. The permeability ( $k$ ) distribution was determined with a double piston packer with packer and interval lengths of 10 cm each. Nitrogen gas pulse tests with peak pressures of  $\sim 2$  bar were carried out in increments of 10 cm between 0.1 m and maximum 2.5 m radial depths. The interval pressure evolutions were recorded for about 300 s. Measured data were interpreted with a three-dimensional numerical model using OpenGeoSys (Kolditz et al., 2012; Shao et al., 2017) assuming air filled porosity, thus, only nitrogen gas flow was considered (H. Shao, pers. comm., 2020). The used model represents the borehole interval ( $k = 10^{-13} \text{ m}^2$ ), packers ( $k = 10^{-30} \text{ m}^2$ ), and surrounding rock ( $k$  was varied between  $10^{-21} \text{ m}^2$  and  $10^{-15} \text{ m}^2$ ). Note that intact OPA has a gas permeability on the order of  $10^{-21}$  to  $10^{-19} \text{ m}^2$  (Al Reda et al., 2020). For simplification, no borehole damage zone nor discrete fractures were explicitly modelled. Finally, the measured and modelled pressure data were compared to estimate the permeability of the test intervals. Test results for boreholes in gallery 98 suggest a permeable EDZ ( $10^{-13} \text{ m}^2 > k > 10^{-17} \text{ m}^2$ ) of heterogeneous extent ranging from 0 m (BSE-P17) to 0.5 m (BSE-P18). Borehole damage in BSE-P19, drilled about parallel to bedding, masked any permeable structure likely due to leakage around packers. Borehole tests in gallery 08 suggest an increased rock mass permeability with radial extents ranging between 0.4–0.9 m at gallery invert (BSE-P22 and BSE-P23) and sides (BSE-P24 and BSE-P27). Results from boreholes drilled into the gallery crown (BSE-P25 and BSE-P26) suggest intact rock mass. The estimated intact rock permeability values range from  $10^{-21}$  to  $10^{-19} \text{ m}^2$  in both galleries, which corresponds well to literature data. Note that all borehole geophysical test datasets of the SE-P project will be summarised in a Mont Terri Technical Note (TN 2021–37). The analyses of ERT datasets were completed by Markus Furche (BGR) in 2020. The analyses of borehole seismic measurements (IVM and XHM), including semi-automated processing and data visualization routines,

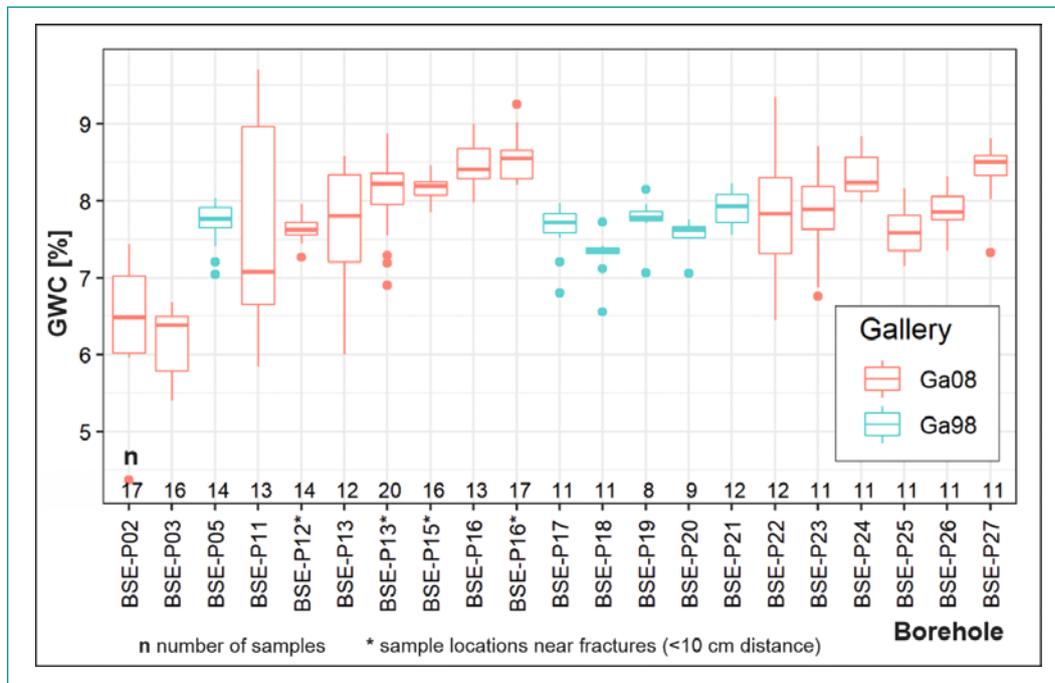
have been continued in 2020 and will be finalised in early 2021 by S. Schennen and T. Beilecke (BGR).

## Laboratory investigations

### Petrophysical tests on intact rock cores

Sealing processes such as compaction or swelling may depend and impact on petrophysical properties and states (e. g., water saturation and content, or porosity). Changes of properties and states may be more pronounced or even limited to or near fractures compared to the intact rock parts of an EDZ. To detect changes in petrophysical properties and states of EDZs along individual boreholes, between boreholes, or across galleries, we require background reference values of intact rock and knowledge of any radial trends, i. e., from the EDZ surrounding the galleries and into the excavation disturbed zone. Furthermore, rock petrophysical and state analyses can improve our interpretations of borehole ERTs and IVMs. Lüchinger (2020) conducted a wide range of laboratory analyses on intact rock drill core samples and compared her results with previous findings from tests carried out close to fractures (Williams et al., 2020). Here we focus on the Gravimetric Water Content (GWC) results, mostly ranging between 5.5 % and 9.5 % (Figure 3), i. e., within literature values of saturated OPA (Bossart and Thury, 2008). Lüchinger (2020) found:

- less variability of GWC in single boreholes and between boreholes of gallery 98 compared to gallery 08,
- lower variability of GWC values with increasing radial extent from the gallery surfaces,
- partial rock desaturation in boreholes located in or close to unlined gallery sections, and (nearly) saturated conditions of most intact rock samples, and
- differences on the order of 1–3 % in GWC along single boreholes over few dm distance and between boreholes drilled at different locations in gallery 08 (e. g., borehole drilled into the NE vs. the SW gallery side), which can only partly be explained by differences in material structure or composition, thus suggesting local differences in sample saturation states.



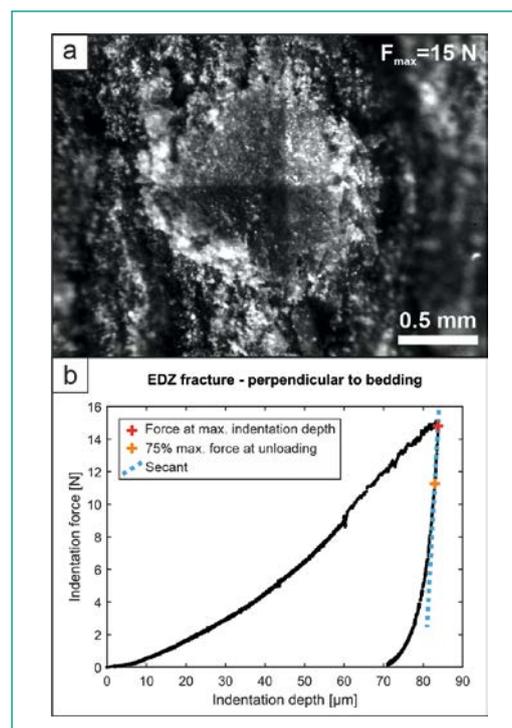
**Figure 3:** Gravimetric Water Content (GWC) results from nineteen boreholes of the SEP project drilled in galleries 98 and 08. Most data lie within literature values of saturated Opalinus Clay shale. Note that GWC values of samples from gallery 98 are less variable compared to gallery 08. Modified after Lüchinger (2020).

### Micromechanical tests on intact and fracture samples of Opalinus Clay shale

To test if the mechanical properties such as hardness and elastic modulus of EDZ fracture surfaces have changed over time, we conducted micromechanical indentation tests under controlled environmental conditions. The material hardness «can be defined as a measure of its resistance to a permanent shape change when a constant compressive force is applied» (Broitman, 2017). In contrast, the elastic modulus characterises the material’s resistance to being deformed elastically under a load (i. e., non-permanently). Mechanical properties may also give insights indirectly into processes such as swelling (assumed to lead to softening of fractures), or mineral growth on fractures and in pore space (assumed to cause hardening), and how deep such alterations may reach from the fracture surface. 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 close to the crystal-scale (e. g., Auvray et al., 2017). Microindenters are on the scale of mm and below. Thus, we conducted statistically sound tests by carrying out 20–30 tests on a single specimen surface of cm-scale. The specimens were placed during testing inside a climatic chamber and were systematically positioned with a two-axes, micrometric table. Note that the OPA specimen should not desaturate or resaturate dur-

ing the test period. We utilised a Zwick ZHU 2,5 kN device (indentation depth resolution: 0.03  $\mu\text{m}$ ) with a Vickers indenter and recorded the force-displacement curve during loading, holding (1 s and 10s) and unloading stages. Both force-rate and displacement-rate controlled loading and unloading were tested. The data allows for analysis of the specimen’s elastic modulus and indentation hardness following the method of Oliver and Pharr (1992). The rock’s deformation by indentation is partly plastic (irreversible) and partly elastic (reversible). Figure 4a shows a typical indentation mark



**Figure 4:** (a) Typical indentation mark on a rough EDZ fracture surface after testing with a force of 15 N. (b) Typical force-displacement curve with loading and unloading stages. A secant was defined to calculate the slope of the unloading curve used in estimating the elastic modulus. The data originate from tests on an extensile EDZ fracture extracted from the BSE-P24 rock core.

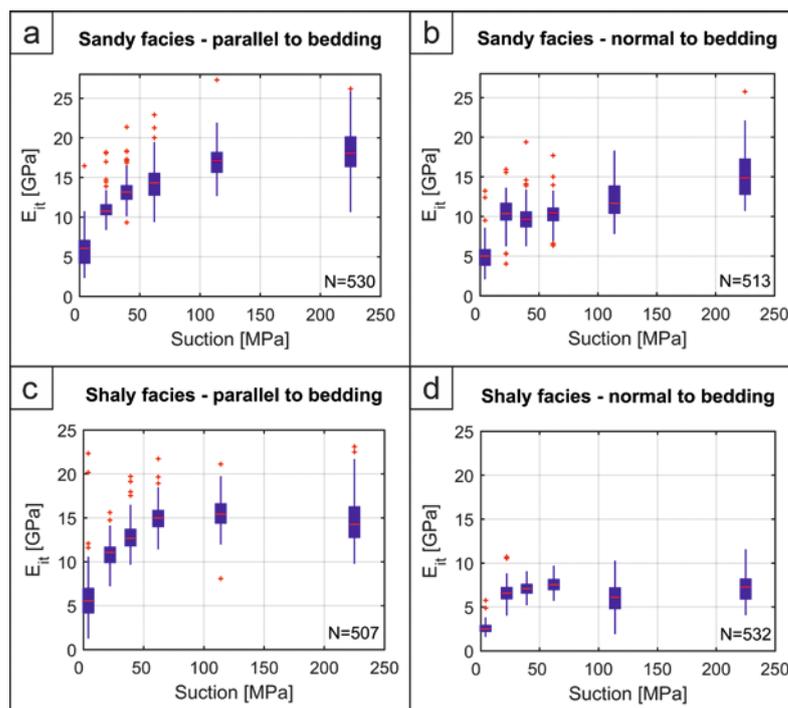
after testing a rough extensile EDZ fracture of gallery 08 with  $F_{\max} = 15 \text{ N}$ , while Figure 4b presents a typical force-displacement curve. The elastic portion of the unloading curve was approximated with a secant as shown. The microindentation device is combined with an optical microscope with CCD camera so that the indentation surface location can be selected prior to testing, and the produced indents can be viewed and analysed after testing in terms of their shape to calculate hardness values. Furthermore, the microstructure and facies/grain size of the tested surfaces can be described and recorded.

We conducted two groups of tests. The first group considered intact shaly and sandy facies OPA samples with polished indentation surfaces parallel and perpendicular to bedding planes equilibrated at six relative humidity (RH) levels ranging between about 13% and 99% RH, corresponding to suction pressures ranging from about 2 to 225 MPa (Vermeulen, 2020). Shaly OPA samples were taken from BSE-P10 of gallery 98 (Figure 1). Sandy OPA samples (upper sandy facies) came from BCD-A9 of gallery 18. All tests were carried out at constant loading and unloading rates of 1.5 N/s and with peak force of 15 N (where indentation did not lead to the formation of tensile cracks). These tests provide a general understanding of the microscale hydromechanical behaviour of intact OPA, its dependence on mineralogical composition, rock bedding anisotropy, and suction pressure. The second group studied EDZ extensile fractures of different

ages, tectonic faults, and drilling-induced fractures (DIFs) at RH levels of about 63% and 99% and at five levels of maximum force ranging from 1 N to 20 N (Nägeli, 2020). Similar RH and saturation levels, respectively, were chosen for direct comparisons between samples. Note that the original state of the fracture samples cannot be tested nor preserved during sample extraction and preparation works. The tests explored the micromechanical behaviour of 12- and 22-years old OPA fractures of the EDZ, compared to tectonic faults and DIFs (not part of this report). These tests were carried out mostly on rough fracture surfaces, thus they include nonlinear force vs. contact surface behaviour. The descriptions of elaborate sample preparation and conditioning steps, especially for fracture samples, are out of the scope of this report (Nägeli, 2020).

According to Vermeulen (2020), the produced indentations on polished, intact rock surfaces at forces of 15 N ranged in diameter between 280  $\mu\text{m}$  and 850  $\mu\text{m}$  and in depth between 40  $\mu\text{m}$  and 120  $\mu\text{m}$ . The Opalinus Clay shale samples showed differences in the magnitudes of the indentation modulus  $E_{it}$  (= rock elastic modulus) for the two tested facies types (sandy vs. shaly) and that its magnitude about tripled with suction pressure increase from about 2 to 225 MPa. Median  $E_{it}$  values of saturated Opalinus Clay of shaly facies (sandy facies in brackets) are 5.6 GPa (6.1 GPa) parallel and 2.5 GPa (5.0 GPa) normal to bedding (Figure 5). Increases of the suction pressure by few

**Figure 5:** Indentation modulus ( $E_{it}$ ) as a function of rock facies (a,b: sandy facies; c,d: shaly facies), suction pressure, and rock bedding orientation (i.e., indentation parallel vs. normal to bedding planes). In total 2082 indentations were made on about 90 samples. Modified after Vermeulen (2020).



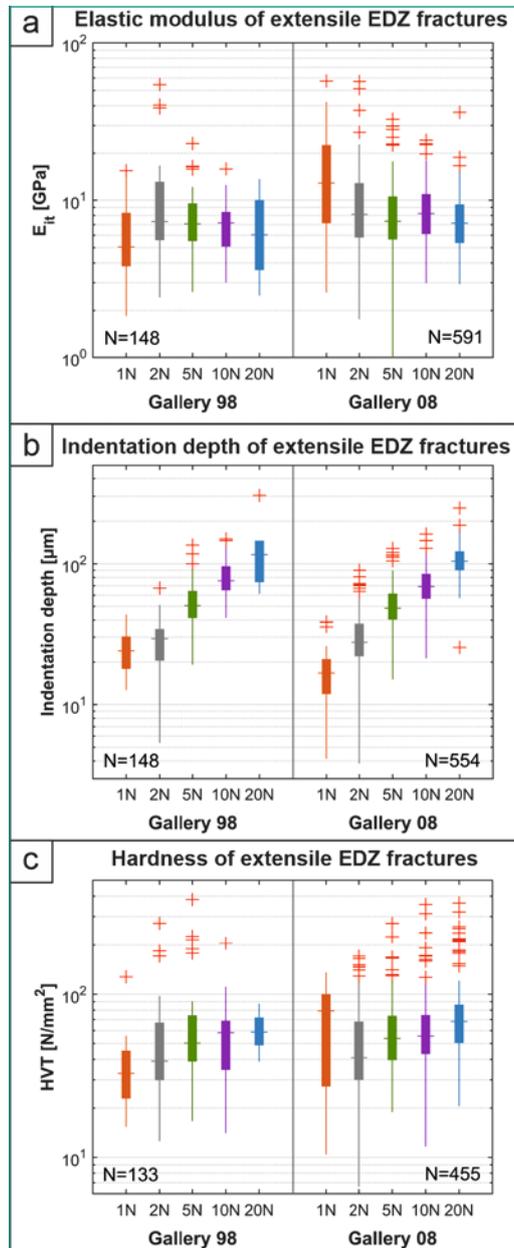
tens of MPa from the saturated state increased  $E_{it}$  substantially.  $E_{it}$  of shaly facies rock increased until about 60 MPa suction and stayed about constant at greater suction magnitudes, sandy facies rock yielded further, gentle increases in  $E_{it}$  at larger suction pressures. An anisotropic elastic behaviour, most pronounced in the shaly facies samples, was also visible comparing indentations in direction parallel and perpendicular to bedding planes (compare Figure 5a, c with Figure 5b, d). The identified general trend of the microscale elastic modulus agrees well with previous findings from macroscale tests (e. g., Wild et al., 2015). Note that indentations on mm-sized grains or clusters of larger grains of e. g., pyrite and quartz, with much higher elastic moduli were excluded from this analysis. Thus, the presented values of the sandy facies samples likely represent lower bound values.

The indentation modulus vs. indentation depth of 47 EDZ fracture samples, taken from the new boreholes of this reporting period, yielded indentation depth increases from few  $\mu\text{m}$  to few hundred  $\mu\text{m}$  with increasing force from 1 N to 20 N (Nägeli, 2020). Most of the extensile EDZ fracture orientations and extracted samples were about perpendicular to rock bedding in gallery 08 (compare Figure 2d with Figure 2f) and roughly parallel to bedding in gallery 98 (compare Figure 2a with Figure 2c) for borehole BSE-P17 to BSE-P27. Samples under greater suction pressure showed higher elastic moduli, which agrees with tests on polished, intact rocks (Figure 5c). In addition, elastic moduli of EDZ fractures and intact rock, estimated for similar indentation depths ranging between 40  $\mu\text{m}$  and 120  $\mu\text{m}$ , have similar magnitudes. Shallower indentations (<40  $\mu\text{m}$ ), however, yielded higher elastic moduli. These could be caused by the roughness of the fracture surfaces that may affect the contact pressure, by a scale effect (force-dependence of the indenter contact size vs. crystal size), by mineralogical (i.e., crystal growth) or structural (i.e., compaction) alterations after fracture formation on or confined close to the fracture, and/or by a zone of desaturated rock limited to the close vicinity (few 10s  $\mu\text{m}$ ) of the fracture. Assuming constant saturation of the material during conditioning and testing the latter explanation could be excluded. In order to test the impact of roughness on the elastic modulus at low loads, tests were conducted on few surfaces cut (and polished) perpendicular to EDZ (and other) fractures and indentations were made at distances mostly ranging between 0.4 mm and 9 mm to the fracture

surface (referred to as profile tests) (Nägeli, 2020). The results of these tests suggested no systematic decreasing (or increasing) magnitude of elastic moduli with increasing distance from the extensile EDZ fracture surfaces into the rock within the tested «depth». Our preliminary conclusions from these observations are, first, that possible mechanical alterations of fractures seem confined to a very slim zone of <0.4 mm around the extensile EDZ fractures. Second, fracture roughness needs to be considered or eliminated in estimating elastic moduli differences at such small scales and from indentation tests at low forces (<5 N). To explore the mechanical properties of possible thin alteration zones with indentation, BIB polished fracture profiles, Knoop-shaped indenter, and/or low forces may be required to increase spatial resolution.

It is of interest to compare in more detail results from EDZ extensile fractures of different ages, namely from gallery 98 and 08 (Figure 6). To yield meaningful results we include only test results from EDZ extensile fractures with orientations about perpendicular to bedding and at 99% RH. Out of 758 indentations, we could analyse 639 in terms of elastic moduli, 702 in terms of indentation depth, and 588 with respect to the modified Vickers hardness (HVT). Despite the different amounts of indentations, largely overlapping  $E_{it}$  value ranges are apparent, except at very low force of 1 N, where indentation geometries were often difficult to measure and may be influenced more by local fracture roughness compared to tests at higher loads. Fractures from gallery 98 comprise an  $E_{it}$  of 7.0 GPa compared to 7.9 GPa of their younger counterparts from gallery 08 (overall median values; Figure 6a). Excluding data obtained at low force of 1 N, the elastic moduli median values vary only gently (~1 GPa) at the different levels of applied maximum force. However, the respective value ranges are large; the median 50% of the data of EDZ fractures range over 4–6 GPa compared to about 3 GPa for intact samples of shaly OPA tested parallel to bedding at similar load levels (compare Figure 6a with Figure 5c). To some degree, the larger range in values for fracture samples could reflect sample surface roughness compared to the polished surfaces of intact samples. The associated indentation depths vary strongly with the applied forces, as expected, and are similar for EDZ fracture from both galleries (Figure 6b). In addition, the HVT median values are similar for the two galleries. They range between 30 and 80 N/mm<sup>2</sup> (Figure 6c). These results suggest that the

**Figure 6:**  
Boxplots of (a) indentation moduli ( $E_{it}$ ) of extensile EDZ fractures taken from galleries 98 and 08 of the MT URL, conditioned at 99% RH, (b) associated indentation depths, and (c) hardness HVT. Tests were carried out at forces ranging from 1 to 20 N. Modified after Nägeli (2020).



tested, 12- and 22-years old EDZ fractures have similar elastic properties ( $E_{it}$ ) for similar indentation depths compared to intact Opalinus Clay samples when saturated (compare Figure 6a with Figure 5c). Thus, possible self-sealing processes (fracture compaction, swelling, mineral alterations or new formations) did not noticeably change our fracture samples' mechanical properties, their effects were reversed upon sample desaturation (during preparation steps) and resaturation, or have not occurred, at least not uniformly along fractures (cf., local gypsum crystal formations or microstructural changes on EDZ fractures as suggested by Williams et al., 2020). The remaining differences of <1 GPa in the median values of the different test groups may be attributed to mineralogical differences

(e.g., clay content; Ziegler et al., 2019) and surface roughness (Nägeli, 2020).

## National Cooperation

ETH Zurich acts as a research partner of ENSI, which is a formal partner of the MT Consortium. The Federal Office of Topography (Swisstopo) provided on-site support (D. Jaeggi, S. Schefer, and T. Theurillat). In addition, D. Jaeggi provided us with a core sample of sandy facies. Schützeichel GmbH carried out the drilling works. F. Nägeli and S. Lüchinger (ETHZ, Engineering Geology) supported borehole logging and rock core documentation. M. Plötze, M. Rothaupt, and A. Röthlisberger (ETHZ, Institute for Geotechnical Engineering) supported and discussed with us petrophysical analyses. J. Michler, J. Schwiedrzik, C. Peruzzi, P. Ramseier, and J. Bérard (EMPA, Thun) provided support during the microindentation tests. R. Lüchinger (ETHZ, Institute of Geochemistry and Petrology) 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 partner for this study. T. Beilecke and his team at BGR performed borehole IVMs and XHMs. M. Furche (BGR) and team performed borehole ERT surveys. Borehole gas permeability tests were conducted and analysed by J. Gerowski, C. Fixar, and H. Shao (BGR). We are grateful for their contributions.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

In 2020, all planned in-situ and laboratory tests were carried out. Some of which were delayed or complicated due to limited or restricted ETH and partner lab access caused by Covid-19 regulations. New drillings in gallery 98 did only reveal a small number of extensile EDZ fractures compared to old EDZ datasets inferred from in-situ borehole tests in close vicinity. This supports previous conclusions of a heterogeneous EDZ fracture frequency along the Mont Terri URL galleries. Nevertheless, the obtained borehole and laboratory datasets

(geophysical, petrophysical, and micromechanical) will allow us to identify and discuss self-sealing processes in the sampled EDZs. At present we are finalizing the analyses of individual datasets and reach first conclusions on our sites. The investigated EDZ rock masses are almost fully saturated, except for unlined gallery sections. Greater variability of water contents identified in samples from gallery 08 compared to gallery 98 may, however, suggest a more mature state of resaturation and a smaller excavation disturbed and damaged zone in gallery 98 (Lüchinger, 2020). Micromechanical indentation tests of intact OPA yielded elastic material properties that agree well with macroscale test data (Vermeulen, 2020). Interestingly, carefully selected and environmentally conditioned EDZ extensile fractures showed no distinct micromechanical differences in their elastic values compared to the tests on intact samples (Nägeli, 2020). To our knowledge, such tests have not yet been used in the frame of fracture self-sealing, and microindentation capabilities could be further explored and improved. Nevertheless, our results may argue against mechanically measurable self-sealing processes (i.e., fracture surface deformation characteristics are no proxy for self-sealing processes), and/or against the development of specific self-sealing processes. For instance, the swelling of clay shale should lead to an increase in water-filled pore volume and a change of its microstructure, both of which impact strongly on the mechanical behaviour by reducing material stiffness. Furthermore, the formation of new crystals (e.g., gypsum) on fracture surfaces and potentially also in the pore space should impact on the mechanical behaviour by increasing rock stiffness. The elastic moduli of gypsum crystals are an order of magnitude greater than of clay shale (e.g., Fu and Lin, 2017). In 2021, we will finalise data analyses and conclude the SE-P project. Ph.D. cand. M. Williams will defend her dissertation. Important project findings will be prepared for journal and final report submissions. The obtained datasets will be compiled and stored in the ETH Research Collection.

## Publications

In 2020, F. Nägeli, S. Lüchinger, and B. Vermeulen completed their M. Sc. theses. Parts of their results were summarised in this report. In addition, F. Nägeli and B. Vermeulen presented the micromechanical test strategy at the Mont Terri Technical

Meeting (Porrentruy; Nägeli et al., 2020). At the same meeting M. Williams gave an oral SE-P project update. We have submitted a journal manuscript on *Evolution of excavation damaged zones in Opalinus clay shale inferred from geophysical investigations*. M. Williams will defend her doctoral thesis in mid-2021.

## References

- [1] Williams, M., Ziegler, M., Loew, S. Mont Terri SE-P Project: Self-sealing in old excavation damaged zones at the Mont Terri URL. Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019. Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat. ENSI-AN-10919: 295–306, 2020.
- [2] Williams, M., Ziegler, M., 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, 2019.
- [3] Bossart, P., Bernier, F., Birkholzer, J., et al., Mont Terri Rock Laboratory, 20 years of research: Introduction, site characteristics and overview of experiments, Swiss Journal of Geoscience (110): 3–22, 2017.
- [4] Lüchinger, S. Spatial variability of Opalinus Clay petrophysical properties in Excavation Damage Zones (Mont Terri URL, Switzerland). M.Sc. thesis. Department of Earth Sciences, ETH Zurich. 97 pp., 2020.
- [5] Nägeli, F. Micromechanical properties of fractures in Opalinus Clay shale. M.Sc. thesis, Department of Earth Sciences, ETH Zurich. 181 pp., 2020.
- [6] Bossart, P., Meier, P.M., Moeri, A., Trick, T., Mayor, J.-C. Geological and hydraulic characterisation of the excavation disturbed zone in Opalinus Clay of the Mont Terri Rock Laboratory. Engineering Geology (66): 19–38, 2002.
- [7] Bossart, P., Trick, T., Meier, P.M., 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.
- [8] Kolditz, O., Görke, U.-J., Shao, H. Wang, W. Thermo-hydro-mechanical-chemical processes in fractured porous media – Benchmarks and examples. Springer (Heidelberg), 243 pp., 2012.

- [9] Shao, H., Göthling, S., Liu, W., Hesser, J., Morel, J., Sönnke, J. Quantitative characterization of the excavation damaged zone fracture network in the Meuse/Haute-Marne Underground Research Laboratory: in situ experiment and numerical interpretation of helium injection test. Geological Society Special Publication (443, 1), 85–96, 2017.
- [10] Al Reda, S. M., Yu, C., Berthe, G., Matray, J.-M. Study of the permeability in the Opalinus clay series (Mont Terri – Switzerland) using the steady state method in Hassler cell. Journal of Petroleum Science and Engineering (184): 106457, 2020.
- [11] Bossart, P., Thury, M. Mont Terri Rock Laboratory. Project, programme 1996 to 2007 and results. Reports of the Swiss Geological Survey (3), Wabern, 25 pp., 2008.
- [12] Broitman, E. Indentation hardness measurements at macro-, micro-, and nanoscale: a critical overview. Tribology Letters (65, 1): 1–18, 2017.
- [13] Auvray, C., Lafrance, N., Bartier, D. Elastic modulus of claystone evaluated by nano-/micro-indentation tests and meso-compression tests. Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering (9): 84–91, 2017.
- [14] Oliver, W. C., Pharr, G. M. An improved technique for determining hardness and elastic modulus using load and displacement sensing indentation experiments. Journal of materials research (7, 6): 1564–1583, 1992.
- [15] Vermeulen, B. Micromechanical behaviour of intact Opalinus Clay shale. M.Sc. thesis. Department of Earth Sciences, ETH Zurich. 46 pp., 2020.
- [16] Wild, K. M., Wymann, L. P., Zimmer, P., Thoeny R., Amann, F. Water retention characteristics and state-dependent mechanical and petrophysical properties of a clay shale. Rock Mechanics Rock Engineering (48): 427–439, 2015.
- [17] 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.
- [18] Fu, J., Lin, W. Elastic constants and homogenized moduli of gypsum structure based on density functional theory. Advances in Engineering Research (120): 390–395, 2017.
- [19] Nägeli, F., Vermeulen, B., Schwiedrzik, J. J., Peruzzi, C., Saraiva, E., Ziegler, M. SE-P Project: Micromechanical behaviour of Opalinus Clay shale. Poster presentation, Mont Terri Technical Meeting, Porrentruy, Januar 29<sup>th</sup>, 2020.

# Mont Terri PF Experiment: Progressive Failure of Structurally- Controlled Overbreaks

## Site characterisation and in-situ experiment installations

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 *Progressive Failure of Structurally-Controlled Overbreaks (PF)* experiment explores the evolution and extent of structurally-controlled rock mass damage in and around faulted Opalinus Clay shale. 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 tunnels or drift sections for waste disposal, and consequently to an increase of required subsurface space of a high-level waste (HLW) repository. In the reporting period, possible sites in the Mont Terri Underground Research Laboratory (MT URL) have been further investigated and discussed, and finally the MI niche of the MT URL was selected as experiment location. The final selection required substantial adjustments to the original experimental layout and time plan. Nevertheless, all in-situ installation and initial rock mass characterisation works have been carried out in 2020. The ~1:5 scale experiment borehole of 12.9 m length, mimicking a TBM-drilled (i.e., circular) high-level nuclear waste emplacement drift, crosscuts a major fault zone with scaly clay over a length of about one meter and several discrete tectonic fault planes. The experiment borehole

was successfully equipped with a photogrammetric survey platform and a ventilation system that will first simulate an open-drift phase with rock desaturation, and then a resaturation phase simulating drift closure. Prior to drilling of the experiment borehole, six about 14.1–14.4 m long monitoring boreholes were drilled, cored, structurally surveyed, and completed with novel casings for seismic and electrical resistivity tomographic investigations. This report summarises the main in-situ installation activities and monitoring works.

## Overview

The Progressive Failure (PF) experiment aims at exploring structurally-controlled damage evolution in faulted Opalinus Clay shale in a 1:5 scale in-situ experiment at the Mont Terri Underground Research Laboratory (MT URL). Failure behaviour and damage extents of the experiment will be compared against numerical simulations. Additionally, important material properties (frictional properties of faults and mode II fracture toughness) will be obtained using rock-mechanical laboratory tests. The presence of possible tectonic fault zones in a nuclear waste repository may lead to deep rock mass damage and/or large tunnel caving/overbreak that 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. It is, thus, important to evaluate fault zone hazard scenarios related to repository construction and long-term safety (Ziegler and Loew, 2020). The focus of this report is on the encountered rock structures of the investigated sites, monitoring and experiment borehole completions at the MI niche, and the monitoring program of 2020. For introduction to the PF experiment the interested reader is referred to Ziegler and Loew (2020).

## Work carried out and results obtained

### Structural data collection in Niche 6

Niche 6 of the 2018 Mont Terri lab extension was initially foreseen as location for the PF experiment (see Fig. 4 in Ziegler and Loew (2020)). To evaluate the suitability of the local geological conditions for this experiment, the company Schützeichel drilled a 4° inclined exploration borehole, BPF0 (D=86 mm, L=6.4 m, trend=257°), in the lower right corner of a face window in Niche 6 on December 2<sup>nd</sup> and 3<sup>rd</sup>, 2019. Drilling was conducted with a triple-tube setup with 1.5 m barrel length with inner PVC liner and air flushing. The borehole was investigated with an Optical Televiewer (OPTV) sonde. Structural core and borehole image analyses revealed extensive Excavation Damage Zone (EDZ) fractures (N=7; 075/77 ±18°) between 0 m and 3 m depth along hole, shaly Opalinus Clay with bedding orientation of 144/53 ±7°, and shallow to

moderately steeply dipping fault planes (N=6) between 0.2 and 2.7 m with an orientation of 114/37 ±12°. No fractures were identified between 2.7 m and 6.4 m. Thus, drilling was discontinued, and Niche 6 finally excluded as possible experiment location because of low frequency of encountered faults, gently dipping fault orientations, and lack of wider fault zone(s). Also, all outcrops of the «main fault» in galleries 98 and 08 (Figure 1) had to be excluded as further experiment locations. The main reasons were possible disturbances of other experiments and of the visitor rock outcrop windows. Finally, all partners agreed to explore targeting the main fault from Niche MI.

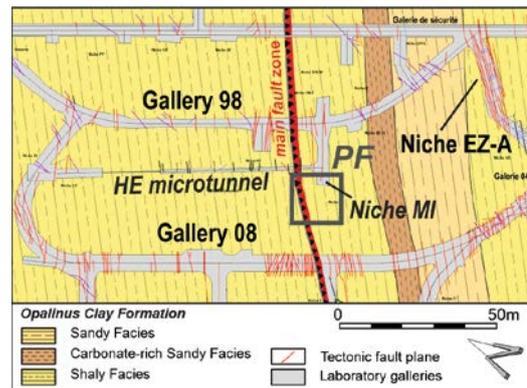
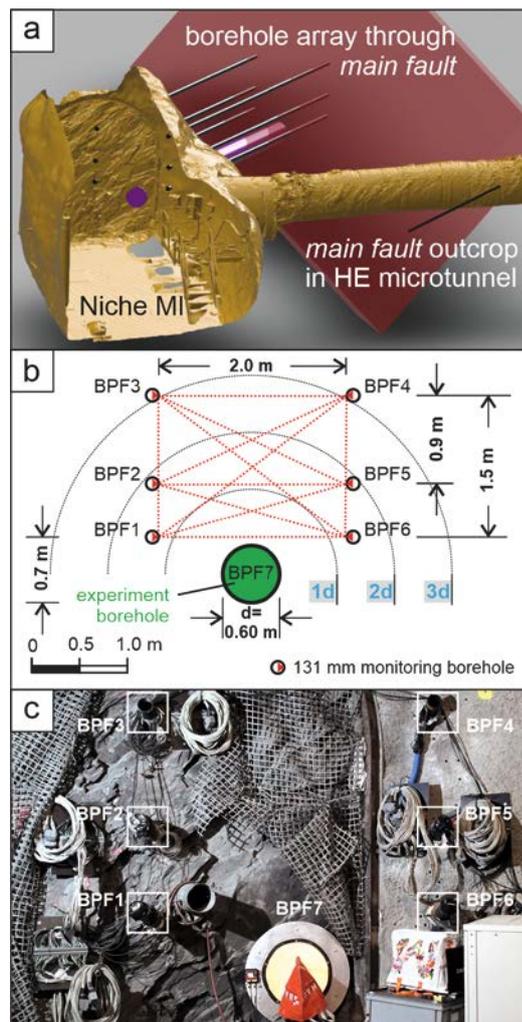


Figure 1: Geological map of a part of the MT URL showing the final PF experiment location in the MI Niche (modified after Mont Terri Project, tender documents 2014).

### Site investigations and experiment planning in Niche MI

Assessment and replanning of the in-situ experiment in Niche MI were conducted from December 2019 to February 2020 (Ziegler et al., 2020), including study of all available rock mass structural reports, analysis of the HE microtunnel (Figure 1), laser scanning of the MI Niche and the HE microtunnel, and 3D modelling of the main fault trajectory and experimental borehole locations and alignments. Borehole lengths, initially planned to be 8–9 m for monitoring boreholes and 6–7 m for the experiment borehole, had to be increased to transect the main fault at a distance of at least one niche diameter, outside the region of excavation induced fractures. Cost and feasibility considerations including main fault orientation, borehole instability vs. installation timing, deep monitoring installations in boreholes, and modification of the planned casing system suggested maximum borehole lengths of about 14–15 m for monitoring boreholes and 12–13 m for the experiment borehole. Thus, boreholes could not be drilled with

acute angles (10–30°) but moderate angles (30–45°) to the main fault zone and discrete fault planes of expected similar orientation. Despite outcrops of the main fault in the nearby gallery 98 and the microtunnel, the trend and location of the main fault in the experiment location could only roughly be estimated. Therefore, a conservative calculation of fault zone trend and dip was made for the planning of borehole orientations and locations. Figure 2a shows this conservative model of the main fault and the array of boreholes (note that the boreholes were later drilled about 0.3 m lower and 0.1 m toward NNW).



**Figure 2:** (a) A laser scan model (yellow) of the MI niche and HE microtunnel was used to estimate (conservatively) the intersections of the main fault zone (red) with the experiment borehole array (black and purple). (b) Layout in plane view of the PF project's borehole array. Six monitoring boreholes (BPF1–6) locate above a central, large, and unsupported experiment borehole (BPF7). (c) Overview photograph of the installed experiment location at the MI niche of the Mont Terri URL.

### Structural data collection and installation of monitoring boreholes in Niche MI

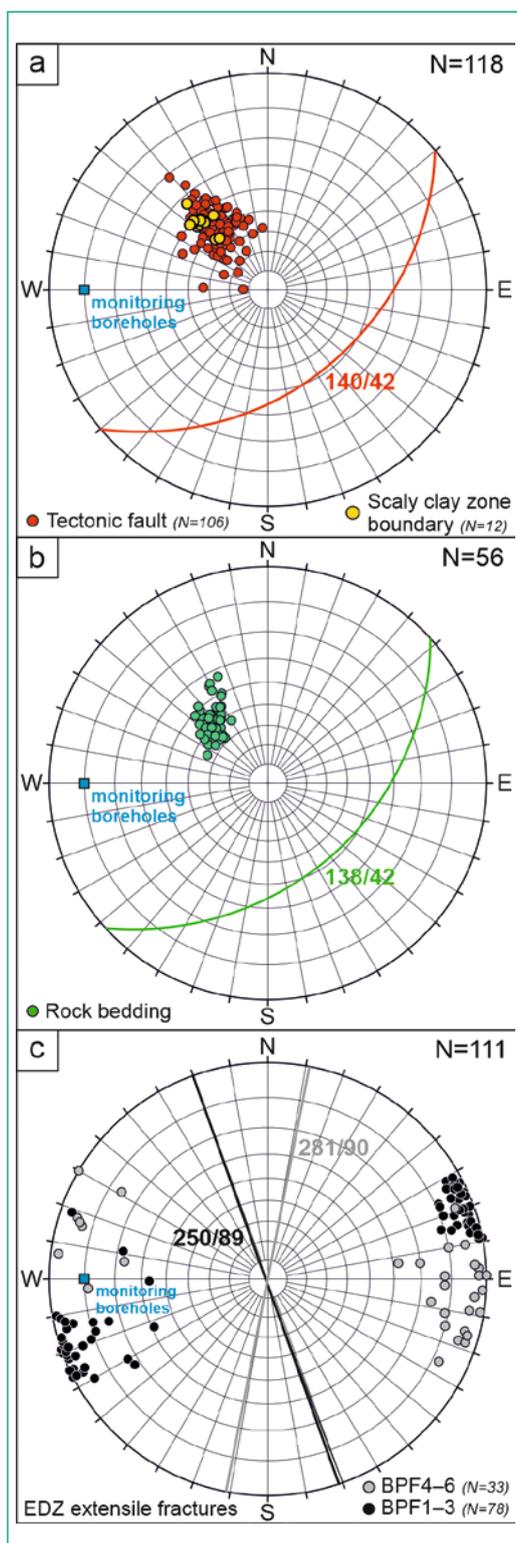
From May 11<sup>th</sup> to June 17<sup>th</sup>, 2020, the company Schützeichel drilled six monitoring boreholes (BPF1–BPF6). The boreholes enclose a rock mass volume of 2 m × 1.5 m × 14 m (Figure 2b) and lie about parallel to each other. Figure 2c presents a photo overview of the installed experiment layout as of November 26<sup>th</sup>, 2020. Drilling was conducted with a triple-tube setup with 1.5 and 3.0 m barrel lengths with inner PVC liner and air flushing. All cores were structurally mapped and photographed through the liner and then vacuum-sealed in aluminium foil bags. Furthermore, rock mass structures were mapped using OPTV images that were acquired at a resolution of 0.2 mm one to two hours after drilling completion. Then, the specially designed monitoring casings were pushed stepwise into the boreholes just after the completion of the OPTV logging. Pushing was conducted using the drill rig motor and by hand. The working steps prior to pushing of the casing segments included mounting and sealing the threaded casing segments, guiding and attaching electrode cables (on average about 600 m per casing), and placing resin-injection and air-extraction lines. During casing installation, the position of the electrodes was controlled and corrected, if necessary, by the help of aligned, reflective survey targets inside the end of the casing. Finally, the gap between the outside of the casings and the formation was resin injected by the company Solexperts with 45–53 l per borehole (Gisiger et al., 2021).

Analysis of OPTV images of the monitoring boreholes revealed tectonic faults in all boreholes. The great majority of these faults belong to one fault set. Fault plane average orientation is 140/42 ± 12° (dip direction/dip angle and one standard deviation; Figure 3a). Thus, these faults are of very similar orientation as the rock bedding (138/42; Figure 3b). The so-called main fault was in all boreholes clearly distinguished from its surrounding rock mass by its high content of scaly clay that led to small, structurally controlled core surface and borehole wall breakouts. The true thickness of the fault zone composed of scaly clay ranges from 0.49 m (BPF5) to 0.76 m (BPF3), its mean thickness is 0.57 m (Bernasconi, 2020). In contrast to the «main fault» outcrop in gallery 98 that has scaly clay zones of 1–2 dm thickness at each the lower and upper fault zone boundaries and less deformed rock portions bound by slickensided faults in between (Jaeggi et al., 2017), only one wide zone of scaly clay was identi-

fied in the monitoring boreholes. Thus, from a fault zone architectural point of view, the fault zone transected by the monitoring boreholes resembles more the main fault outcrop at gallery 08, with an up to 1.5 m thick zone of scaly clay at the top and brittle shear planes at its bottom (e.g., Jaeggi et al., 2017), though its thickness is comparably smaller. The local orientation of the zone of scaly clay can be assumed to follow its distinct bounding fault planes coloured yellow in Figure 3a. The bounding fault planes of the scaly clay zone (mean orienta-

tion: 135/47) are about parallel to the other faults (141/41; compare red and yellow pole points to fault planes in Figure 3a). Fracture analysis revealed that tectonic fault true spacing is greater SE (on average: 0.72 m) than NW (on average: 0.26 m) of the main fault zone. Apart from natural fractures, excavation-induced extensile fractures (i.e., joints), belonging to the EDZ of the MI niche, occurred systematically up to a borehole depth of about 4.1 m, i.e., 2.8 to 6.6 m away from the top of the scaly clay zone. The mean orientations of the excavation-induced extensile fractures are about tangential to the MI niche excavation, i.e., 250/89 in the unsupported niche's rock face centre (BPF1–3) and 281/90 in the north-western corner of the niche (BPF4–6), and likely belong to one joint set. The number of fracture intersections was more than two times higher in the face centre than at its side (Figure 3c). Furthermore, the mean spacing of EDZ extensile fractures ranged between 0.05 m and 0.13 m in BPF1–3 and between 0.27 m and 0.80 m in BPF4–6, clearly suggesting that stress concentrations (vs. confining stresses) in the unsupported niche's centre were higher (lower) than at the niche's face side, which is supported by 0.3–0.4 m thick shotcrete.

**Figure 3:** OPTV structural image analysis of BPF1 to BPF6 revealed (a) tectonic fault planes (red) that mostly belong to a SE-dipping fault set. Some fault planes dip gently (10–35°) to E-SSE. Bounding fault planes of a prominent scaly clay zone (yellow) have very similar orientation than the other faults. The tectonic faults mostly follow the orientation of the rock bedding (b). In the first about 4.1 m of the monitoring boreholes joints belonging to the MI niche Excavation Damage Zone (EDZ) were found (c).



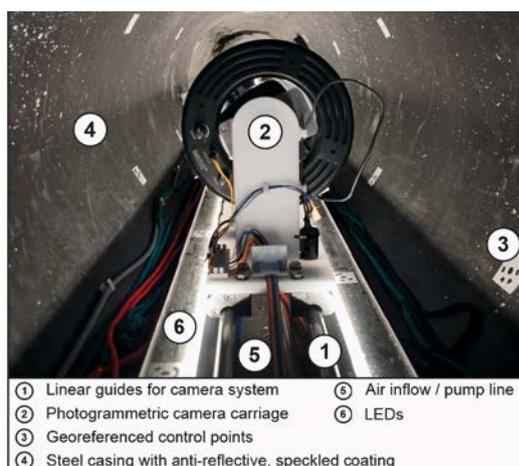
#### Drilling, coring, and installation of the experiment borehole

Between September 22<sup>nd</sup> and October 1<sup>st</sup>, the company Schützeichel drilled the 597 mm wide experiment borehole to a depth of 12.9 m with a single tube core barrel of 1 m length (seven work-days), including final cleaning of dust and broken material. The borehole's trend and plunge are 270° and 10°, i.e., parallel to the monitoring boreholes. The obtained rock core pieces were geologically examined by D. Jaeggi and C. Nicaty (Swisstopo). The first 2.1 m of core showed mostly EDZ extensile fractures and an about 5 cm thick layer of carbonate sand, which was also identified in the monitoring boreholes. Until 1.3 m depth the rock core was strongly fragmented. From 2.1 m to 6.2 m about eight tectonic fault planes were mapped, followed by a tight (i.e., no natural open fractures) scaly clay fault zone with clear top (6.2 m) and bottom (7.2 m) boundaries. From about 7.2 m to 10.0 m no large (>0.3 m long) intact rock cores were obtained. The broken core pieces showed, besides drilling-induced fractures, many natural, slickensided fault surfaces with mostly about bedding-plane parallel orientations. The remaining 3 m of core were retrieved with less artificial frac-

tures and about nine tectonic fault planes with slickensides were identified.

A steel casing of 2.5 m length with an outer flange was installed centrally at the top of the borehole on October 5<sup>th</sup>, after placement of the photogrammetric survey platform (PSP; see below) of 12.5 m length into the experiment borehole on October 2<sup>nd</sup>. The gap between the casing and the formation was closed over a length of about 30 cm at both ends with an insulating foam to isolate the borehole from EDZ fractures connecting it to the niche. Finally, a lid was installed to close the experiment borehole for environmental (i.e., humidity and temperature) control (Figure 2c).

The lightweight (aluminium) construction of the PSP was pushed by hand into the invert of the experiment borehole. It contains (Figure 4): 1) linear guides to move camera carriages in and out of the borehole, using wire systems, 2) four ports for de-saturated air inflow, 3) LED lighting, 4) a pump line with inlet filter to discharge possible water inflows, (5) a top cover with photogrammetric reference targets and guides to shift sturdy, protective casing segments underneath potentially collapsing borehole locations so that camera carriages can bypass collapsing borehole sections (not shown; note that we have prepared three one meter long segments, which are not installed at the moment), 6) nonconductive lower, curved surface. To better resolve the surface geometry and reduce reflections the visible surfaces of the PSP (except for the linear guides), borehole casing, and protective casing segments were painted matt black and speckled with white paint.

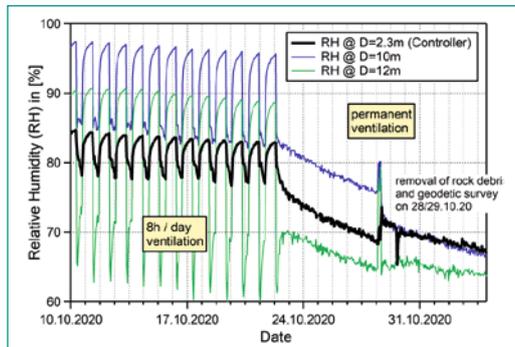


**Figure 4:** Photograph inside the casing with photogrammetric camera carriage showing some of the installations inside the experimental borehole.

We use two types of camera carriages; two permanently installed, fixed (but exchangeable) units with programmable surveillance cameras located at borehole meters 12.3 (back camera) and 2.2 (front camera), and one mobile unit to conduct periodic, photogrammetric surveys. The first set of digital cameras have a 5-megapixel sensor, 5–64 mm lens, day and night vision, 360° pan range and -45–30° tilt range. The mobile photogrammetric survey system carries indirect borehole lights and a step motor with mounted digital camera (24-megapixel sensor, 9 mm lens). The system is automatically positioned at increments of about 5 cm along the borehole by another step motor located outside the experiment borehole. At each position, the radially directed camera records an optical image of the borehole wall at increments of 12.85°. A single image has a field of view of about 57 cm × 39 cm. Thus, a full run along the entire borehole captures roughly 6000 images with longitudinal and radial overlaps of about 90% and 80%, suitable for robust structure-from-motion (sfm) photogrammetric processing.

To simulate open-drift and backfilled HLW repository drift phases, with reduced air humidity (65% relative air humidity, RH) due to ventilation and full air saturation, respectively, we use an adsorption dehumidifier to distribute dehumidified air at about constant ambient temperature into the closed experiment borehole (open drift phase). The process air is taken from the surrounding MI niche and conditioned. The moist air inside the experiment borehole is pushed out of the borehole at its front. Air temperature and RH are measured with an accuracy of  $\pm 0.5^\circ\text{C}$  and  $\pm 1.0\%$  RH in the inlet and outlet air streams, in the MI niche, and at three distributed locations inside the borehole. From October 5<sup>th</sup> onwards, the borehole was conditioned during day times only (8 am to 5 pm) for 17 days to keep the noise level as low as possible during the remaining hours for the acoustic emission monitoring (see below). On October 22<sup>nd</sup>, ventilation was set permanent. Since then, the RH inside the experiment borehole has gently decreased toward the desired value of  $65 \pm 2\%$  RH (Figure 5) and stays about constant since November 13<sup>th</sup>, same as the borehole air temperature which stabilised at  $17.2 \pm 0.8^\circ\text{C}$  (not shown). Besides monitoring of the air humidity, it is important to consider and measure the potential rock desaturation that could have impacts on the tomographic survey results (see below). Therefore, we also monitor possible changes in rock saturation at 1–4 cm, 6–9 cm,

12–15 cm, and 21–24 cm radial distances of the experiment borehole wall at about 3.6–3.8 m depth inside the experiment borehole, outside of the EDZ. So far, only the shallowest sensor recorded a drop in saturation from 100% to 94%, the other, deeper sensors all suggest no desaturation of the rock deeper than 6 cm.



**Figure 5:** Evolution of relative humidity (RH) inside the experiment borehole between October 10<sup>th</sup> to November 4<sup>th</sup>. On October 24<sup>th</sup>, the system was switched from periodic to permanent ventilation and the RH values began to decrease gently to the desired value of about 65%. Note that in the reported period the laboratory's RH level was at about 80%.

### Initial tomographic surveys

After the installation of the monitoring casings an initial test was conducted by M. Furche (BGR) on June 11<sup>th</sup> in boreholes BPF1 and BPF2 (prior to resin injection) and BPF6 (after resin injection) to test whether the electrodes were well in contact with the rock formation and to assess the wiring. Except about 4–5 out of 108 electrodes per borehole, the contacts seemed good, but the wiring of connector heads required improvements. The setup was improved by rewiring and using new preinstalled cable heads. In addition, H. Albers and D. Nowotny (BGR) could use a new multiplexer system that allowed to obtain a complete crosshole measurement of two boreholes at a time without changing connector plugs. Before, only a single borehole or parts of two boreholes were possible to measure, requiring multiple interventions. Between September 9<sup>th</sup> and 21<sup>st</sup>, the BGR team obtained electrical resistivity tomography (ERT) datasets of all single holes and crosshole ERT data of most borehole combinations. All boreholes showed 91–95% of electrodes in contact with the borehole wall after resin-injection, except BPF1 had only 75% of electrodes in contact. Missing data in the ERT surveys would cause a locally lower spatial resolution of the electrical resistivity measurement results. Nevertheless, on average 90% of all electrodes are in contact with the formation. Finally, from Septem-

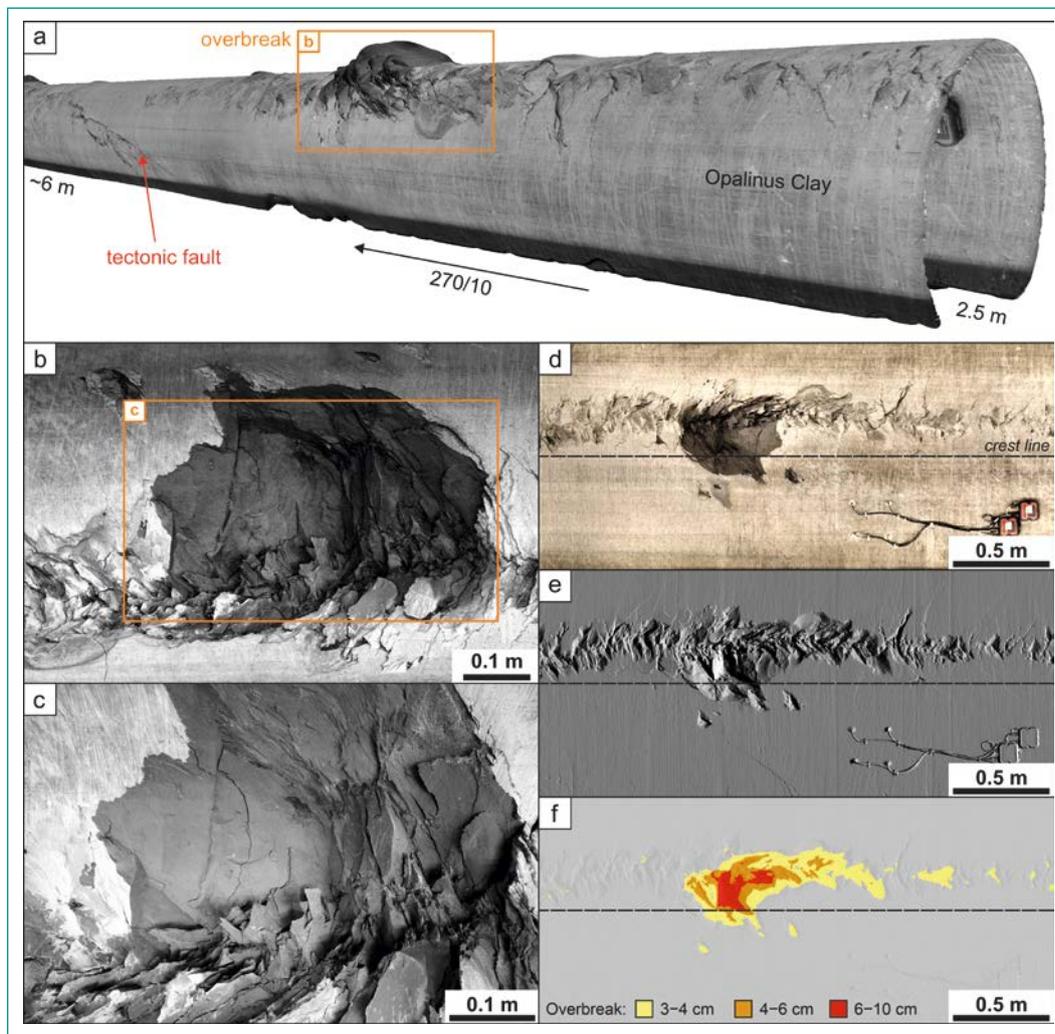
ber 1<sup>st</sup> to 4<sup>th</sup>, F. Schulte and T. Tietz (BGR) carried out active crosshole seismic surveys in the cased boreholes between about 4 m to 12 m depth.

### Acoustic emission monitoring

We have deployed each two Acoustic Emission (AE) receivers with preamplifiers in the four lower monitoring boreholes BPF1, BPF2, BPF5, and BPF6 prior, during, and after drilling of the experiment borehole. First, the sensors were placed at borehole depths ranging between 1.0 m and 3.5 m, i. e., inside the EDZ. Once drilling of the experiment borehole reached about 4 m depth, sensor strings were placed at greater depths of 6.6 m to 9.7 m on September 25<sup>th</sup>. Except for BPF2, where sensors were 0.6 m apart along the borehole, all other sensors were installed with a spacing along hole of 2 m. All eight sensors were facing horizontally towards the central experiment borehole and were pneumatically pressed against the boreholes' inner casing walls. Data was obtained using two acquisition systems. The first system recorded signals up to  $\pm 5$  V in a continuous mode and at a sampling frequency of 200 kHz between September 18<sup>th</sup> and October 28<sup>th</sup>. The second system recorded signals up to  $\pm 5$  V in trigger mode (trigger threshold: 0,5%) and at a sampling frequency of 500 kHz between September 18<sup>th</sup> and October 3<sup>rd</sup>. All data will be analysed in the following project phase. Further AE data acquisitions are being discussed.

### Photogrammetric surveys

The purpose of the photogrammetric surveys is to identify and quantify geometric changes along the experiment borehole (e.g., overbreaks, displacements along faults, initiation and propagation of new fractures, and borehole convergence), to assess the damage evolution inside and around the main fault zone and around other tectonic faults. The basic concept of photogrammetric borehole surveys, as suggested in the previous report, was tested at the Chair of Engineering Geology in a 0.6 m wide and 2 m long tube, resembling the experiment borehole radius. These preliminary tests helped to find first parameter sets for the camera-lens-systems, indirect light sources, and step motor setups (Bernasconi, 2020). Since the installation of the PSP, four photogrammetric surveys (state: December 16<sup>th</sup>) have been carried out. The first survey was conducted on October 9<sup>th</sup> and was semi-automated. Since November 13<sup>th</sup>, the system operates fully automated. After the camera carriage is positioned inside the borehole, 360° radial



**Figure 6:** (a) Perspective outside view of a photogrammetric 3-D model of the experiment borehole (images taken on November 13<sup>th</sup>, 2020). (b) Orthographic view of 3-D point cloud of an overbreak. (c) Original image used in 3-D model calculation. (d–f) Experiment borehole orthoimage, shaded surface (light source from east), and classified overbreak magnitude (preliminary exemplary analysis).

image fans of slices of the borehole surface are taken. Every completion of an image fan is registered by a sensor on the carriage and triggers a pull movement of the carriage in steps of predefined length towards the experiment borehole mouth. After the first in-situ survey tests the image acquisition quality and process, together with the image processing routine, were optimised during November 2020. Figure 6a presents an outside view of the 3-D photogrammetric model of the experiment borehole from about 2.5 m to 6 m depth, calculated from photographs acquired on November 13<sup>th</sup>. Clear borehole overbreaks can be identified. An example of such an overbreak is shown in more detail in Figure 6b, which is an orthographic projection of the generated point cloud from inside the borehole (not a camera photo) and can be compared with an original photograph taken inside the borehole (Figure 6c). For manifold analyses, such as damage and overbreak locations, con-

tributing fractures, general borehole and local displacement, e.g., along faults, we unwrap the 3-D model to receive a borehole wall orthoimage (Figure 6d) and a borehole surface (=radius) geometry map (Figure 6e). These form the basis to study the evolution of overbreak propagation, e.g., the increasing overbreak radial extent (Figure 6f). In 2021, we intend to continue to conduct 1–2 photogrammetric surveys/month. Data analyses will include quantitative and qualitative time-series assessments.

## National Cooperation

ETH Zurich acts as main researcher of ENSI. Both are formal partners of the MT Consortium. Within this relationship, funding has been granted by ENSI and Swisstopo.

## International Cooperation

The Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Germany conducted electrical resistivity tomography and active seismic tomography surveys in monitoring boreholes prior to the drilling of the experiment borehole. We are very grateful for their substantial contribution to the PF experiment, including discussions on the monitoring designs, essential improvements of the ERT setup, and important testing.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

In the reporting period the possible locations of the in-situ experiment in the MT URL were further evaluated and Niche 6 was probed. Finally, the MI niche of the MT URL was selected as experiment location. From there, the so-called main fault and other, subparallel faults could be reached. This new location required substantially longer monitoring and experiment boreholes. Built monitoring casing segments had to be extended, including time-consuming extensions of more than two hundred electrical cables. Furthermore, a new design of the experiment borehole photogrammetric survey unit had to be developed (a rail system vs. the pole system, cf., Renz et al., 2019). The modifications could only be carried out with additional personal supports and enormous efforts and delaying the implementation from spring 2020 to fall 2020. Despite further challenges due to the Covid-19 crises, all essential boreholes (drilled, cored, and optically logged over about a total of two months), geophysical monitoring and installation works could be finalised in late 2020. The experiment borehole successfully crosses in its centre the main fault over about one-meter length, and at deeper sections it passes through frequent tectonic fault planes. It can be speculated that a more

acute-angled setup (angle between faults and boreholes  $<20^\circ$ ) would have been closer to the originally planned design, i.e., a more unstable situation, but would not have been possible at that location with the (even extended) borehole lengths. It may have created further challenges for installation works due to monitoring (and experiment) borehole wall breakouts.

Tomographic surveys (active and passive seismic and electrical resistivity measurements) and first photogrammetric datasets recorded the initial state and early evolution of damage. Unfortunately, repeated geophysical surveys by BGR right after drilling of the experiment borehole were not possible due to renewed Covid-19 travel restrictions. These measurements were done in December. The newly developed methodology for combined seismic and permanent ERT borehole measurements with adaptive single electrode coupling to the borehole wall seems very successful and offers new possibilities for long-term monitoring works in the PF and in other projects. In addition, the PF project implemented photogrammetric borehole surveys for the first time. These allow borehole optical images and geometric measurements of high resolution ( $\sim 0.1$  mm). Finally, the rock-mechanical laboratory test setups have been finalised in 2020.

Table 1 shows the time schedule for the in-situ, laboratory, and numerical simulation works planned in the PF project for 2021. Semi-annual geophysical borehole and monthly photogrammetric surveys, rock-mechanical laboratory tests, numerical simulations, and respective data analyses will be carried out by expert teams of ETH Zurich, BGR, and Swisstopo.

## Acknowledgements

Without the support from colleagues and partners the installation and first monitoring works would

Table 1:  
Project timeline

Half-year	Work program
2/2020	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Finalisation of rock-mechanical laboratory experiment designs</li> </ul>
1/2021	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Start of rock-mechanical laboratory testing</li> <li>■ Repeat semi-annual geophysical tomographic and monthly photogrammetric surveys</li> <li>■ Start of numerical simulation of overbreak formation</li> <li>■ Mont Terri Technical Discussion</li> </ul>
2/2021	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Repeat semi-annual geophysical tomographic and monthly photogrammetric surveys</li> <li>■ Finalise laboratory testing</li> </ul>
1/2022	<ul style="list-style-type: none"> <li>■ Repeat semi-annual geophysical tomographic and monthly photogrammetric surveys</li> <li>■ Finalise numerical simulation of overbreak formation</li> <li>■ Final reporting</li> </ul>

not have been possible. The authors thank M. Lukovic, J. Rothe, M. Hoffman (former ETH), and R. Seifert (ETH) for enormous offsite and onsite technical support. They designed and built the installed monitoring systems. J. Rothe, M. Lukovic, M. Bernasconi, and C. Petrini helped to install the systems, supported by Swisstopo. We are grateful to S. Bishop (ETH) for electrical works regarding the photogrammetric system. M. Lukovic, M. Bernasconi (ETH), C. Nicaty, and D. Jaeggi (Swisstopo) carried out rock core documentations and sealing. S. Schefer and colleagues (Swisstopo) conducted borehole geodetic surveys. K. Plenkers (ETH Zurich, SCCER-SoE) supported in-situ passive seismic surveys at the beginning of the experiment. Finally, we thank all involved companies (Schützeichel GmbH & Co. AG, Solexperts AG, ATB SA, GMuG mbH, fapatrock).

rock laboratory (Switzerland). *Swiss Journal of Geoscience* (110,1), 67–84, 2017.

- [6] Renz, T., Ziegler, M., Loew, S. Progressive evolution of structurally controlled overbreaks (PF experiment). Poster presentation, Mont Terri Technical Meeting 37, Porrentruy, Switzerland, February 5–6, 2019.

## Publications

In 2020, M. Bernasconi completed his M. Sc. thesis. Parts of his work were summarised here. The PF experiment has been presented at the MT Technical Meeting in 2020 (Ziegler et al., 2020).

## References

- [1] Ziegler, M., Loew, S. Mont Terri PF experiment: Progressive Failure of Structurally-Controlled Overbreaks — Project introduction and overview of work program, ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019, 307–315, 2020.
- [2] Ziegler, M., Loew, S., Saraiva, E. PF Experiment – Progressive evolution of structurally controlled overbreaks. Poster presentation, Mont Terri Technical Meeting 38, Porrentruy, Switzerland, 29–30 January, 2020.
- [3] Gisiger, J., Schwab, L., Rösli, U. Mont Terri PF Experiment, Phase 25. Resin injection into outer annulus of 6 observation boreholes. TN2020-56, 10 pp., 2021.
- [4] Bernasconi, M. Setup of photogrammetric borehole surveys and structural rock mass modelling of the Progressive Failure experiment (Mont Terri, Switzerland), Master thesis, Department of Earth Sciences, ETH Zurich, 193 pp., 2020.
- [5] Jaeggi, D., Laurich, B., Nussbaum, C., Schuster, K., Connolly, P. Tectonic structure of the «Main Fault» in the Opalinus Clay, Mont Terri



# Mont Terri FS-B Experiment: Imaging the long term loss of faulted host rock integrity

Author und Co-author(s)	Christophe Nussbaum and Yves Guglielmi
Institution	Swisstopo and Lawrence Berkeley National Laboratory
Address	Seftigenstrasse 264, CH-3084 Wabern (Switzerland) and Cyclotron road 94705 Berkeley CA
Phone, E-mail, Internet address	Christophe.Nussbaum@swisstopo.ch and yguglielmi@lbl.gov
Duration of the Project	4 years (2018–2022)

## ABSTRACT

The FS-B experiment aims at imaging long-term fluid flow as well as permeability and stress variations through a ruptured minor fault to assess the performance of radioactive waste repositories in shale formations. Results from FS-B could also be used to assess how safe CO<sub>2</sub> storage can be and investigate the integrity of reservoirs cap-rocks. In 2020, the Covid-19 pandemic has been affecting the FS-B project because the LBNL team could travel to Switzerland to conduct the first injection experiment in November 2020, while this injection was scheduled in March 2020. Here we report on the final setting of the FS-B instruments instal-

lation. We then compare fibre optic distributed strain measurements with local SIMFIP measurements. We show a high consistency in resolution and amplitude of the instruments response to the Gallery 2018 excavation breakthrough. In addition, we confirm that the Main Fault was irreversibly activated by stress transfer from the excavation front, several gallery diameters away. Finally, we show a quick summary of the first FS-B injection which highlighted a strong heterogeneity of the fault hydraulic response. This experiment was a success in reaching the objectives, and we discuss the perspectives for data analyses in 2021.

## Project goals

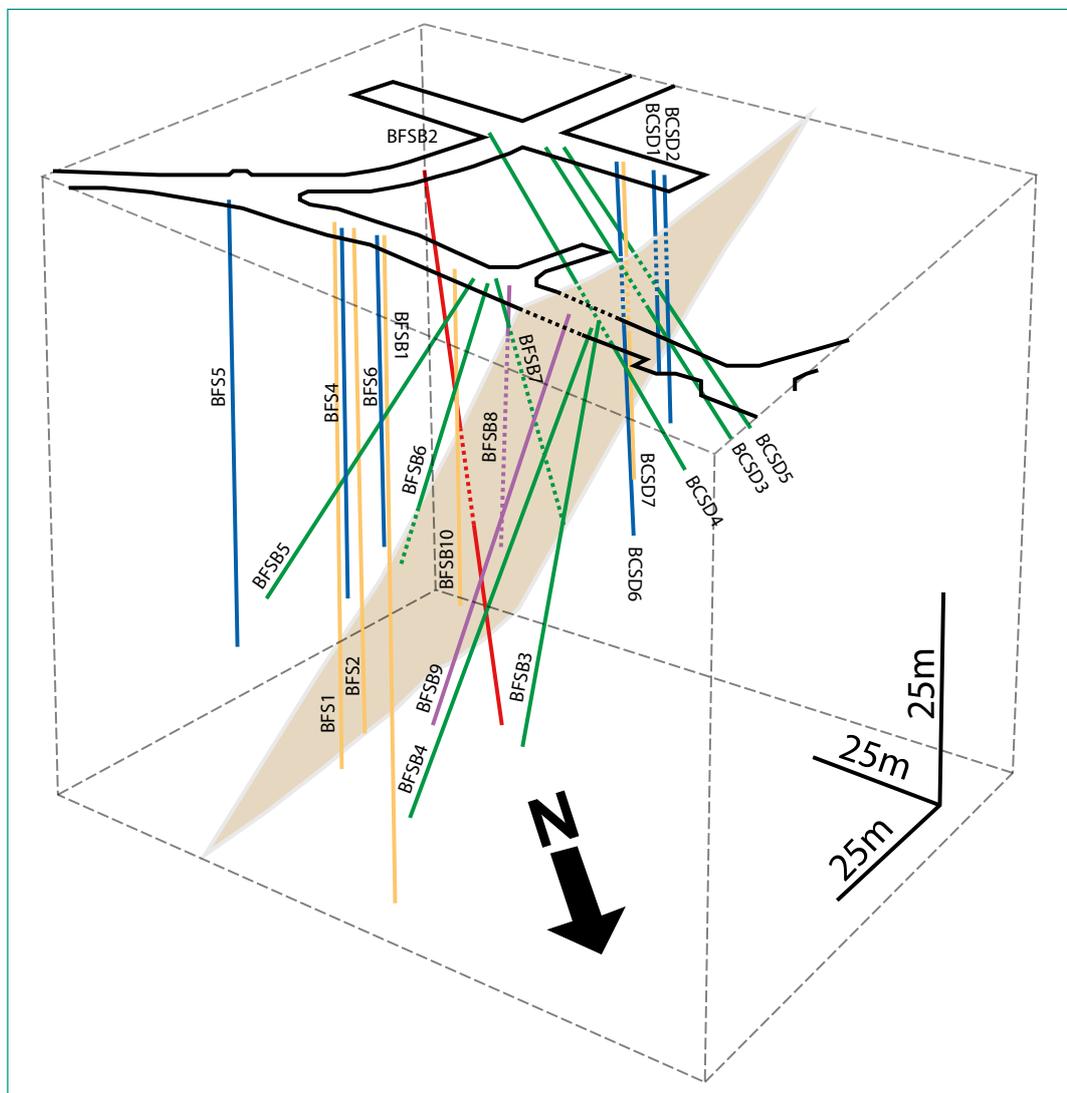
The objective of this project is to image fluid flow and stress variations during a controlled fault activation experiment by fluid injection, and monitoring is continued after the activation sequence to characterize the three-dimensional long-term permeability evolution of the stimulated fault. We have deployed the crosswell CASSM (continuous active-source seismic monitoring, [1]) method for time-lapse imaging of fluid leakage during and after activation of the Main Fault. The key idea is to discriminate changes in seismic velocities related to changes in fault permeability, fault compliance, fluid saturation, and effective stress from changes in seismic velocities related to stress perturbations induced by fault rupture. The end product is a

methodology to map the growth of fluid leakage channels in a fault compared to the growth of aseismic-to-seismic rupture patch. The CASSM approach is integrated into a dense array of pressure, strain, displacement and tilt sensors. **2020 goals were (1) to finalize the installation of the instruments, (2) Analyse the background signals and (3) Conduct a first injection test.**

## Work carried out and results obtained

### 1 – Instruments installation

All necessary instruments have been deployed and are operative for conducting the experiment. Figure 1 summarizes all the instrumented boreholes



**Figure 1.:** Three-dimensional view of the N150 trending fault zone (Main Fault is the brown surface), the Mont Terri rock laboratory galleries and the FS, FS-B and CS-D boreholes. BFS-B2 (red) is the high pressure water injection hole in the FS-B experiment. BCS-D1 is the low pressure and low flowrate CO<sub>2</sub> brine injection in the CS-D experiment. Green boreholes are instrumented with active seismic systems such as the CASSM for the FS-B experiment. Orange boreholes are instrumented with SIMFIP instruments and DAS, DSS and DTS optical fibres for local and distributed strain monitoring. Blue boreholes are measuring pore pressures. In details, many measurements are coupled. For example, all the boreholes are instrumented with optical fibres. The SIMFIP boreholes measure both pore pressure and fault displacements. Borehole BFS-B1 has been drilled through the FS seismically activated zone, and has been completed as a pore pressure and strain monitoring point in FS-B.

of the FS-B experiment, and the borehole from the joint CS-D experiments (collaboration with the colleagues from ETH-SED, Switzerland).

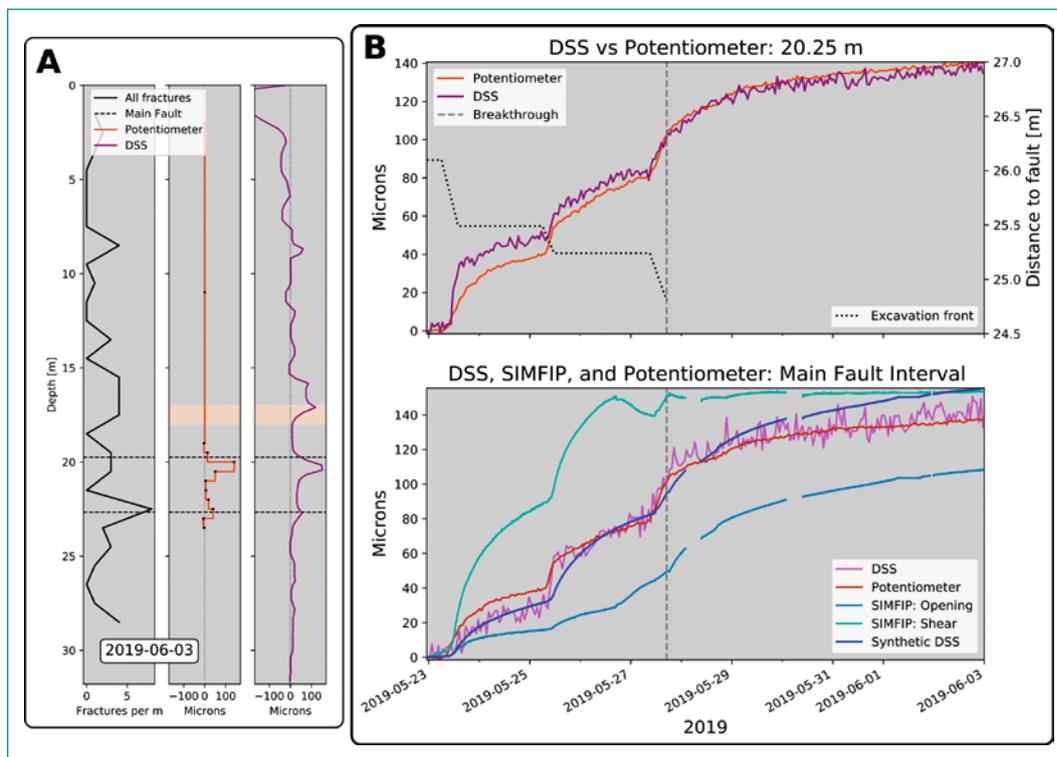
## 2 – Instruments response to the Gallery 18 breakthrough in May 2019

Here we present a suite of distributed fibre optic measurements in six boreholes drilled across a fault zone in the BCS-D niche, respectively BCS-D1 to 6 in Fig. 1. We augment these data with independent, co-located measurements of displacement from a chain potentiometer and a micrometric resolution 3D displacement sensor (SIMFIP) respectively set in BCS-D5 and BCS-D7. Above a noise floor of  $<30\mu\epsilon$ , the system is able to record in and off fault strain variations induced by a nearby 5-m diameter gallery excavation (Fig. 2). During gallery excavation, the potentiometer and distributed fibre both measure a total permanent displacement of the fault of 140 microns with a measurement cross correlation coefficient of 0.996 for the entire excavation period. Using the measured displacement field from the SIMFIP, we also verify that the DSS and chain potentiometer are sensitive to both longitudinal and shear strain with respect to their

long axis, and that the shear sensitivity is consistent with laboratory models. By independently verifying the magnitudes and sensitivity of distributed strain sensing in grouted boreholes we prove their utility beyond qualitative assessments.

In addition to the instrumental tuning preceding the FS-B tests, this «background monitoring» dataset gives interesting insights on the ability of the DSS optical fibres to characterize fault movements in a host rock:

- There are two zones where movements look mainly localized, the shallow borehole part and top and bottom of the Main Fault. Shallow part could be related to the EDZ mechanical response.
- Some other anomalies are seen at depth but of lower magnitude compared to the top of Main Fault. This means that the Main Fault is the weakest heterogeneity that is probed in these boreholes. In details, the Top of the Main Fault is more deforming than the bottom. It may be because the top is «closer» to excavation front than bottom or it may be because the fault geology is different between bottom and top. A quick comparison with borehole cores shows



**Figure 2:** Optical Fibres strain response to Gallery excavation. A) Comparison between fracture density, potentiometer «extension» and DSS strain (reported as microns as the strain is measured over a 1.0 m gauge length) six days after the breakthrough of Gallery 18 at Niche 8. B) Time series comparison between DSS and potentiometer measurements at 20.25 m depth in D5. The nearest three potentiometer elements have been integrated and scaled to 1.0 m for comparison with the 1.0 m gauge length of the DSS measurements. The dotted line shows the distance of the excavation front to the top of the fault at BCS-D5. C) Potentiometer and DSS measurements (integrated over the fault depth interval). SIMFIP measurements have been projected from ENZ coordinates into borehole coordinates for BCS-D5. Shown are total shear displacement (light green) and borehole-parallel displacement (gray blue). The dark blue curve shows the anticipated DSS measurement estimated from the SIMFIP data.

that there a geological difference between top and bottom of the Main Fault.

- Overall deformation seems to localize on some weak surfaces rather than homogeneously distribute versus distance to the perturbation source. There is a strong shear component in addition to normal fault movement.
- No anomalies detected below the bottom of the fault may show that the fault zone could act as a stress barrier to stress transfer from the excavation front.

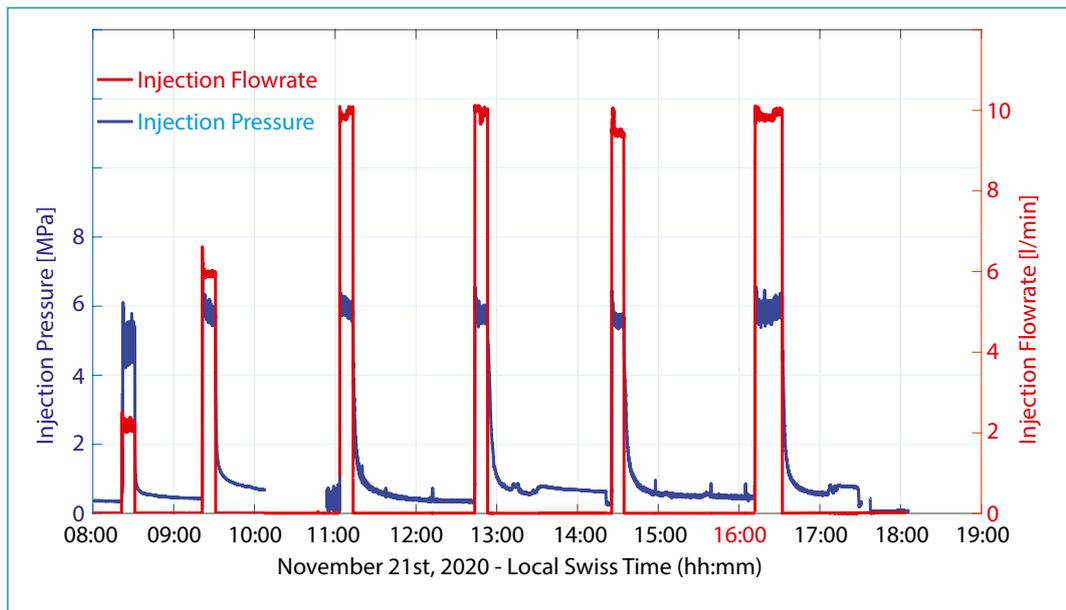
### 3 – First FS-B Injection

The first FS-B fault stimulation experiment took place on November 21<sup>st</sup>, 2020. We injected at 40.4 m depth below the gallery floor, in a 1 m long interval set across the top of the Main Fault zone (in borehole BFS-B2, Fig. 1 and 4). We conducted six injections at constant flowrates of 2 l/min (injec-

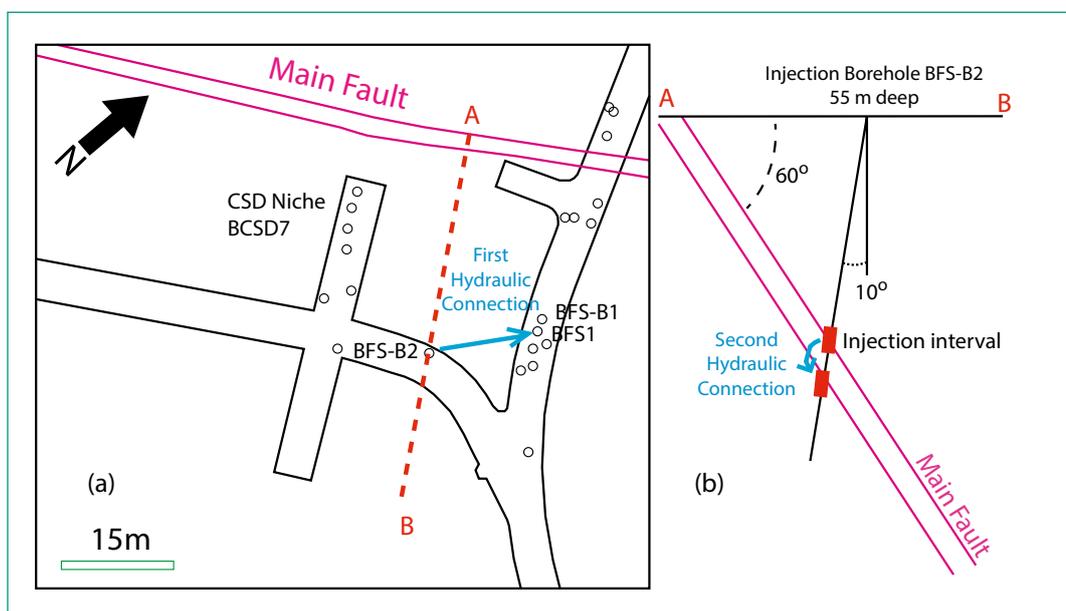
tion 1), 6 l/min (injection 2), 9.8 l/min (injection 3), 9.94 l/min (injection 4), 9.55 l/min (injection 5) and 10 l/min (injection 6, Fig. 3). The five first injections were 10 minutes long. Injection 6 was 20 minutes long. The injection interval was shut-in between the injection periods. Injection 1 started at 8:21 am and injection 6 ended at 16:32 pm. Fault hydraulically opened between 5 and 6 MPa injection pressures.

After a cumulated injected volume of 178 litres, a hydraulic connection occurred with boreholes set in gallery 2008, intersecting the fault 15–18 m away from the injection point (Fig. 4). After an injected volume of 277 litres, a hydraulic connection occurred across to the 3 meters thick fault zone. No clear hydraulic connection was observed in boreholes intersecting the fault in the CS-D niche, 8–to–10 m up-dip from the injection point. These first results show an apparent heterogeneity in the

**Figure 3:**  
Injection sequence conducted in BFS-B2 borehole on November 21<sup>st</sup>, 2020.



**Figure 4:**  
Experimental setting. (a) Plan view at the gallery level showing the hydraulic connection between injection borehole BFS-B2 and the BFS1-BFS-B1 boreholes. (b) Vertical cross section showing the hydraulic connection between top and bottom intervals set across the fault zone in borehole BFS-B2.



fault leakage that preferentially initiated parallel to the fault strike where leakage was measured to about 26% of the injected flowrate. Borehole displacements and deformations were observed on many points, including the injection point. They range in the order of 60 to 130  $10^{-6}$  m. Signals were observed in the non-hydraulically connected CS-D zone showing that this zone was deformed during the stimulation. Primary objective of the FS-B experiments to create a significant leak into an initially low permeable fault zone was reached. This leak is tightly coupled to fault deformation complexity.

## National Cooperation

There is a strong interaction between the FS-B project (lead LBNL/DOE) and the CS-D project (lead ETHZ-SED). This includes mutualizing instruments, joint analyses of data and publication. In parallel, the swisstopo Mont Terri team has been very helpful in setting up the November injection since the LBNL team could only come as a reduced number of persons. ENSI, ETH (SED) and swisstopo are the official Swiss partners of the FS-B experiment.

## International Cooperation

The FS-B partners represent a large international group including oil and gas companies (Chevron, TOTAL, Shell and CCP consortia under the lead by BP), and the international Mont Terri Partners (BGR, US DOE, IRSN and JAEA).

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

**Success** – The project was highly successful in achieving its 2020's goals despite strong perturbations related to the Covid-19 pandemic. Indeed, as planned, instrument setting was finalized and a first fault stimulation was successfully conducted.

**One key result of the year is that we were able to conduct one of the first quantitative estimation of distributed fibre optic sensors ability to detect fault opening and shear movements on fault surface.** We also showed that a fault can be activated in a Host Rock several gallery diameter from an excavation, i.e. well beyond the Excavation Damage Zone.

**Perspectives** – After this first injection, a long term monitoring of the post stimulation effects was set up. Pulse tests will be repeated at the injection point to detect any eventual evolution of the Main Fault permeability. All DSS and local strain instruments will continuously monitor for several weeks, as well as the CASSM imaging system. We anticipate this long term monitoring to last several months following the November stimulation. A new stimulation will then be conducted in 2021 with a protocol that will be defined by considering the analyses of the November dataset. Objectives for 2021 are (1) to check the data quality, (2) analyse the November data by producing time lapse images of seismic waves velocity variations (3) correlate these image with pressure and strain data and (4) initiate some fully coupled numerical analyses of the fault response to injections.

## Publications

- *Alba Zappone, Antonio Pio Rinaldi, Melchior Grab, Quinn Wenning, Clément Roques, Claudio Madonna, Anne Obermann, Stefano M. Bernasconi, Florian Soom, Paul Cook, Yves Guglielmi, Christophe Nussbaum, Domenico Giardini, Stefan Wiemer (2020)* Fault sealing and caprock integrity for CO<sub>2</sub> storage: an in-situ injection experiment, Solid Earth, Discussions, <https://doi.org/10.5194/se-2020-100> Preprint. Discussion started: 11 August 2020.
- *Antonio P. Rinaldi, Alba Zappone, Melchior Grab, Quinn Wenning, Clément Roques, Yves Guglielmi, Claudio Madonna, Anne Obermann, Christophe Nussbaum, Stefan Wiemer (2020)*. Fault hydromechanical characterization and CO<sub>2</sub>-saturated water injection at the CS-D experiment (Mont Terri Rock Laboratory). EGU 2020 conference, Austria.
- *Antonio P. Rinaldi, Yves Guglielmi, Alba Zappone, Florian Soom, Michelle Robertson, Paul Cook, Maria Kakurina, Quinn Wenning, Dorothee Rebscher, Christophe Nussbaum (2020)*. Coupled processes in clay during tunnel excavation. EGU 2020 conference, Austria.
- *Y. Guglielmi, J. Birkholzer, J. Ajo-Franklin, C. Nussbaum, F. Cappa, P. Marchesini, M. Robertson, M. Schoenball, C. Hopp, P. Cook and F. Soom (2020)*. Imaging Poro-Elastic Effects induced by a Normal Fault Aseismic-to-Seismic Dislocation in Shales. EGU 2020 conference, Austria.

- C.Hopp, Y.Guglielmi, A.P.Rinaldi, A.Zappone (in preparation). Distributed fibre optic strain measurements of fault slip in grouted boreholes. Paper will be submitted to a peer review research journal before the end of 2020.
- Y.Guglielmi (2020). Fault Reactivation Experiments and Modeling Highlight Aseismic Fault Leakage in Caprock Analogue And the Risk of Induced Seismicity. Invited Conference at the University of Roma, Italy, 9/21/2020.

## References

- [1] Marchesini, P., Ajo-Franklin, J. B. and Daley, T. (2017). In situ measurement of velocity-stress sensitivity using crosswell continuous active-source seismic monitoring. *Geophysics*, Vol 82, N°5 (September-October 2017), 319–326.

# 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) constitutive 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 the laboratory, a series of consolidated-undrained compression tests (CU) under different effective pre-consolidation stresses for samples loaded parallel to bedding were conducted. The results show the dependency of strength with effective mean stress and allow the determination of a failure model which will be implemented in the con-

stitutive model for Opalinus Clay. In addition to these laboratory tests, an elasto-plastic-damage model was implemented in MOOSE to describe the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay. The model accounts for three deformation regimes, i.e. 1) initial elastic behavior, 2) plastic strain up to the peak strength and 3) post-peak behaviour. Preliminary model calibration was carried out by using the existing laboratory data for Opalinus Clay. To accomplish this, the CU-tests performed by Wild et al. (2018) were adopted to estimate the model parameters in the pre-failure regime. The CU-tests conducted at the RWTH Aachen University on P-specimens were also used to calibrate the damage model.

## Project goals

Development of a fully coupled hydro-mechanical (HM) constitutive law is the key to predict the physical behaviour of Opalinus Clay. For the development of such a constitutive model in the framework of the HM-C experiment, 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 is able to simulate the HM response of the Opalinus Clay
- Calibration, verification and validation of the developed constitutive model with ongoing laboratory and existing field experiments
- Identification and analysis of microstructural deformation mechanisms on tri-axially sheared Opalinus samples using BIB-SEM techniques

## Work Carried Out and Results Obtained

RWTH Aachen attempts to reach the abovementioned goals via conducting a series of laboratory experiments and numerical simulations, concurrently. A summary of the accomplished work and the obtained results are presented below:

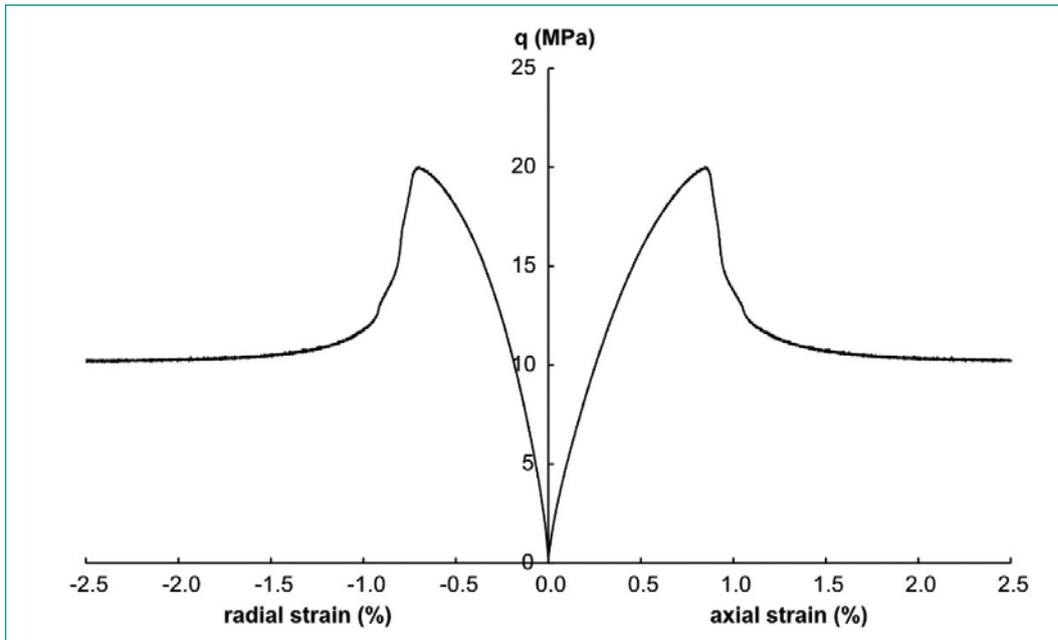
### Laboratory Experiments

HM-coupled laboratory experiments on Opalinus Clay samples from the shaly facies were conducted under saturated conditions. The test series included consolidated-undrained compression tests (CU) under different effective pre-consolidation stresses for samples loaded parallel to bedding. The basic experimental procedure was adapted from Wild et al. 2017. However, the saturation process was modified. For the CU tests presented here a vacuum phase at the beginning of the experiment

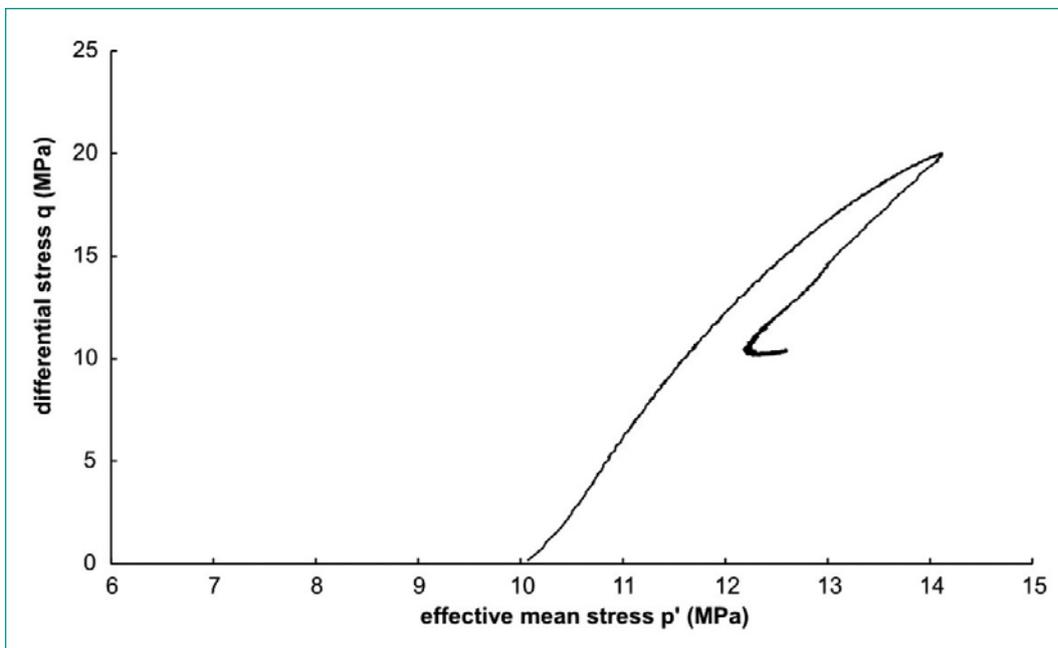
was performed to de-air the pore pressure circuits instead of flushing them. Subsequently, we apply effective confinement stress of 1.2 MPa to prevent swelling and potential damage. After strain equilibration, the saturation stage is followed by individual B-checks in which the pore pressure increase upon isostatic loading is recorded. When reaching a satisfying B-value (i.e. in the range of 0.9) or two successive B-values showed no increase by more than  $\Delta\pm 3\%$ , the sample was considered saturated. In the subsequent consolidation phase, the sample was loaded up to a desired effective stress by increasing both pore pressure and confining stress simultaneously. Consolidation was reached when the changes of strains and excess pore volume flow were constant. In the shearing phase, the differential load was applied based on an axial strain rate of  $2E-07 \text{ s}^{-1}$  until an axial strain of 4% to reach the material's residual strength. During the experiment, the axial strain was measured using 3 LVDTs (linear variable differential transformer) sensors and the radial deformation recorded using a diametral extensometer, which allows the measurement of Poisson's ratios normal or parallel to bedding. The high-frequency acquisition and controlling system allows for accurate and stable test performance resulting in constant strain rates even in the post-peak-stress domain.

For our experiments, an experimental time in the range of 7 to 10 days was required. Due to the pre-saturation by sample storage at high relative humidities of 94–95%, and the small sample size, i.e. length and diameter of approximately 60 and 30 mm, respectively, the saturation procedure and the total experimental time was considerably reduced.

The tests were consolidated to effective confining stresses of 2.5, 4, 10, and 16 MPa. Figure 1 shows the stress-strain curves for a test at 12.5 confining stress and initial pore pressure of 2.5 MPa. From this curve, both the elastic properties such as Young's modulus and Poisson's ratio and the peak and residual strength parameters were obtained. Figure 2 shows the effective stress path in  $p'$ - $q$ -space. From the pore pressure response, the onset of yielding and dilation, defined as the deviation from linearity, and the peak, respectively, were obtained. The full test series shows the dependency of strength with effective mean stress and allows for determining various failure envelopes, which will be implemented in the constitutive model for Opalinus Clay.



**Figure 1:** Differential stress over axial and radial strain curves measured for a test on a *p*-sample consolidated at effective stress of 10 MPa.



**Figure 2:** Stress path for a *p*-sample consolidated to an effective stress of 10 MPa.

The first results show a non-linear behaviour of peak and residual strength dependent on effective mean stress. The linear elastic stress-strain response during axial loading is also dependent on the effective confinement and was observed in the low-strain region indicating early onset of yielding. The onset of volumetric dilation, i.e. the peak of pore pressure, is reached shortly before the stress peak at axial strains between 0.5 and 1%. Additionally, hydraulic testing was continued using the pore pressure oscillation method to investigate the anisotropic behaviour of Opalinus Clay. We used a combination of additional lab tests and a numerical simulation based on the experimental boundary conditions and hydro-mechanical cou-

pling. The first results show a ratio of anisotropy for *P*- and *S*-sample between 5 and 15 for the tested hydraulic parameters, i.e. permeability and storativity, depending on the applied oscillation frequency.

#### Constitutive Modelling of Opalinus Clay

An elasto-plastic-damage model was implemented in MOOSE to describe the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay. The model accounts for three deformation regimes, i.e. 1) initial elastic behavior, 2) plastic strain up to the peak strength and 3) post-peak behavior. These deformation regimes are described below.

### Elastic Deformation

A transversely isotropic elastic model was used to describe the reversible deformation in Opalinus Clay. The stress-strain relation for a transversely isotropic material was defined as follows:

$$1) \quad \sigma' = \mathbf{C}(E_{\parallel}, E_{\perp}, \nu_{\parallel}, \nu_{\perp}, G) \boldsymbol{\varepsilon}_{el}$$

Where,  $\mathbf{C}$  is a fourth order elasticity tensor which is a function of 5 independent elastic parameters, i.e.  $E_{\parallel}, E_{\perp}, \nu_{\parallel}, \nu_{\perp}, G$ . The subscripts  $\parallel$  and  $\perp$  refer to the parallel and perpendicular direction to bedding, respectively. The stress-strain relation given by Eq. 1 was expressed in the principal material coordinate (i.e. normal and parallel to the bedding). In general, the material coordinates do not coincide with the reference coordinate (i.e. the coordinate system for stress and strain). Therefore, depending on the bedding orientation, the elastic tensor  $\mathbf{C}$  needs to be transformed into the reference coordinate by using a rotation matrix. The rotation matrix is a function of dip and strike of beddings.

### Plastic Deformation and Failure Surface

The plastic strain component was expressed as the derivative of a plastic potential function  $Q$ :

$$2) \quad \dot{\boldsymbol{\varepsilon}}_{pl} = \dot{\lambda}_p \frac{\partial Q}{\partial \boldsymbol{\sigma}}$$

Where  $\dot{\lambda}_p$  is the plastic multiplier. The limit between the elastic and plastic domains is represented by a yield surface  $f$ . The hierarchical single surface (HISS) plasticity model introduced by Desai (1987) was implemented in MOOSE to describe the plastic yield, volumetric dilation and shear strength of Opalinus Clay. The yield function  $f$  in this model is defined as follows:

$$3) \quad f = q^2 - (-\alpha p'^n + \gamma p'^2)(e^{\beta_1 p'} - \beta_2 \cos(\theta))^{-0.5}$$

Where  $n, \gamma, \beta_1, \beta_2$  are model parameters. The yield function  $f$  is dependent on three stress invariants i.e. the mean effective stress  $p'$ , the differential

stress  $q$  and the Lode's angle  $\theta$ . Eq. 3 corresponds to an oval-shaped yield surface illustrated in Fig. 3. Parameter  $\alpha$  in Eq. 3 is a hardening parameter that controls the size of the plastic yield surface in the stress space. The hardening parameter  $\alpha$  is a function of accumulated plastic strain. With increasing the plastic strain, the expanding yield surfaces approach a non-linear failure surface (red curve in Fig. 3). The strength parameter  $\gamma$  in Eq. 3 determines the slope of the failure surface. Fig. 3 also shows the onset of dilation in  $p'$ - $q$  space (blue curve). This curve separates the dilation domain ( $dV_{pl} > 0$ ) from the compression domain ( $dV_{pl} < 0$ ).

### Post-peak regime

The post-peak behavior was modeled by including a damage parameter in the mechanical constitutive model. It was assumed that the material softening observed during CU-tests is due to two different mechanisms, i.e. 1) stiffness degradation and/or 2) strength degradation. The first mechanism was formulated in the context of continuum damage mechanics, in which the material softening is associated with damaged elastic stiffness, while the second mechanism describes the effect of damage on the ultimate shear strength.

In the stiffness degradation approach, the elastic stiffness tensor  $\mathbf{C}$  of a damaged material was defined as follows:

$$4) \quad \mathbf{C}(d) = (1 - d) \mathbf{C}_0$$

Where  $d$  is a damage variable, and  $\mathbf{C}_0$  is the transversely isotropic stiffness tensor of the undamaged material.

In the strength degradation approach, the plastic model is coupled with the damage parameter by introducing a damaged strength parameter  $\gamma$ , i.e.

$$5) \quad \gamma(d) = \gamma_R + (1 - d)(\gamma_0 - \gamma_R)$$

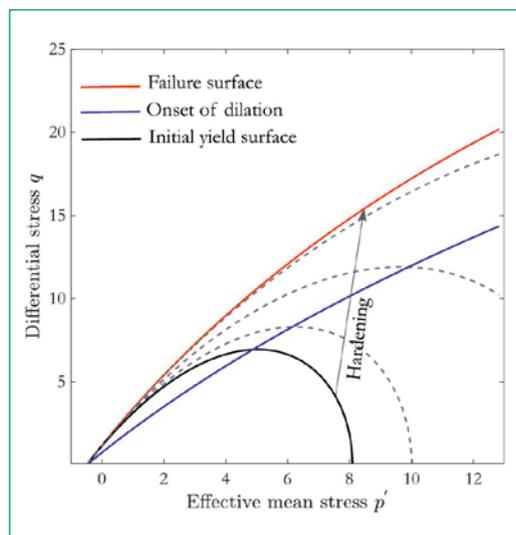
Here,  $\gamma_0$  and  $\gamma_R$  are the values of the strength parameter in the undamaged and residual states, respectively.

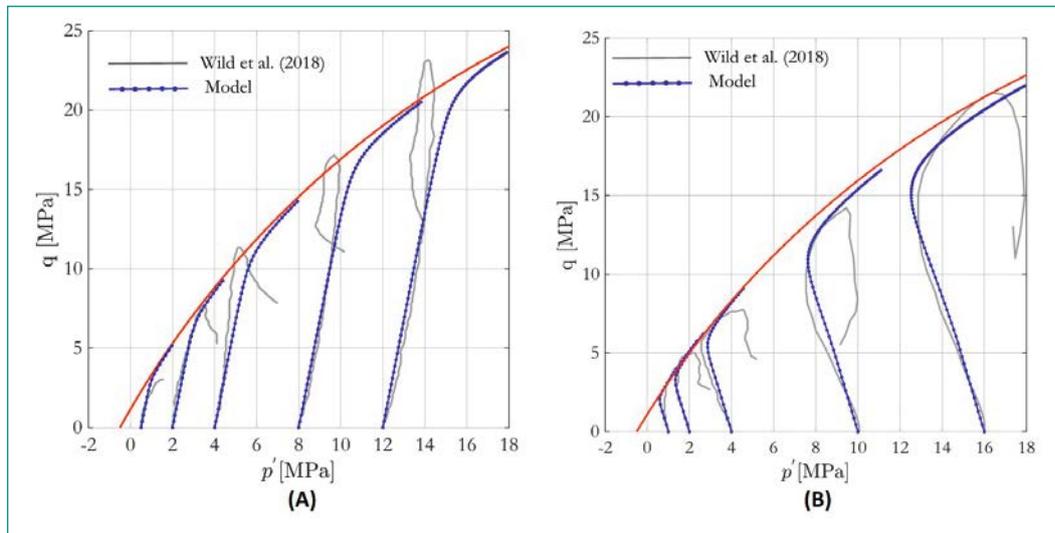
### Model calibration

Preliminary model calibration was carried out by using existing laboratory data for Opalinus Clay. To accomplish this, the CU-tests performed by Wild et al. (2018) were adopted to estimate the model parameters in the pre-failure regime (without damage and softening). Fig. 4 shows the modeled effective stress paths for P- and S- specimens. A preliminary study was performed to evaluate the performance of the damage model in the post-peak regime. The CU-tests conducted at the LIH laboratory on P- specimens were used to calibrate

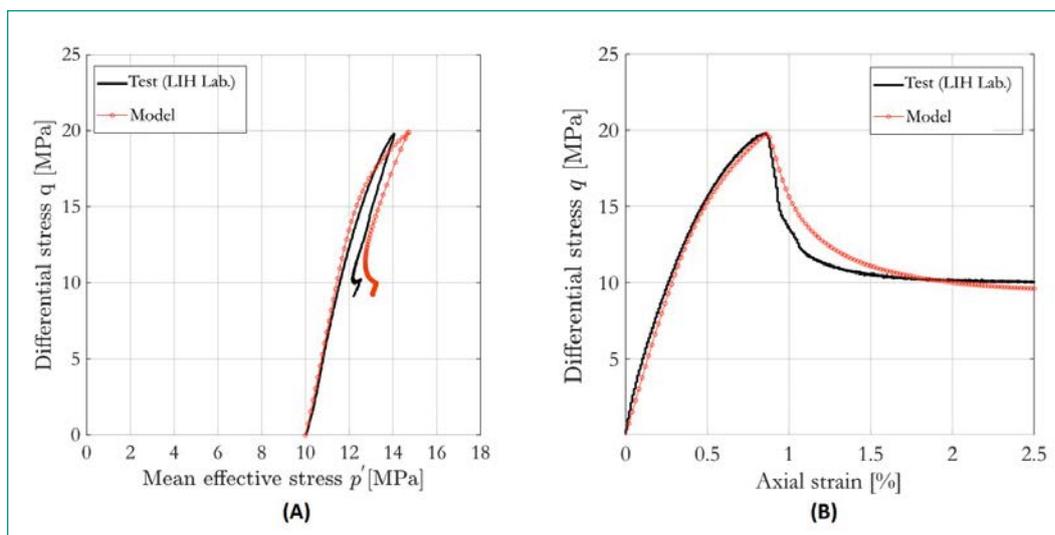
Figure 3:

Yield Surface, Onset of dilation and failure surface in  $p'$ - $q$  space.





**Figure 4:** Modeling of effective stress paths in pre-failure regime during cu-tests; (a)  $p$ -specimens; (b)  $s$ -specimens (test data from wild et al. 2018).



**Figure 5:** (a) modeling of effective stress path; (b) modeling of stress-strain behavior including post-peak regime (test data from LIH-RWTH laboratory).

the damage model. Fig. 5 shows the modelling results for a test at 12.5 MPa confining stress and initial pore pressure of 2.5 MPa.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

### Laboratory Experiments

In 2020, the first consolidated-undrained triaxial compression tests have been successfully performed. The hydro-mechanical parameters of Opalinus Clay obtained from these tests were implemented in the constitutive model. Hydraulic studies using the pore pressure oscillation method in experiments and simulations were continued to characterize the hydraulic anisotropy. In 2021, the effect of anisotropy on hydro-mechanical properties will be investigated for the implementation of an anisotropic failure model in the constitutive model. Firstly, an extensive series of uniaxial com-

pressive strength tests will be performed using various configurations of bedding angle towards loading direction. The sample will be saturated in desiccators used under various saturation conditions to quantify the effect of suction. Secondly, CU-tests will be performed on samples with bedding orientation oblique to axial loading for the least strength quantification of Opalinus Clay. Post-experimental microstructural investigations of the tested samples will strengthen our understanding of failure and involved mechanisms in the anisotropic Opalinus Clay.

### Numerical Simulation

In 2020, a comprehensive study was carried out to model the HM-B experiment in MOOSE. The main physical equations required to describe hydro-mechanically coupled processes for both saturated and unsaturated porous media were used to simulate the pore pressure response observed within the HM-B experiment. A non-associated plastic

model was also implemented in MOOSE to describe the volumetric compression, volumetric dilation and shear strength of Opalinus Clay. A preliminary study was performed to determine the model parameters for P- and S-specimens by using the existing laboratory data (literature and own laboratory data). The implemented plastic model was then coupled with a damage model to describe the post-peak behavior during the CU-tests. Preliminary modeling results for P-specimens show that the softening in CU-tests can be a result of both stiffness and strength degradation.

In 2021, the implemented plastic model will be extended to an anisotropic plastic model that accounts for different failure surfaces with respect to the bedding orientation. The anisotropic plastic model will be calibrated against our future laboratory tests, in particular for the samples with bedding orientation oblique to the axial loading. The damage model will be then tested against our future laboratory experiments. The required modifications will be implemented to improve the performance of the model. Moreover, a large-scale tunnel model will be developed to validate the implemented constitutive model against existing field data.

Clay: Lessons Learned from an Overcoring Experiment. Geomechanik-Kolloquium, Freiberg, Germany.

## References

- [1] Desai, C.S., Somasundaram, S. and Frantzikonis, G. (1986). A hierarchical approach for constitutive modelling of geologic materials. *International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics*, 10(3), 225–257.
- [2] Wild, K., Barla, M., Turinetti, G. and Amann F. (2017). A multi-stage triaxial testing procedure for low permeable geomaterials applied to Opalinus Clay. *Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering*, 9(3), 519–530.
- [3] Wild, K.M., and Amann, F. (2018). Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay—Part 1: Pore pressure response and effective geomechanical properties under consideration of confinement and anisotropy. *Engineering Geology*, 237, 32–41.

## Publications

- [1] Winhausen, L., Amann-Hildenbrand, A., Fink, R., Jalali, M., Khaledi, K., Hamdi, P., Urai, J., Schmatz, J. and Amann, F. (2020). A comparative study on methods for determining the hydraulic properties of a clay shale. *Geophysical Journal International*, DOI: <https://doi.org/10.1093/gji/ggaa532>
- [2] Khaledi, K., Hamdi, P., Winhausen, L., Jalali, M., Jaeggi, D. and Amann, F. Hydro-Mechanical Coupled Analysis of an Overcoring Experiment in Opalinus Clay: Experimental and Numerical Results. Submitted to *Journal of Geophysical Research*.
- [3] Jalali M., Gschwind S., Offers, S.A., Khaledi, K., Hamdi, P., Winhausen, L., Jaeggi, D. and Amann, F. Relations of Mineralogical Composition, Petrophysical and Geomechanical Index Properties of Opalinus Clay at Mont Terri Rock Laboratory. Under submission to *Engineering Geology Journal*.
- [4] Amann F., Khaledi, K., Hamdi, P., Winhausen, L. and Jalali, M. (2020) Short-Term Pore Pressure Evolution around Tunnels in Opalinus

# Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel

## Status update (Part 5)

Author und Co-author(s)	M. Ziegler, M. Lukovic, A. A. Lavasan, F. Christ, M. Schoen, S. 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	5 years

### ABSTRACT

The *Sanierungstunnel Belchen (STB)* project aims at a better understanding of in-situ swelling processes in the Opalinus Clay (OPA) shale around tunnels excavated with a Tunnel Boring Machine (TBM). The STB transects folded intact and faulted OPA rock masses, giving us the possibility to explore their behaviour with respect to swelling at the lab and tunnel scale. In 2020, our works were partly interrupted by

laboratory closures due to Covid-19 restrictions. Nevertheless, we could finalise mineralogical analyses of intact and faulted rocks of our monitoring section, begin the geochemical analysis of squeezed Belchen OPA pore waters, continue some of the planned swelling tests, and explore first thermomechanical simulations. These are described in this report. In summer 2021 we will conclude the STB project.

## Project status overview

The *Sanierungstunnel Belchen (STB)* project investigates the *in-situ* swelling process of Opalinus Clay (OPA) shale in a tunnel excavated with a Tunnel Boring Machine (TBM) with a wide range of methods, including in-situ monitoring and testing, laboratory analyses, and numerical simulations. For a detailed introduction to the project, its goals, and the applied methods the interested reader is forwarded to Ziegler and Loew (2017, 2018). Renz et al. (2019) and Ziegler et al. (2020) presented research status updates.

This report gives a status update, focusing on mineralogical results of intact and faulted OPA shale sampled from our four investigation and monitoring boreholes in the cross passage (CP) 5a of the new Belchen N2 highway tunnel, pore water sampling and analysis methodology, laboratory swelling tests, and thermomechanical numerical simulations of the rock mass and tunnel lining behaviour in the monitoring section. Finally, we present an outline for our research works in 2021. In 2020, the planned laboratory works had to be discontinued at RUB and ETH Zurich due to Covid-19 related closure of own and partner laboratories. In 2021, the delayed works will be continued, and the STB project finally concluded.

## Work carried out and results obtained

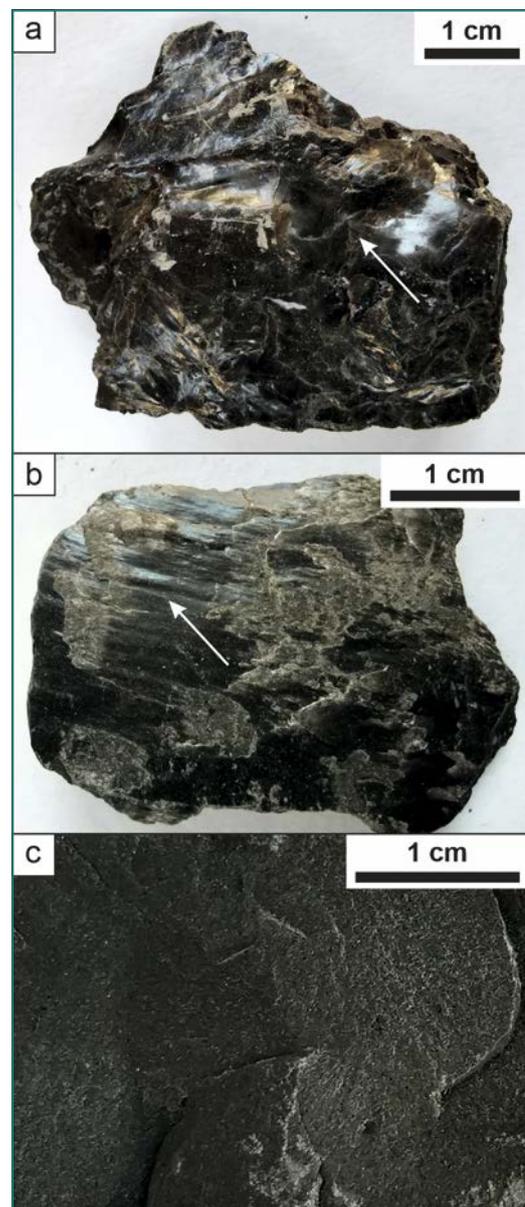
### Clay mineralogical analyses of intact and faulted rock

The goal of this analysis was to compare mineralogical compositions of OPA samples taken from intact and faulted rock mass portions. Our focus was on the swellable clay minerals. Samples for the testing were taken from the boreholes located in CP 5a. Faulted clay shale was easily distinguished from intact clay shale by the presence of shear zones of scaly clay with shiny slickensided surfaces (Figure 1). According to Laurich et al. (2017), scaly clay is «formed by the progressive interaction of thin shear zones to generate new ones, evolving into a network of anastomosing shear zones between microlithons». Because no swelling tests of fault rocks with undisturbed structural state could be prepared (note that fault rocks from Belchen fracture upon sample preparation), we prepared powders of fault and intact rock material for swelling tests at RUB and for the mineralogical analyses

conducted at ETH Zurich. The latter analyses included XRD quantitative analysis using the Rietveld refinement method.

We extracted twenty samples from sealed drill core liners from boreholes CP1 to CP4 using core logs and photographs from Soares (2017). Intact rock samples were already selected by T. Renz from boreholes CP1 to CP3 during preparation of our first swelling tests. At least two samples of fault zones were taken originating from different depth along the four boreholes. Sampled core intervals of intact (I) and fault zone (F) rocks are given in Table 1.

For XRD analyses, we crushed about 5 g of each sample, after coarse breaking of the samples using a hydraulic press if necessary. Grained material be-



**Figure 1:** Examples of Opalinus Clay faulted (a, b) and intact (c) rock from CP drill cores. Pieces of scaly clay from fault zones can have curved, mirror-like (polished) surfaces without macroscopically visible striations (a) and striated slickensides (b).

Sample	Borehole	Depth interval [m]	Kaolinite	Muscovite/ Illite	Illite/Smectite interstratified	Chlorite	Quartz	Na-Plagioclase	K-feldspar	Dolomite	Calcite	Siderite	Gypsum	Pyrite	Anatase
I4	CP1	2.50–3.25	20.1	28.5	14.9	5.3	16.9	1.2	2.0	1.4	5.8	1.8	0.3	<0.4	1.6
I5	CP1	2.50–3.25	20.2	31.3	11.7	4.0	17.1	1.0	1.9	1.3	6.0	1.6	<0.3	2.6	1.3
I8	CP1	6.25–7.00	20.3	31.0	11.6	4.9	17.0	1.0	1.8	1.1	5.8	4.2	<0.3	<0.4	1.2
I9	CP1	6.25–7.00	20.0	31.4	11.7	4.7	17.2	1.0	1.8	1.1	5.5	4.0	0.3	<0.4	1.4
I10	CP1	6.25–7.00	20.0	26.9	14.7	5.0	15.6	1.1	1.7	1.0	5.1	7.0	0.3	<0.4	1.5
I6	CP2	2.80–3.55	17.4	22.8	13.5	4.8	15.9	0.9	1.8	1.5	5.7	13.0	0.3	1.0	1.5
I11	CP2	16.00–16.75	19.9	26.7	12.3	4.7	19.2	1.2	2.1	1.4	7.1	1.9	<0.3	1.8	1.5
I1	CP3	0.30–1.35	19.8	24.5	16.0	5.1	16.9	1.2	2.0	1.4	6.4	3.4	<0.3	1.6	1.6
I2	CP3	0.30–1.35	19.3	25.4	12.1	4.5	20.4	1.2	2.0	1.4	7.0	2.1	0.4	2.9	1.3
I3	CP3	0.30–1.35	19.6	26.9	11.5	4.5	21.2	1.2	2.2	1.5	6.8	2.2	0.3	0.7	1.4
I7	CP3	5.35–5.95	19.7	23.4	11.1	4.6	20.3	1.2	2.1	1.1	8.7	3.8	<0.3	2.8	1.3
F5	CP1	12.25–13.00	20.5	27.0	15.3	5.4	15.6	1.1	1.8	1.3	5.7	4.0	0.3	0.7	1.3
F9	CP1	15.95–16.75	21.1	27.4	16.0	5.3	15.9	1.2	1.8	1.4	5.4	1.5	<0.3	1.7	1.3
F3	CP2	8.50–9.25	19.4	27.1	15.6	4.5	16.4	1.1	1.9	1.1	7.9	2.1	<0.3	1.4	1.5
F4	CP2	12.00–12.25	17.2	23.1	12.9	5.0	17.2	0.9	1.6	0.6	5.9	13.2	0.3	0.8	1.3
F6	CP2	13.00–13.75	20.8	27.9	14.8	5.3	17.5	1.1	1.9	1.1	4.8	2.4	<0.3	0.8	1.6
F1	CP3	2.55–3.60	18.9	28.7	11.8	4.8	19.2	1.0	1.9	1.0	6.5	4.2	<0.3	0.7	1.4
F8	CP3	14.70–15.30	17.0	26.4	14.3	6.5	17.5	1.2	1.7	1.6	8.7	1.7	0.4	1.7	1.4
F2	CP4	4.65–5.25	19.0	28.7	12.2	4.6	18.9	0.9	1.8	1.1	6.6	3.8	<0.3	1.1	1.3
F7	CP4	13.05–13.50	19.5	25.5	14.8	4.5	19.8	1.1	2.0	0.9	6.7	2.7	<0.3	1.1	1.5

**Table 1:** Weight contents (wt.-%) of clay and non-clay fraction minerals from XRD quantitative analyses of eleven intact and nine faulted Opalinus Clay shale samples

low 400 µm was then milled in a Retsch McCrone XRD mill with 7 ml of ethanol. After oven drying the milled samples at 65 °C, the powder was sieved through a 200 µm sieve and placed in sample holders for XRD analysis. Additionally, two smear slide samples were made from the same powder material. Finally, we analysed the grain size fraction < 2 µm, obtained by *hydro-sieving*, to identify the amount of illite in illite/smectite mixed-layer crystals.

Samples for powder swelling tests were first crushed by using a hydraulic press to reach a grain size of <4 mm. Grained material was then pulverised in portions of maximum 60 g per round using an agate disc mill. The powders were vacuum sealed for transport to RUB.

The quantitative mineralogical analysis results are summarised in Table 1. The total clay mineral contents for fault samples range from 58.2 wt.-% (sample F4) to 69.8 wt.-% (F9) and for intact rock from 58.5 wt.-% (sample I6) to 68.8 wt.-% (sample I4). The quantity of clay minerals is on average slightly higher for faulted rocks (65.4 wt.-%) compared to intact rock samples (64.4 wt.-%).

With respect to the borehole locations, the average clay content is higher in boreholes CP1 and CP2 (66.0 wt.-%), drilled about parallel to bedding planes, compared to 63.1 wt.-% for boreholes CP3 and CP4, drilled about perpendicular to bedding planes. In addition, the compositions of non-clay minerals are very similar between intact and fault rock samples. Their average weight percentages are 17.8% for quartz, 6.4% for calcite, 4% for siderite (note its range from 1.5 to 13.2%), 1.9% for K-feldspar, 1.4% for anatase, 1.3% for pyrite, 1.2% for dolomite, and 1.1% for Na-plagioclase. In addition, some traces (≤0.4 wt.-%) of gypsum were found. No systematic trends were found in mineralogical compositions of the samples with respect to the borehole depth intervals.

Individual clay minerals showed no distinct differences between intact rock and fault zone samples. Their weight percentages range 22.8–31.4% for muscovite/illite, 17.0–21.1% for kaolinite, 11.1–16.0% for mixed-layer illite/smectite, and 4.0–6.5% for chlorite. In addition, the concentration of illite in the illite/smectite mixed-layer crystals ranges between 64–75 wt.-% (not shown) with no

significant differences between intact and fault rock samples. Given the similarity of the mineralogical composition of intact and fault rocks, no distinct rock-water interactions nor any important new mineral precipitations seem to have occurred in the tested faults, suggesting further that these faults are likely in a chemical equilibrium with pore waters and/or have similar hydraulic (diffusion dominated) properties compared to the intact rock (at least outside of the Excavation Damaged Zone (EDZ); cf., hydraulic test results of faults in the EDZ by Renz et al. 2019). Thus, we expect no distinct differences in the rocks' behaviours in powder swelling tests, which were therefore not conducted. However, the different rock structures (i.e., bedding plane dominated vs. scaly clay/slickensided dominated) and associated strength and permeability properties may cause differences in their in-situ swelling behaviour (e.g., caused by possible concentration of advective water flow along reactivated, permeable faults in the EDZ; cf., de Haller et al. (2014)).

The analysed samples from the new Belchen tunnel are of a similar general mineralogical composition (i.e., not considering individual clay and carbonate mineral percentages) compared to Opalinus Clay «shale facies» samples from other sites. This is illustrated in Figure 2 that displays our results together with compiled data from Nagra (2002) in a ternary diagram of quartz-carbonate-clay minerals, including OPA samples from Riniken, Schafisheim, Benken, Weiach, and the Mont Terri Underground Research Laboratory (MT URL). Compared to a compilation of Opalinus Clay shale best estimate compositions of the MT URL shale

from Bossart and Thury (2008, and references cited therein), our samples had a lower average content of chlorite (4.9 wt.-% vs. 10 wt.-%) and calcite (6.4 wt.-% vs. 13 wt.-%), and higher contents of illite+illite/smectite mixed layer crystals (40.5 wt.-% vs. 34 wt.-%) and quartz (17.8 wt.-% vs. 13.7 wt.-%).

### Pore water chemistry analyses

Clay shale deformation by swelling depends on the water chemistry, among other factors (e.g., clay content, clay mineralogy). «Free swelling» experiments of Opalinus Clay rocks showed higher swelling heaves when immersed in deionised water compared to KCl-solutions or artificial pore waters (e.g., Homand et al. 1996; Vögtli and Bossart 1998). Thus, it is of interest to conduct swelling tests on Opalinus Clay shale from Belchen not only with deionised water to receive upper limit expansion (and pressure) values, but to use artificial pore water to receive information of the lower bound, or at least reduced, values. We use pore water squeezing technique at pressures ranging from 75 MPa to 200 MPa to obtain Belchen pore waters from the Opalinus Clay of our investigation site. Note that no water from OPA shale could be sampled in situ from the monitoring boreholes. According to tests from Mazurek et al. (2015) on indurated shales, pore water squeezed at  $\leq 200$  MPa closely represented the chemical and isotopic composition of in-situ sampled, free pore water. At the time of writing, pore water extraction and chemical analyses using ion chromatography and inductively coupled plasma atomic emission spectroscopy (ICP-AES) are being carried out by A. M. Fernández Díaz at Ciemat in Madrid, Spain. Pore water could be extracted at a pressure of  $\geq 125$  MPa. Pore water chemistry is investigated for two intact core intervals (CP1: 8.50–9.25 m, CP2: 5.45–6.25 m). Results will be presented in the final report and in Christ et al. (in prep.).

### In-situ monitoring systems

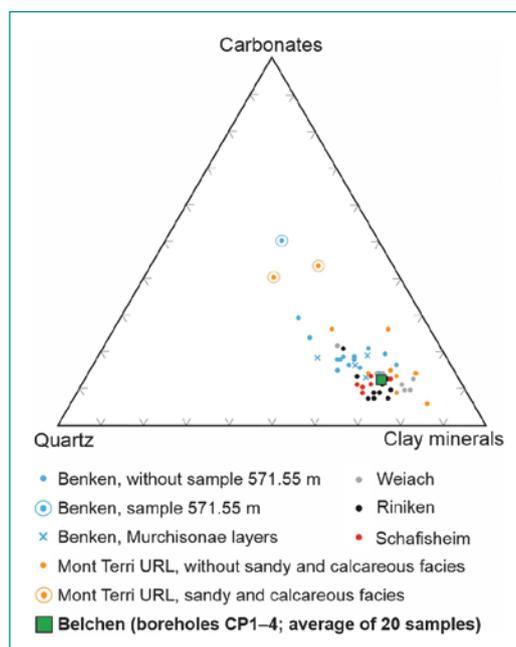
In 2020, all in-situ monitoring datasets were downloaded at the site. All sensors are working and are recording. For an overview of the monitored rock and tunnel properties the reader is kindly referred to Ziegler and Loew (2017, 2018) and Renz et al. (2019).

### Swelling tests of Opalinus Clay Shale

The stepwise swelling pressure tests on intact OPA shale for constant volume conditions were con-

**Figure 2:**

Comparison of the Opalinus Clay shale compositions from the new Belchen tunnel at cross-passage 5a (this analysis) with other sites (modified after figure 5.3–2 by M. Mazurek in Nagra (2002)).



ducted in *volume constant cells*. In these frames, four samples were saturated from the top and bottom with circulating vapour. The initial gravimetric water content was around 5.7% that corresponds to a degree of saturation of around 90%. After more than 12 months of increasing relative air humidity (from 35 to 3.5 MPa suction), no notable rise in swelling pressure was observable. Only an addition of deionised (DI) water resulted in swelling. Based on the test results, it can be concluded that vapour saturation does not play a significant role in in-situ swelling.

Last year's swelling pressure tests on intact OPA samples (Ziegler et al. 2020) were complemented by swelling pressure tests on compacted OPA powder. High pressure swelling oedometers were used. Two samples were saturated from the bottom with a 1 m water column (DI-water). For the powder tests, intact OPA shale was ground and afterwards compacted with a hydraulic jack in a large mould (d=15 cm, h=8 cm). The final dry density of the compacted powder ( $\rho_d=2.2\text{ g/cm}^3$ ) was slightly lower than those of intact material ( $\rho_d=2.4\text{ g/cm}^3$ ). This difference occurred due to limitations of the hydraulic jack (max. capacity of 50 tons). From the large, compacted sample, smaller samples were drilled parallel and perpendicular to the compaction direction. Smaller samples were finished on a lathe to receive a perfect geometry fitting tightly inside the used rings for the swelling pressure tests (d=5 cm, h=2 cm). Swelling pressure parallel to compaction direction (i.e., mimicking tests perpendicular to bedding planes in intact material) reached up to 1.5 MPa (intact: 1.1 to 1.9 MPa) and perpendicular to compaction direction (i.e., mimicking tests parallel to bedding planes in intact material) 880 kPa (intact: 180 to 230 kPa). Thereby, values perpendicular to compaction direction are approximately twice as high as parallel to compaction direction (compared to 5 to 10 times larger for intact specimen). Swelling tests for intact and powdered material were complemented with SEM-photographs and analysis of the pore size distribution using mercury intrusion porosimetry, both before and after the swelling test.

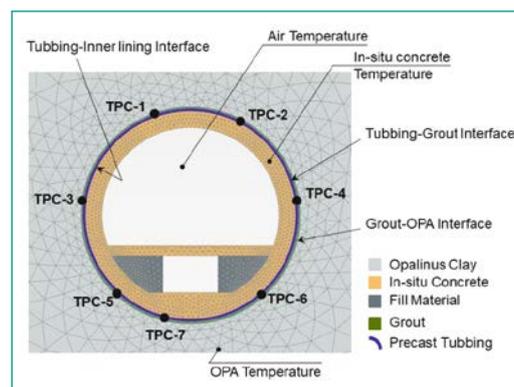
A soil-water characteristic curve (SWCC) for free swelling conditions was set up to supplement the constant volume SWCC, which was measured 2020. The actual boundary conditions in tunnel systems are in general in between free and volume constant swelling. Thus, both SWCCs will be interpolated to represent the hydraulic behaviour of OPA in real tunnelling conditions. The SWCC in

general provides information of the amount of water in a porous medium and the energy state in the water phase (e.g., air-entry value, residual conditions).

Swelling pressure cells for tunnelling relevant boundary conditions, which are capable of highly accurate control of allowed volumetric deformations to simulate a deformable tunnel lining, were constructed and extensively calibrated and tested. First swelling pressure tests with swelling at constant volume boundary conditions and subsequent volume releases (to allow for a volume increase due to tunnel support deformations) were conducted with a bentonite soil for evaluation purposes. The tests on OPA shale will be continued in the beginning of 2021.

### Thermomechanical numerical simulations

In 2020, a coupled two-dimensional (2D) thermo-mechanical (TM) model has been created to simulate the monitoring section (MS) of the Belchen tunnel at Tm 2317 from North (Tm 1384.5 from South; ring no. 693), where the air temperature inside the tunnel and the temperatures near the rock formation were measured along with the radial total pressures acting at the contact between the gap grout/rock formation and the tubbing ring. Note that TM coupling was identified in the monitoring data (Ziegler et al. 2020: Fig. 1). In this numerical model, the exact geometry of the MS together with sequential stages of construction and corresponding time intervals have been considered (Figure 3). For the sake of the calibration



**Figure 3:** 2D TM model geometry of the STB monitoring section (note that the tubbing ring is modelled as structural element). Initial rock formation temperature is taken from deepest borehole sensor readings (not shown) and recorded tunnel air temperature is used as transient boundary condition. Evolving temperatures at the tunnel lining/formation interface and inside the rock formation are compared with measured temperatures from Total Pressure Cell (TPC) sensors and inside boreholes at different radial distances.

of TM parameters, the triaxial and temperature expansion test results from literature references have been adopted (e.g., Zhang et al., 2007). Considering an almost saturated state of the in situ OPA and as the hydraulic interactions were not in the focus of the numerical modelling at this stage, the Modified Cam-Clay (MCC) model has been

used to simulate the TM behaviour of saturated OPA, where the grout and concrete materials (i.e., pre-cast tubbing liner and cast-in-place inner lining) are modelled using a linear elastic model. Preliminary evaluation of the results obtained from numerical analysis in terms of the temperature field and pressure variations around the MS showed its capability to reproduce the trend of variations observed in the field measurements; nevertheless, a more detailed parameter identification procedure seems to be essential to achieve an excellent agreement. Finally, a three-dimensional (3D) model is required to simulate the influence of the construction of the cross passage 5a in the vicinity of the MS on the field measurements in terms of the radial pressure evolution recorded by the total pressure cell (TPC) next to the cross passage (Ziegler et al., 2020). Figure 4 illustrates the 3D situation of the monitoring section and 3D numerical model geometry.

In 2021, after improving the 2D thermomechanical model through a more advanced parameter identification, the impact of the construction of the cross passage on the pressure evolution around the tunnel will be studied based on a 3D finite element model. Finally, the 2D model will be more enhanced to address not only the TM behaviour of the tunnel but also the fully coupled THM interactions between the tunnel and rock formation.

## 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. Marija Lukovic (ETH Zurich) carried out sample preparation works for XRD analyses and powder swelling tests. Furthermore, she compiled XRD results. We are very thankful for the support of Michael Plötze, Annette Röthlisberger, and Marion Rothaupt (Institute for Geotechnical Engineering, ETH Zurich) and Lydia Zehnder (Institute of Geochemistry and Petrology, ETH Zurich) during sample preparation and for XRD analyses works.

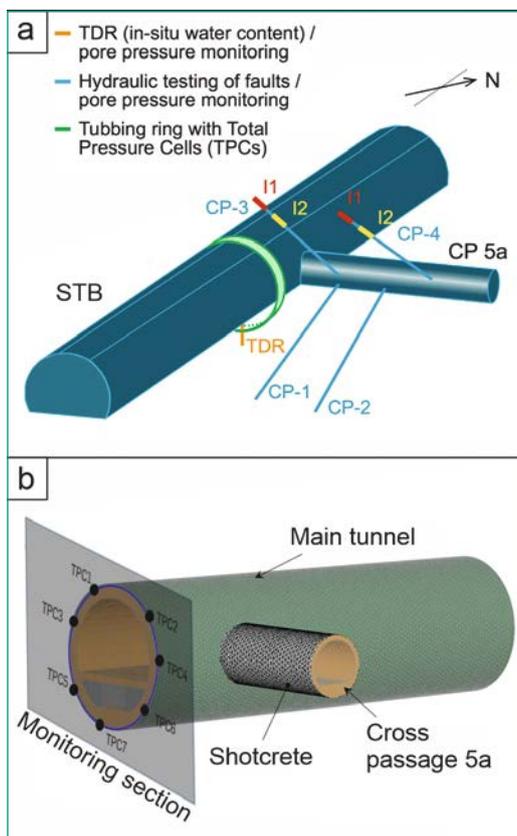
## International Cooperation

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 OPA 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 and TM behaviours 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 2020 and Perspectives for 2021

In 2020, the planned laboratory works had to be partly discontinued at RUB and ETH Zurich due to Covid-19 related closures of own and partner laboratories. Nevertheless, we could complete the XRD analyses of intact and fault rocks from boreholes CP1 to CP4, begin the pore water squeezing tests to obtain chemical compositions of the Belchen OPA pore water for subsequent swelling tests with artificial pore water, and make some progress with swelling tests and numerical simulation works. For 2021, tests on OPA shale in the new swelling pressure cells for tunnelling relevant boundary conditions will be conducted. Furthermore, artificial pore water will be used for single-step swelling

**Figure 4:**  
 (a) 3D sketch of the situation of the STB monitoring section and cross passage 5a (CP 5a) with boreholes CP1 to CP4 (Renz et al., 2019).  
 (b) 3D numerical model geometry used to explore the impact of cross-passage excavation on radial total stresses measured in the near monitoring section.



pressure tests on intact and powdered material. Finally, a test setup will be constructed for 3D swelling (no volumetric constraints, measurement of strains) tests on intact Opalinus cubes to identify swelling potential parallel and perpendicular to bedding planes.

Furthermore, coupled and uncoupled numerical investigations will be conducted to study the influence of temperature evolutions on the stress field around the tunnel, while the mechanical influence of the cross-passage excavation on the monitoring data will be examined using a 3D mechanical model. Using the results of 3D mechanical (M) and 2D thermo-mechanical (TM) models, the overall temperature and construction-induced interactions between the tunnel and the rock formation can be evaluated. Additionally, to study the fully coupled thermo-hydro-mechanical (THM) behaviour of the system by accounting for the crucial role of the EDZ, the size and shape of the EDZ will be first analysed using a HM coupled 2D finite element (FE) model in conjunction with a second-gradient biphasic (solid and fluid) porous medium model to allow a mesh-independent assessment of localization around the tunnel (Chambon et al. 2001; Collin et al. 2006). In addition to shape and size, the development of the EDZ over time due to creep and clay hydration (i.e., swelling pressure) will be studied in time domain. 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 (e.g., grout hydration, pore pressure evolutions and corresponding consolidation, swelling, etc.). Finally, the excavation of the new Belchen tunnel in the monitoring section will be modelled in a fully coupled modified 3D THM model that would include the findings of other modelling approaches in a simplified/homogenised scheme (e.g., the EDZ will be considered as a zone with reduced strength and elevated hydraulic properties as obtained from 2D HM model).

Finally, we will present and assess the findings and conclusions from the about five years of research in and inspired by the new Belchen highway tunnel in a final research report. The research collaboration of ETH and RUB on rock swelling tests and numerical simulations will be continued.

## Publications

Journal publications 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 2021.

## References

- [1] Ziegler, M., Loew, S.: Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Final installations and first results (Part 1). 2016 ENSI Research and Experience Report, ENSI-AN-9961: 281–288, 2017.
- [2] 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.
- [3] 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.
- [4] Ziegler, M., Lavasan, A.A., Christ, F., Schoen, M., Loew, S. Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Status update (Part 4). 2019 ENSI Research and Experience Report, ENSI-AN-10919: 331–336, 2020.
- [5] Laurich, B., Urai, J.L., Nussbaum, C. Microstructures and deformation mechanisms in Opalinus Clay: insights from scaly clay from the Main Fault in the Mont Terri Rock Laboratory (CH). *Solid Earth* 8(1): 27–44, 2017.
- [6] Soares, C. Investigations of Opalinus clay structural geology and tunnel face stability along the new Belchen N2 highway tunnel, folded Jura. MSc thesis at the Department of Earth Sciences, Chair of Engineering Geology, ETH Zurich, 74 pp., 2017.
- [7] de Haller, A., Mazurek, M., Spangenberg, J., Móri, A. SF – Self sealing of faults and paleo-fluid flow: synthesis report. Mont Terri Project Technical Report 2008-02, 63 pp., 2014.
- [8] NAGRA. Projekt Opalinuston: Synthese der geowissenschaftlichen Untersuchungsergebnisse. Entsorgungsnachweis für abgebrannte Brennelemente, verglaste hochaktive sowie langlebige mittelaktive Abfälle. Technical Report 02–03, 659 pp., 12/2002.

- [9] *Bossart, P., Thury, M.* Characteristics of the Opalinus Clay at Mont Terri. Mont Terri Rock Laboratory. Project, programme 1996 to 2007 and results. Reports of the Swiss Geological Survey 3, 25 pp., 2008.
- [10] *Homand, F., Pepa, S., Henry J.P.* Laboratory measurements on Opalinus Clay samples. Mont Terri Project Technical Note 96-22, 16 pp., 1996.
- [11] *Vögtli, B., Bossart, P.* DT experiment: swelling experiment on Opalinus Clay drillcores. Mont Terri Project Technical Note 97-06 (revised), 13 pp., 1998.
- [12] *Mazurek, M., Oyama, T., Wersin, P., Alt-Epping, P.* Pore-water squeezing from indurated shales. *Chemical Geology* 400:106–121, 2015.
- [13] *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. A Joint Heating Experiment of ANDRA and GRS at the Mont Terri URL, Technical Report 2007-02 (2007).
- [14] *Chambon, R., Caillerie, D., Matsushima, T.*: Plastic continuum with microstructure, local second gradient theories for geomaterials: localization studies. *Int. J. Solids Structures* 38(46–47): 8503–8527, 2001.
- [15] *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.

# 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

Cover Gravels (Deckenschotter in German) represent the oldest Quaternary sediments in the Northern Alpine Foreland. They are characterised by a succession of glaciofluvial sediments intercalated with glacial and/or overbank deposits. A significant phase of incision subdivided them into Higher Cover Gravels (HDS; Höhere Deckenschotter in German) and Lower Cover Gravels (TDS; Tiefere Deckenschotter in German). Recently, different HDS and TDS sites were dated with cosmogenic nuclides and a new chronology was established. At Irchel this new chronology is challenging the existing chronology based on the morphostratigraphy, because the 2 Ma old deposits are located at the same topographic elevation as the 1 Ma old ones. The aim of this project is to reconstruct the timing of Early and Middle Pleistocene glaciations and erosion patterns, and implement these results into a more complex landscape evolution model than thought so far. Therefore, eleven Deckenschotter sites at Irchel, the Mandach area and the region around Lake Constance as well as deposits at Möhlin, which are attributed to the Most Extensive Glaciation (MEG), are explored.

In 2020, samples for the analysis of clast morphometry and petrography were collected at one site in Möhlin, as well as at two sites in the region of Lake Constance: Schienerberg and Chroobach. Furthermore, quartz purification was completed for the following sites: Roggenfeld, Buech, BUCH-II, and Etwil in the

Mandach region, Schienerberg and Chroobach in the region of Lake Constance, as well as the Möhlin. 13 samples were taken at Roggenfeld of which 12 were leached and 6 measured. 12 samples were collected at Buech, all of them were leached and 6 measured. At Buech-II 10 samples were collected and leached, 6 of them measured. At Schienerberg a total of 11 samples were taken, 10 leached and from 6 measured. At Etwil, 12 samples were taken, 10 leached and 5 measured. 13 samples were collected at Chroobach, of which all were leached and seven measured. At Möhlin, 12 samples were collected, 10 leached and 6 measured. The cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  was extracted from the samples from all these sites and the analysis of these at the Accelerator Mass Spectrometry measurements (AMS) were completed.

Using measured cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  concentrations, isochron-burial ages were calculated. For the HDS sites at Irchel ages between 2.5 and 1 Ma were obtained. This chronology indicates an active cut-and-fill system from Early to Middle Pleistocene. The three HDS sites and the three TDS sites of the Mandach area show accumulation at around the Middle Pleistocene. The till layer dated at the Möhlin site indicate also an emplacement age of Middle Pleistocene. In addition, clast petrography at Möhlin indicates by side of an Alpine origin also an influence from the Black Forest.

## Project goals

The morphostratigraphy in the Swiss Northern Alpine Foreland is characterised by four distinct units, which are differentiated based on their topography and morphostratigraphy: HDS, TDS, HT Higher Terrace (HT; Hochterrasse in German), and Lower Terrace (NT; Niederterrasse in German) [1]. Two significant phases of incision are considered to separate HDS from TDS as well as TDS from HT [2]. The term Deckenschotter describes a succession of glaciofluvial sediments, which are intercalated with glacial and/or overbank deposits [3, 4, 5]. As these deposits represent the oldest Quaternary sediments in the Northern Swiss Alpine Foreland, they represent the archive for changes in the landscape during the past 2.6 Ma. During the Quaternary, glaciers advanced at least 13 times into the Northern Alpine Foreland [6]. Four to eight of these advances were attributed to the Deckenschotter glaciations in the Early Pleistocene. During the Middle and Late Pleistocene, a total of five advances occurred, namely the Möhlin, Habsburg, Hagenholz, Beringen, and Birrfeld glaciations [6, 7]. The pace of Quaternary glaciations of the northern Alpine Foreland can be tracked in these four morphostratigraphic units. These units also show a reversed stratigraphic relationship. This means that units located at a higher elevation are considered to be older than units at a lower elevation. Therefore, the chronostratigraphy of these units is from oldest to youngest as follow: HDS, TDS, HT, and NT [5, 8].

For many decades, a relative age constrain based on the morphostratigraphy has been established and the Swiss Deckenschotter were morphostratigraphically described in detail. Absolute ages of these Deckenschotter are still scarce and therefore, the timing of their deposition poorly known. In a layer of overbank sediments within the HDS sequence at Irchel, mammal fossils were found in 1996, which were attributed to the MN17 (Mammal Neogene 17; 1.8–2.5 Ma) [9]. These fossils were recently reanalysed and the age was updated to 1.8–2 Ma [10]. To shed light on their timing of accumulation, various HDS and TDS sites in the Northern Alpine Foreland were recently dated with cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  by applying the isochron-burial and depth-profile dating techniques [11, 12, 13, 14, 15]. HDS at Irchel was morphostratigraphically attributed to the oldest Deckenschotter and three sites were dated at this locality: (1) Wilemer Irchel to  $2.8^{+1.8}_{-1.0}$  Ma by depth-

profile dating; (2) Hütz to  $0.9 \pm 0.4$  Ma by isochron-burial dating; and (3) Steig to  $0.9 \pm 0.4$  Ma by isochron-burial dating [11]. This cosmogenic nuclide chronology is challenging the existing morphostratigraphy as older deposits are located on top of younger ones. In the area around Mandach two sites were dated by depth-profile dating [11, 14]. Buech, which is morphostratigraphically attributed to the HDS, has been dated to  $0.8^{+1.4}_{-0.4}$  Ma [14]. The Ängi site, attributed to the TDS, has an age of  $0.7^{+0.6}_{-0.3}$  Ma [11]. The Siglistorf site, attributed to the HDS, has been dated by isochron-burial dating to  $1.5 \pm 0.4$  Ma [13]. A TDS deposit in Pratteln was dated by depth-profile dating to  $0.3^{+0.4}_{-0.1}$  Ma [16]. This cosmogenic nuclide chronology suggests an accumulation at around 2 Ma and a phase of incision, which created the accumulation space for the TDS deposits at around 1 Ma [11, 12, 13]. In addition, these Deckenschotter deposits were also analysed to determine their provenance, transport mechanism and the depositional environment. The sedimentology of the Deckenschotter deposits at Irchel showed a provenance from the Central and Central Eastern Alps in addition to the recycling from the Molasse bedrock. The identified key lithologies suggest a possible transport by the Linth and Rhaetian paleoglaciers [11]. At the Stadlerberg site, a possible transport by the Linth paleoglacier was determined [12].

The morphostratigraphy and the ages of the sites Wilemer Irchel, Siglistorf and Stadlerberg seem to support the model of the reversed stratigraphic relationship and its relative ages. In contrast, the established chronology of the sites Hütz and Steig are challenging this model as 1 Ma old deposits are located at the same topographic elevation as around 2 Ma old ones. Therefore, a model of cut-and-fill cycles was suggested to explain the sequence of events at Irchel [11]. This raises the question if the ages still can be explained by the simplistic approach «*same elevation implies same age*» or if the Deckenschotter times were characterized by a more dynamic system than thought so far.

Today, lakes in the alpine valleys and Alpine Foreland act as traps for the sediments originating from the Alps. Such lakes should have also been present and acted as sediment traps in the past, especially during the interglacial periods. The reconstructed sediment pathways and drainage patterns for the Deckenschotter deposits require the presence of glaciers in the Northern Alpine Foreland otherwise sediments from the Alps should have been trapped and stored in such lakes during their transport

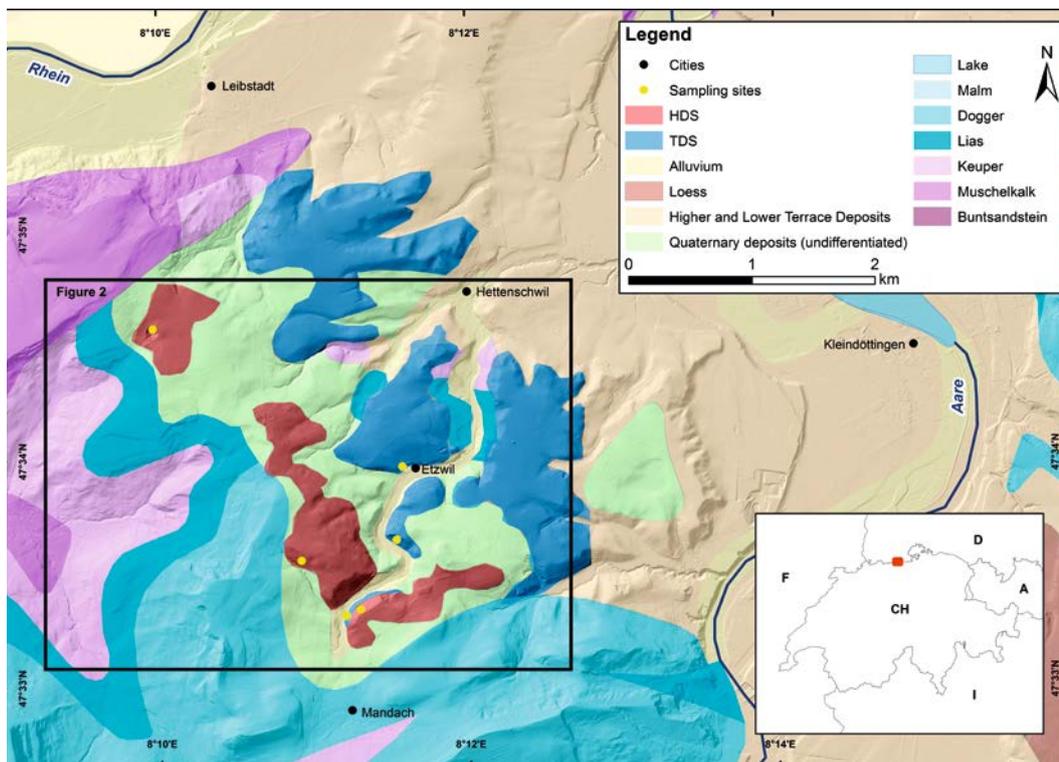
from the Alps to the foreland [6]. At least five glacier advances reached the Alpine Foreland during the Middle Pleistocene and two during the Late Pleistocene [6, 7]. The chronology and the extent of the last advance, the Last Glacial Maximum (LGM), have been well studied in comparison to older glaciations [17]. The LGM advance probably eroded geomorphological evidences of older glaciations including the Deckenschotter glaciations and the Most Extensive Glaciation (MEG). Deposits of these older glaciations are preserved as relict archives and thus, only limited information is available about the Deckenschotter glaciations and the MEG. The latter is locally attributed to the Möhlin glaciation [6, 7]. Due to the scarce information about glaciations during the Early and Middle Pleistocene their extent and chronology still remains to be revealed.

The aim of this project is to reconstruct the landscape evolution and the erosion patterns since the Early Pleistocene. Therefore, we focus on Deckenschotter deposits at Irchel, the Mandach area and the region of Lake Constance as well as on glacial deposits attributed to the MEG at Möhlin to get a better understanding of the timing of Early to Middle Pleistocene glaciations. At eleven selected Deckenschotter sites and one site at Möhlin, we apply the isochron-burial dating to establish the chronology, which is based on the cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$ . In addition, the analysis clast petrography, clast morphometry and clast fabric is performed to establish the catchment area of the studied sediment packages in the Alps, transportation and depositional environment as well as paleoflow directions. At Irchel, the established cosmogenic nuclide chronology and the existing chronostratigraphy are contradictory. Thus additional three sites are explored to get a more information about the sequence of events, which seems to be more complex than thought so far. As the sequence of events in the Mandach area might be similar to those at Irchel and might also be a complex cut-and-fill sequence, three HDS and three TDS sites are investigated. In the region of Lake Constance, there is a large difference between the erosion base and the base of Deckenschotter. Knowledge about their timing would allow to track the pace of the Rhaetian Lobe as well as the Rhine and Thur rivers back in time. The results of this project will contribute to a better understanding of the Pleistocene landscape evolution, erosion patterns and processes triggering the erosion.

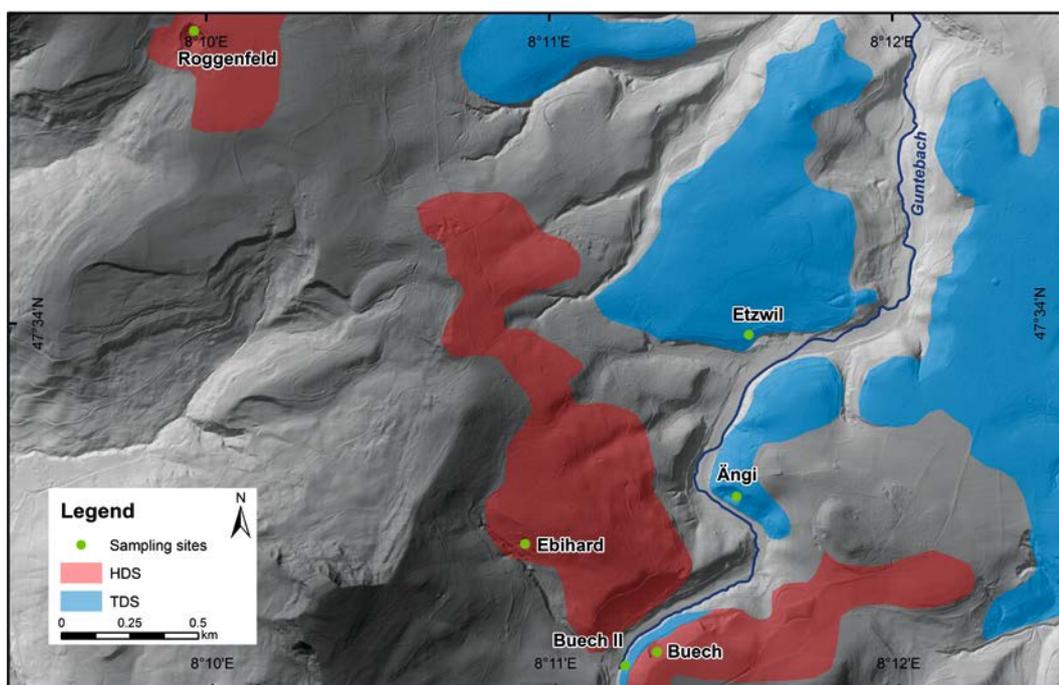
## Work carried out and results obtained

In early 2019, we completed the sample collection. As we are confronted with low nuclide concentrations in glaciofluvial settings, we aim for low total Al-concentrations to get high quality of AMS measurements with low uncertainties. To achieve low Al-concentrations, the samples were treated with additional leaching steps using pyrophosphoric and hydrofluoric acids. The samples with the lowest total Al-concentrations from the Schartenflue, Hasli, Hochwacht, Ängi, and Ebihard sites were further processed in three batches (each batch composed of nine samples and a full process blank) to extract cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$ . In 2020, we focused on the data interpretation of the results from the Irchel sites (Schartenflue, Hochwacht, and Hasli) and the Mandach sites (Ängi, Buech, BUCH-II, Ebihard, Etwil, and Roggenfeld). Furthermore, we finished the fieldwork at Schienerberg and Chroobach in the region of Lake Constance and at Möhlin. For these three sites, the clast petrography and the clast morphometry were analysed. The clast petrography is based on the determination of the lithology of 250 clasts. To avoid any optical bias, a bucket was used to collect the clasts. For the clast morphometry, 100 clasts from the same lithology are collected. Then the length, width, thickness, and the smallest radius of curvature are measured to calculate a flattening and roundness index. At Chroobach and Schienerberg, quartzite was used for the clast morphometry. Dark colored limestone was used at Möhlin. In the laboratory, we focused on finishing the sample preparation. Therefore, the quartz purification of the remaining samples was done in the first half of the year. After completing the quartz purification, the samples with the lowest total Al-concentrations and the sediment sample from the Buech, Buech-II, Roggenfeld, Etwil, Schienerberg, Chroobach, and Möhlin sites were further processed and  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  extracted. For Ebihard one, for Ängi two, and for Hasli two additional samples were processed to achieve a minimum of six measured samples per site. To increase the number of analysed lithologies, a further sample from Schartenflue was measured. For the extraction of cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$ , all samples were processed in five batches (nine samples and one full process blank) and a half batch (three samples and a full process blank). In the first batch, we had three samples from Buech-II, one sample from

**Figure 1:**  
Geological Map of  
the area around  
Mandach. © Swisstopo



**Figure 2:**  
Map of the area around  
Mandach. HDS  
deposits are indicated  
in dark red and TDS  
deposits in blue. The  
green dots indicate  
the studied sites.  
© Swisstopo



Buech, two samples from Hasli as well as Roggenfeld, and one sample from Schienerberg. The second batch was composed of three samples from Möhlin, two from Buech, two from Roggenfeld, and two from Etwil. In the third batch, we processed three samples from Buech, three samples from Buech-II, two samples from Etwil, and one sample from Schartenflue. Two samples from Ängi, one sample from Chroobach, one sample from Ebihard, three samples from Möhlin, and two from Roggenfeld were treated in a fourth batch. In

the fifth one, we processed six samples from Chroobach and three from Schienerberg. The half batch contained two samples from Schienerberg and one from Etwil.

$^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  extracted from the samples 2019 and from the samples processed in 2020 were measured. We calculated isochron-burial ages for Schartenflue, Hochwacht, and Hasli at Irchel; Ängi, Ebihard, Etwil, Buech, Buech-II, and Roggenfeld in the area around Mandach; and Möhlin. Based on the results of the sedimentological analysis and



**Figure 3:**  
 a) Picture of the outcrop at the site Ängi morphostratigraphically attributed to the TDS.  
 b) Picture of the gravel pit Roggenfeld and the abandoned gravel pit Buech c).

the isochron-burial ages, we interpreted the development of the landscape at Irchel, the area around Mandach, and Möhlin. At Irchel, we calculated isochron-burial ages for the HDS deposits between 2.5 Ma and 1 Ma. This chronology combined with the sedimentology indicates a cut-and-fill system, which is in agreement with the chronology provided by Claude et al. (2019) [11]. Our detailed study at Möhlin revealed the timing of the MEG and we provide the first absolute age for the MEG on the northern Alpine Foreland. The till attributed to the Most Extensive Glaciation (MEG) shows an emplacement during the Middle Pleistocene.

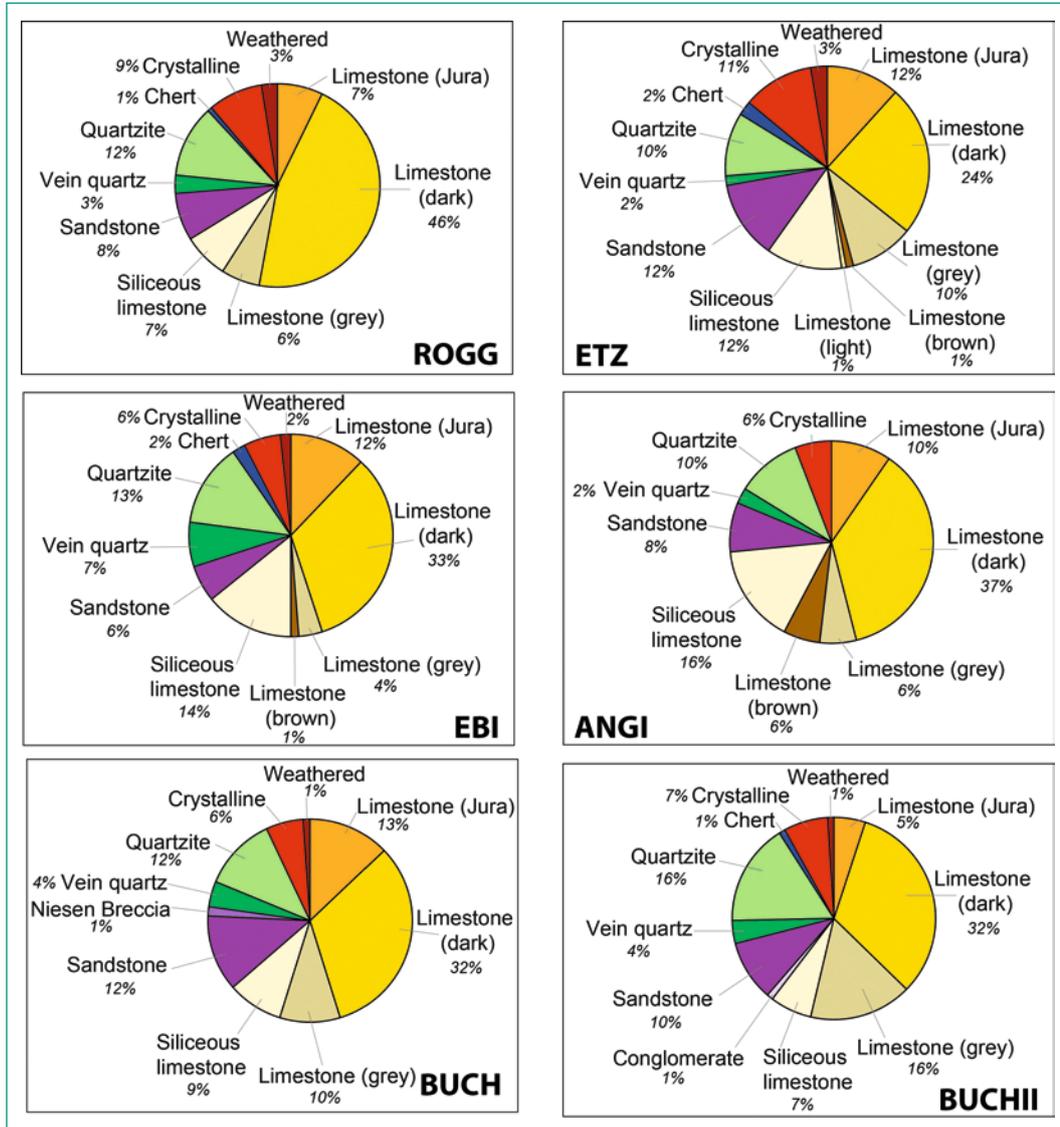
The Deckenschotter deposits in the area around Mandach are covering the Mesozoic bedrock (Figure 1). Three HDS (Buech, Ebihard and Roggenfeld) and three TDS outcrops (Ängi, Buech-II and Etwil) were chosen for the analysis of the sediments and to date them with isochron-burial dating (Figure 2). The TDS deposits at Ängi site are well cemented gravels, with a maximum grain size of 50 cm (Figure 3a). At Buech-II, the clasts are up to 30 cm large. At Etwil, the maximum grain size is around 50 cm. Roggenfeld is an inactive gravel pit (Figure 3b). Gravels have a maximum grain size of 40 cm. At Roggenfeld, foreset structures and some intercalated sand lenses are observed. Based on these structures, the depositional environment was interpreted as ice marginal depositional setting. Buech is an abandoned gravel pit, the maximum grain size of the deposits in this gravel pit is 75 cm

(Figure 3c). Ebihard is the topographically highest outcrop in this study area. The clasts are rather small in comparison to the other studied sites, and the clasts have a maximum grain size of 15 cm.

These gravels studied at six sites in the area around Mandach contain six types of limestone (Figure 4). The limestone stemming from the Jura has a relative abundance between 5 and 13%. Most of the determined clasts are dark coloured limestone (24–46%). Grey and brown coloured limestones are represented by 1–16% and 1–6%. Siliceous limestone has a relative abundance of 7–14%. 6–12% are sandstones. Vein quartz is represented with a relative abundance of 2–7%. Quartzite has a relative abundance of between 10 and 16%. Crystalline lithologies represent 6–12%. At Roggenfeld, Etwil, Buech-II, and Ebihard 1–2% chert is present. At Buech and Buech-II conglomerate is represented with 1% relative abundance. Based on the clast petrography of the studied outcrops in the Mandach area, we conclude that these sediments originate from the catchments of the Aare, Reuss and Linth paleoglaciers. The clast petrography at the sites in Mandach shows a similar spread of lithologies. This means that the material must have been reworked or the source area of these deposits were stable during the Middle Pleistocene and did experience limited or negligible change. The isochron-burial ages at six sites in the area around Mandach indicate that these gravels were deposited during the Middle Pleistocene.

**Figure 4:**

Clast petrography of the six sites in the area around Mandach.  
 ROGG: Roggenfeld; ETZ: Etwil; EBI: Ebihard; ANGI: Ängi; BUCH: Buech; BUCHII: Buech-II.



## 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 ( $^{10}\text{Be}$ ,  $^{26}\text{Al}$  and  $^{36}\text{Cl}$ ) 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. The new AMS facility (MILEA), recently

developed and built by ETH Zurich, measures cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  with higher efficiency [18]. Our project profited from this new cutting-edge facility, most of our samples were measured at MILEA, which yielded extremely low measurement uncertainties, especially in  $^{26}\text{Al}$ , in comparison to the measurements at older facilities.

## Assessment 2020 and Perspectives for 2021

In 2020, we successfully completed the fieldwork. In addition, we accomplished the sample preparation for cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  analysis. We finished the quartz purification of the sites in the area around Mandach (Buech, Buech-II, Etwil, and Roggenfeld), in the region of Lake Constance (Schienberg and Chroobach) as well as Möhlin. The samples with the lowest total Al-concentra-

tions from Buech, Buech-II, Roggenfeld, Etwil, Schienerberg, Chroobach and Möhlin were selected to extract  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$ . The extraction of the  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  of all these samples was completed this year. The  $^{10}\text{Be}$  and  $^{26}\text{Al}$  were measured at the AMS facilities at ETH Zurich. We calculated isochron-burial ages for Hasli, Hochwacht, Schartenflue, Buech, Buech-II, Ebihard, Etwil, Ängi, Roggenfeld, Schienerberg, Chroobach, and Möhlin. In 2021, we will model net erosion (net amount of local surface lowering) for Ängi and Buech in the area around Mandach. For this, we will use the cosmogenic  $^{10}\text{Be}$  depth-profile data presented by Akçar et al. (2014) and Claude et al. (2019). As we obtained isochron-burial ages for Ängi and Buech, which can be used as an independent constraint, these two depth-profiles will be used to model the net erosion for these two sites. In addition to this, we will focus on the publication of the results we obtained in 2020. We plan to publish the results of this project in at least three peer reviewed scientific papers in international journals. The topics of these planned publications will be on, among others, the cut-and-fill systems dominating the Alpine Foreland during Early Pleistocene, the timing of Most Extensive Glaciation, and landscape evolution during Middle Pleistocene

## References

- [1] A. Penck, E. Brückner: Die Alpen im Eiszeitalter, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.
- [2] 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.
- [3] L. Du Pasquier: Ueber die fluvioglacialen Ablagerungen der Nordschweiz 1891.
- [4] R. Frei: Monographie des Schweizerischen Deckenschotters Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 37, 1912.
- [5] H. R. Graf: Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz ETH Zürich Dissertation Nr. 10205, 151 pages, 1993.
- [6] C. Schlüchter: The deglaciation of the Swiss Alps: A paleoclimatic event with chronological problems. Bulletin de l'Association Française pour l'étude du Quaternaire, 2(3), 141–145, 1988.
- [7] 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.
- [8] 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.
- [9] T. Bolliger, O. Fejfar, H. Graf and D. Kaelin: Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugetern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich) Eclogae geol Helv, v. 89, 1043–1048, 1996.
- [10] G. Cuenca-Bescos: The Pleistocene small mammals from Irchel, Switzerland – A taxonomic and biostratigraphic revision, Experten Bericht im Rahmen der Beurteilung des Vorschlags von mindestens zwei geologischen Standortgebieten pro Lagertyp, Etappe 2, Sachplan geologische Tiefenlager, 2015.
- [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 Bulletin of the Geological Society of America, 2019.
- [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] M. F. Knudsen, J. Nørgaard, R. Grischott, F. Kober, D. Lundbek Egholm, T. Mejer Hansen, J. D. Jansen: New cosmogenic nuclide burial-dating model indicates onset of major glaciations in the Alps during Middle Pleistocene Transition Earth and Planetary Science Letters, 549, 1–12, 2020.
- [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] S. Maxeiner, H.-A. Synal, M. Christl, M. Suter, A. Müller, and C. Vockenhuber: Proof-of-principle of a compact 300 kV multi-isotope AMS facility *Nuclear Inst. and Methods in Physics Research B*, 439, 84–89, 2019.

# Quartärstratigrafie Hochrhein

Hans Rudolf Graf  
Dr. von Moos AG  
Bachofnerstrasse 5, 8037 Zürich  
044 363 31 55, graf@geovm.ch, www.geovm.ch

Dauer des Projekts 2015–2021

## ZUSAMMENFASSUNG

Das Ziel des Forschungsprojektes war es, solide stratigraphische und landschaftsgeschichtliche Aussagen für den Zeitraum des Pleistozäns im Gebiet des Hochrheinabschnittes zwischen Waldshut und Basel zu liefern. Diese sollen zu einer Verbesserung der Definition zukünftiger Erosionsszenarien für das Gebiet der zentralen und westlichen Nordschweiz beitragen. Die besondere Herausforderung lag 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 hatte 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 Speziellen sollte die Frage betrachtet werden, ob eine Einfluss von regionaltektonisch bedingten Absenkungen im Bereich des Oberrheingrabensystems darauf erkannt und definiert werden kann.

Ein zentrales Element – und somit eines der Hauptergebnisse des Projekts – stellt die «Karte 1:50 000 der pleistozänen Ablagerungen zwischen Waldshut und Basel» dar. Sie wurde anhand einer Auswertung von vorhandenen geologischen Karten, einer grossen Zahl von

Bohrungsdaten sowie flächendeckenden Feldaufnahmen erarbeitet. Dabei war die Konstruktion der Felsisohypsen ein wesentlicher Leitfaden sowohl für die Ausscheidung der verschiedenen lithostratigraphischen Einheiten auf der Karte als auch für die Definition der Rinnenhöhen und -verläufe verschiedener Phasen der Flussgeschichte des Hochrheins. Das Resultat ist nun eine Karte mit der in sich konsistenten Darstellung von Einheiten und Felsisohypsen. Im Rahmen der möglichst vollständigen Bestandesaufnahme der Ablagerungen im Feld wurden Proben für sedimentpetrographische Untersuchungen gewonnen und zusammen mit Proben aus Forschungsbohrungen aus dem Gebiet des südlichen Oberrheingrabens analysiert und ausgewertet.

Es hat sich gezeigt, dass die pleistozänen Ablagerungen im Untersuchungsgebiet zwanglos als Fortsetzung der entsprechenden Einheiten in der zentralen Nordschweiz betrachtet werden können. Insbesondere hat sich die generelle Entwicklung der Höhenlage des Entwässerungsnetzes (Absenkungsgeschichte) bestätigt. Hinsichtlich der Beziehung dieser Ablagerungen zu den Sedimenten des südlichen Oberrheingebietes konnte u. a. bestätigt werden, dass die Ablagerungen von Hoch- und Niederterrassen grundsätzlich mit der Neuenheim-Formation korreliert werden können. Angesichts der Tatsache, dass der Rhein im Bereich von Basel heute auf dem Niveau der Rinnenbasis der Hochterrassen verläuft, konnte geschlossen werden, dass für

die Phase von Hoch- und Niederterrasse keine Absenkung des Flussniveaus stattgefunden hat. Für die gleiche Phasen kann umgekehrt für den südlichen Oberrheingraben von einer Absenkung von mehreren 10er Metern ausgegangen werden. Dies könnte den Schluss zulassen, dass der Sedimentinput aus dem alpinen Raum für diese Absenkung verantwortlich ist.

Damit stellt sich die grundsätzliche Frage nach der Wechselwirkung zwischen Sedimentinput in das Oberrheingrabensystem, Absenkung infolge Auflast, Absenkung des Vorflutniveaus für das Hochrheinsystem und regionaltektonischen Vorgängen im Oberrheingrabensystem.

## 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 in relativen, vertikal-tektonischen Bewegungen gesehen (z.B. [20]). Wie genau tektonische Bewegungen und Absenkung im Nordschweizerischen Mittelland miteinander zusammenhängen, ist allerdings noch nicht definitiv geklärt. In dieser Hinsicht sollte das Forschungsprojekt zu einer Verbesserung des Prozessverständnisses beitragen.

Die wichtigste Grundlage für die Rekonstruktion von früheren Absenkungsvorgängen 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 sollte 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.

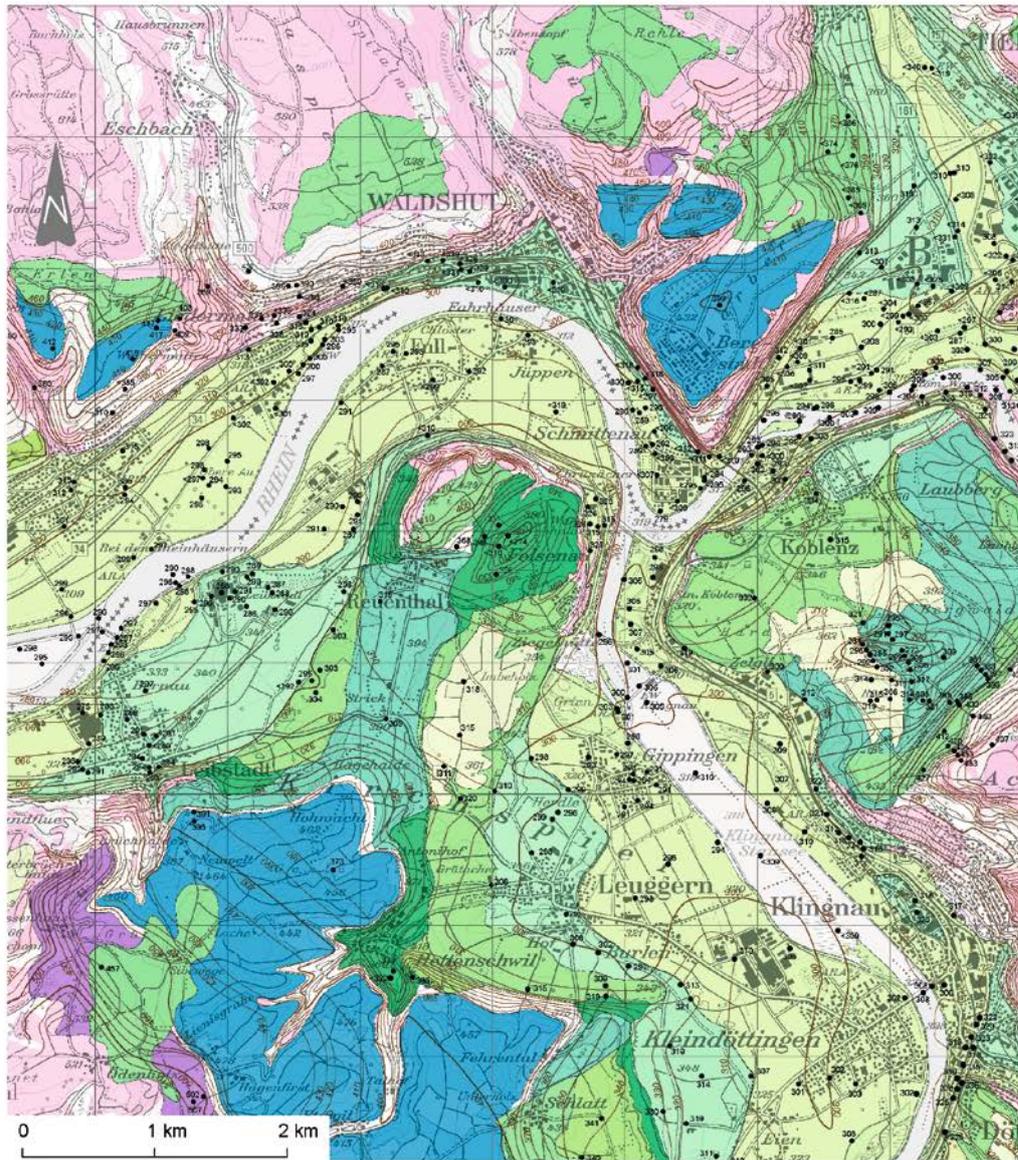
## Durchgeführte Arbeiten und erreichte Ergebnisse

### a) Einleitung

Das Untersuchungsgebiet stellt auf Grund seiner Position zwischen dem Nordschweizerischen Alpenvorland und dem Gebiet des südlichen Oberrheingrabens aus quartärgeologischer Sicht quasi ein vermittelndes Element dar, welches die Erdgeschichte der beiden Gebiete in bestimmter Weise miteinander verbindet. Von der generellen Charakteristik der hier vorkommenden Ablagerungen her (Terrassen-Morphologie), steht es dem Nordschweizerischen Gebiet allerdings deutlich näher als den in der Sedimentfalle des oberrheinischen Absenkungsgebietes aufeinander geschichteten pleistozänen Lockergesteinen. Um die Vergleichbarkeit zu gewährleisten, orientierten sich die Untersuchungen daher methodisch an denjenigen Ansätzen, welche in den letzten Jahrzehnten in der Nordschweiz angewendet wurden [7], [8]. Eine Beschreibung der entsprechenden Methodik und ihrer Grundlagen findet sich in [8]. In den Details hat diese Methodik jedoch im Laufe der Zeit auch gewisse Anpassungen erfahren. Daher wurden – als Ausgangsbasis für das Projekt – die lithostratigraphischen Verhältnisse in der Nordschweiz entsprechend aufgearbeitet und für das Gebiet um die Aaremündung bei Waldshut auf den aktuellen Stand gebracht (vgl. Bild 1 und 2). Dieses Gebiet ist nicht zuletzt auch deshalb von grosser Bedeutung, weil sich hier die Entwässerung des gesamten nördlichen Alpenvorlandes vereinigt und so die Möglichkeit eröffnet, den alpinen Sediment-Input für das Untersuchungsgebiet zu definieren.

### b) Karte 1:50 000 der pleistozänen Ablagerungen zwischen Waldshut und Basel

Ein zentrales Element des Forschungsberichts und gleichzeitig eines der Hauptergebnisse des Projekts ist die «Karte 1:50 000 der pleistozänen Ablagerungen zwischen Waldshut und Basel».



299 ●	Sondierbohrung, Fels erreicht mit Höhenkote OK Fels		Hochterrasse, unteres Niveau
<299 ●	Sondierbohrung, Fels nicht erreicht mit Kote Endteufe		Schlattboden-Formation
	320 Felsisohypse 10 m mit Höhenkote		Till des Koblenz-Vorstosses
	350 Felsisohypse 50 m mit Höhenkote		Hochterrasse, mittleres Niveau
	Niederterrassen übrige Niveaus		Hochterrasse, oberes Niveau
	Niederterrassen oberstes Niveau		Tiefere Deckenschotter
	Löss		Höhere Deckenschotter
			Fels aufgeschlossen
			Fels unter geringer Bedeckung

**Bild 1:** Ausschnitt aus der «Karte 1:50 000 der pleistozänen Ablagerungen zwischen Waldshut und Basel», welcher die lithostratigraphische Gliederung der Pleistozän-Einheiten im Mündungsgebiet der Aare zeigt (Legende vereinfacht).

Die nun vorliegende definitive Version wurde in einem iterativen Prozess erarbeitet. Das Ziel war, eine Karte vorzulegen, auf welcher nur die pleistozänen Einheiten sowie die Felsaufschlüsse (in allgemeiner Farbe) als Flächen dargestellt sind. Zusätzlich sollten die Obergrenze des Felsuntergrundes mittels Isohypsen angegeben werden. Nicht

dargestellt werden sollten jedoch die jüngeren Deckschichten (meist lokale Verwitterungs- oder Umlagerungsprodukte).

Als Arbeitsbasis wurden alle im Massstab 1:25 000 vorhandenen geologischen Karten des Gebiets zusammengestellt. Diese wurden uns vom Bundesamt für Landestopografie swisstopo und dem

Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau (LGRB) zur Verfügung gestellt (vgl. unten). Die wesentlichen Angaben – und zu einem grossen Teil auch die Profilbeschreibungen – von mehreren tausend Sondierbohrungen wurden bei verschiedenen Stellen beschafft. So wurden uns Daten von der swisstopo, dem Kanton Aargau, der Nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (Nagra) und dem LGRB zur Verfügung gestellt. Ausserdem wurden von der Universität Basel die Bohrdaten für das Gebiet beider Basel sowie der angrenzenden Bereiche von Deutschland und Frankreich zusammengestellt [14]. Diese Angaben wurden anschliessend in einem GIS-Projekt aufgearbeitet und die Bohrpunkte mit Höhenkoten der Felsoberfläche in einer Arbeitskarte dargestellt. Dabei war es wegen der Bereichsweise sehr hohen Bohrungsdichte (v.a. Stadtgebiet Basel) nicht möglich, alle vorliegenden Informationen darzustellen. Es wurde daher eine repräsentative Auswahl getroffen.

Ein zentrales Element der Karte sind die Felsisohypsen. Ihre Konstruktion beruhte zunächst auf einer Auswertung der Bohrdaten sowie der bekannten Felsaufschlüsse. Daraus ergab sich eine erste Arbeitshypothese für die Definition der Höhenlage und Morphologie von Rinnen der verschiedene Einheiten von glazifluviatilen Schottern.

Sehr häufig sind Grenzen zwischen lithostratigraphischen Pleistozän-Einheiten sowie zum Fels durch Verwitterungsmaterial oder Hangbewegungsmassen verdeckt und erschweren die Festlegung der Ausdehnung der betreffenden Einheiten. Diese Deckschichten wurden für die Karte gedanklich entfernt. Hierin liegt u. a. ein Interpretationsspielraum für die Verfeinerung der Felsisohypsen, weshalb sich sehr oft die Notwendigkeit ergab, die Angaben der geologischen Karten im Feld zu überprüfen, um die sich bei der Erarbeitung von Karten in diesem Massstab unweigerlich ergebenden Unschärfen zu mildern. Das Hauptgewicht lag bei der Festlegung der Höhenlage von Felsaufschlüssen im Liegenden der pleistozänen Einheiten, bzw. der tiefsten Aufschlüsse selbiger, zur Eingrenzung von Maximal- bzw. Mindesthöhe der lokalen Felsoberkante und damit der Rinnenbasis. Die Ergebnisse der Feldbegehungen flossen einerseits in die Konstruktion der Felsisohypsen und andererseits in die Angaben zur Verbreitung der lithostratigraphischen Einheiten ein, wobei deren Definition gemäss den Grundsätzen von [9] erfolgte. Das Resultat ist nun eine in sich konsistente Kartendarstellung der Verhältnisse, welche eine gute Grund-

lage für genetische Interpretationen bildet (vgl. unten). Sie bietet aber auch die Möglichkeit, zukünftige lokal gewonnene neue Erkenntnisse nicht nur in die Interpretation ihrer näheren Umgebung einfließen zu lassen, sondern daraus u. U. die Notwendigkeit von konzeptionellen Anpassungen für das ganze Kartengebiet zu erkennen.

### c) Sedimentpetrographische Untersuchungen

Anlässlich der Feldbegehungen, welche eine vollständige Bestandesaufnahme der vorkommenden pleistozänen Ablagerungen zum Ziel hatte, wurden repräsentative Proben für sedimentpetrographische Untersuchungen entnommen. Im Weiteren wurde uns vom LGRB die Möglichkeit geboten, die beiden Forschungsbohrungen Namsheim und Hartheim zu beproben, um die Verhältnisse im Untersuchungsgebiet mit denjenigen in der pleistozänen Füllung des südlichen Oberrheingrabens in Verbindung setzen zu können. Ausserdem wurden uns Sedimentproben aus mehreren weiteren, untiefen Bohrungen zur Verfügung gestellt. Insgesamt wurde so Material für rund 200 Geröllzählungen und 100 Schwermineralzählungen gewonnen. Während die Gewinnung der für eine Geröllzählung erforderlichen Zahl von Komponenten aus Aufschlüssen i. d. R. problemlos ist, ist bei Kernbohrungen darauf zu achten, dass Gerölle in mehrere Teile zerbrochen sein können. Meist können solche gut erkannt werden, aber eine gewisse Unsicherheit verbleibt.

Die pleistozäne Füllung des südlichen Oberrheingrabens ist nur aus einer beschränkten Zahl von tieferen Bohrungen bekannt. Eine lithostratigraphische Gliederung der pleistozänen Ablagerungen ist deshalb nur beschränkt möglich. Unterschieden werden die ältere Breisgau- und die jüngere Neuenheim-Formation [6], [10], [11]. Dabei handelt es sich im Wesentlichen um Kiese, die als eiszeitliche Schotter gedeutet werden. Zwar kommen immer wieder Einschaltungen von Feinsedimenten und sogar alten Böden vor, die eine weitergehende Gliederung der Ablagerungen erahnen lassen, aber eine flächendeckende 3-dimensionale Einteilung der Abfolge war bisher nicht möglich. Eine detaillierte Korrelation der Ablagerungen des Untersuchungsgebietes mit den Sedimenten im südlichen Oberrheingebiet war denn anhand der petrographischen Daten auch nicht möglich. Immerhin zeigte sich aber, dass die Proben aus der Breisgau-Formation mit jenen aus Höheren und Tieferen Deckenschottern insgesamt gut korrelieren und so eine Deutung als zeitliche Äquivalente

als wahrscheinlich erscheinen lassen. Dementsprechend ist auch eine Verbindung der Ablagerungen von Hoch- und Niederterrasse mit der Neuenheim-Formation plausibel.

#### d) Lokale Fragestellungen

Anhand von bestehenden Publikationen wurden verschiedene Fragestellungen identifiziert, welche zwar lokale Aspekte des Gebiets betreffen, aber das Potenzial hatten, einen wesentlichen Beitrag zur Klärung der Verhältnisse des ganzen Gebietes zu leisten. Hier soll in diesem Sinn kurz auf die Mühlbach-Serie und auf Schwarzwaldgletscher-Vorstöße der Beringen-Eiszeit eingegangen werden.

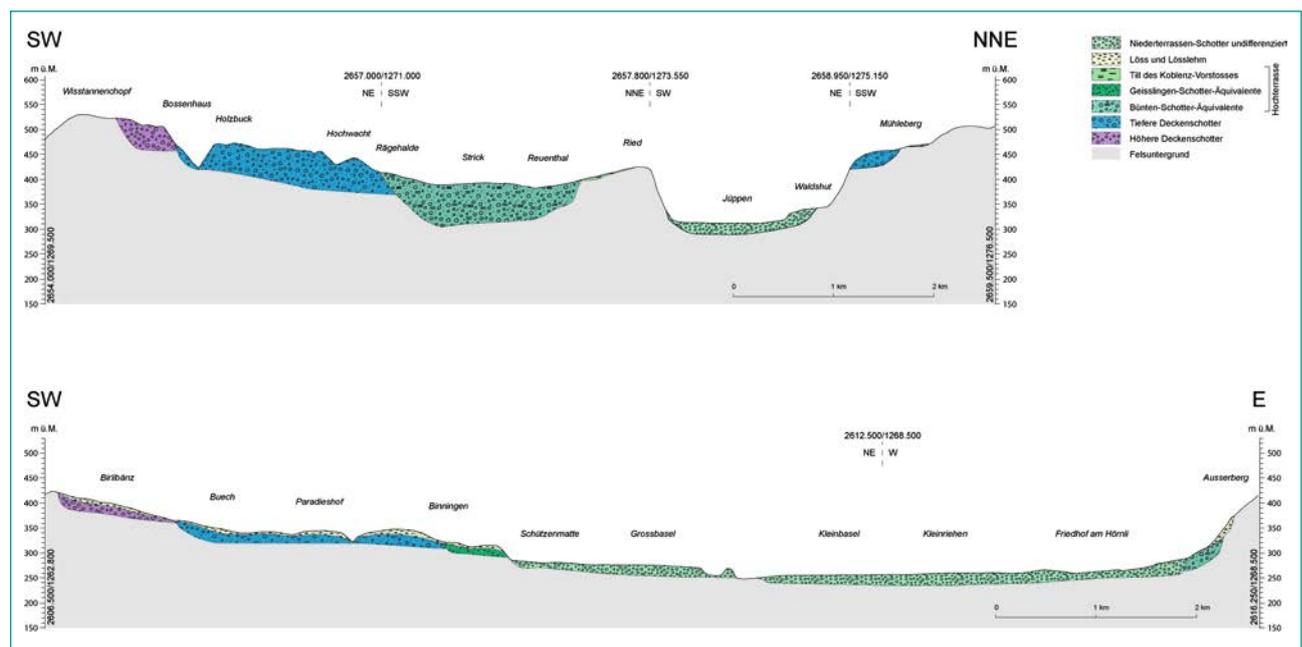
Die auf der Südabdachung des Schwarzwaldes zwischen Waldshut und Albrück verbreitete Mühlbach-Serie wurde anlässlich einer Diplomarbeit erstmals ausgeschieden [17]. Eine Bearbeitung im regionalen Zusammenhang [20] in Verbindung mit Paläomagnetik-Untersuchungen [4] führte dazu, für diese Abfolge ein präquartäres Alter zu vermuten. Dieser Interpretation wurde aber von [8] aus landschaftsgeschichtlichen Gründen widersprochen. Im Rahmen des hier vorgestellten Forschungsprojekts konnte die Typuslokalität der Mühlbach-Serie mit der OSL-Methode auf rund 50 000 Jahre datiert werden [5]. Diese Einheit wird nunmehr als lokales Umlagerungsprodukt von verwittertem älterem Material gedeutet, welches während dem mittleren Abschnitt der Birrfeld-Eiszeit entstand. Es konnte im Weiteren geklärt werden, dass im Verbreitungsgebiet der Mühlbach-

serie keine Höheren Deckenschotter vorkommen, wie früher angenommen wurde, sondern, dass die entsprechenden verkitteten Kiese als Tiefere Deckenschotter zu interpretieren sind.

Hinweise auf Vorstöße von Schwarzwaldes lagen bisher für das Möhlenerfeld [3], [8] und das Gebiet von Laufenburg vor [2], [13]. Während der Vorstoss des Wehra-Gletschers bereits im Rahmen der Erarbeitung des Blattes Sissach-Rheinfelden relativ gut definiert werden konnte ([16] Birkenhof-Formation, Zeiningen-Till) konnte im Gebiet von Laufenburg anhand von Bohrerergebnissen ebenfalls ein Eisvorstoss nachgewiesen werden, welcher die Blocklage in den Schottern unterhalb von Laufenburg erklären kann (Aufarbeitung von Findlingen aus Gletschersedimenten). Zudem ergaben sich Hinweise auf eine durch dieses Schwarzwaldes hervorgerufene zeitweilige Stausituation, welche im Zusammenhang mit dem Vorstoss des alpinen Eises bis Birndorf steht und die vorwiegend feinkörnigen Sedimenten von Schachen- und Schulerholz-Formation lieferte (vgl. auch Bild 3).

#### e) Entwicklung des Entwässerungsnetzes

Wie oben erwähnt, wurde grosses Gewicht auf die Konstruktion der Felsisohypsen gelegt, weil diese entscheidend sind für die Definition der Höhenlage von Flussrinnen verschiedener Phasen des Pleistozäns und so die Grundlage für Interpretationen betreffend der Entwicklung des Entwässerungsnetzes im Wechselspiel zwischen alpiner Hebung und Absenkung im südlichen Oberrheingrabengebiet liefern.



**Bild 2:** Charakteristische geologische Schnitte durch die pleistozänen Ablagerungen des Mündungsgebiets der Aare und des Gebietes von Basel (Legende vereinfacht).

Das wichtigste Ergebnis ist, dass die für die Nordschweiz vorliegende morphostratigraphische Einteilung in die Rinnen von Höheren Deckenschottern, Tieferen Deckenschottern sowie von Hoch-Niederterrasse für das Untersuchungsgebiet grundsätzlich bestätigt werden konnte. Die hiesigen Verhältnisse stellen in diesem Sinn eine zwanglose Fortsetzung derjenigen der zentralen Nordschweiz insgesamt dar. Im Detail resultierten Ergebnisse, welche für die Schärfung der Festlegung von Rinnenbasen der verschiedenen Phasen wichtig sind. So konnte für die Höheren Deckenschotter keine klare Gliederung in relativ schmale Rinnen und angrenzende Bereiche mit flächiger Verbreitung festgestellt werden, wie sie in der zentralen Nordschweiz erkennbar ist. Allerdings zeigen Querschnitte durch die Höheren Deckenschotter ein gewisses Relief der Rinnenbasis auf (vgl. Profil Basel, Bild 2), so könnte es durchaus sein, dass das weitgehende Fehlen von Rinnen lediglich der geringen Zahl an Anhaltspunkten für die Isohypsenkonstruktion geschuldet ist. Für die Tieferen Deckenschotter konnte aufgezeigt werden, dass deren Basis über einen Höhenbereich von gegen 40 m ein relativ sanftes Relief aufweist, was thematisch an die Betrachtungen in der zentralen Nordschweiz anknüpft, dass auch in dieser Phase betonte Rinnensituationen einerseits und Deckensituationen andererseits vorliegen. Es war allerdings nicht möglich, die Entstehung dieser Rinnenmorphologie allenfalls auf definierbare Phasen zurückzuführen. Für die Phase von Hoch- und Niederterrassen konnten mehrere Rinnensysteme in unterschiedlichen Höhen erkannt werden (vgl. Bild 3), welche insgesamt aber den Schluss zulassen, dass seit Beginn der Phase der Hochterrassen praktisch keine Absenkung der Rinnenbasis stattgefunden hat. Dies bestätigt die Verhältnisse, welche für den Hochrheinabschnitt zwischen Bodensee und Waldshut erkannt wurden. Im Gegensatz dazu kann aber entlang der Aare zwischen Holderbank und Waldshut eine klare Tieferlegung der Flussrinnen nach der Phase der Hochterrassen erkannt werden [8].

#### f) Folgerungen

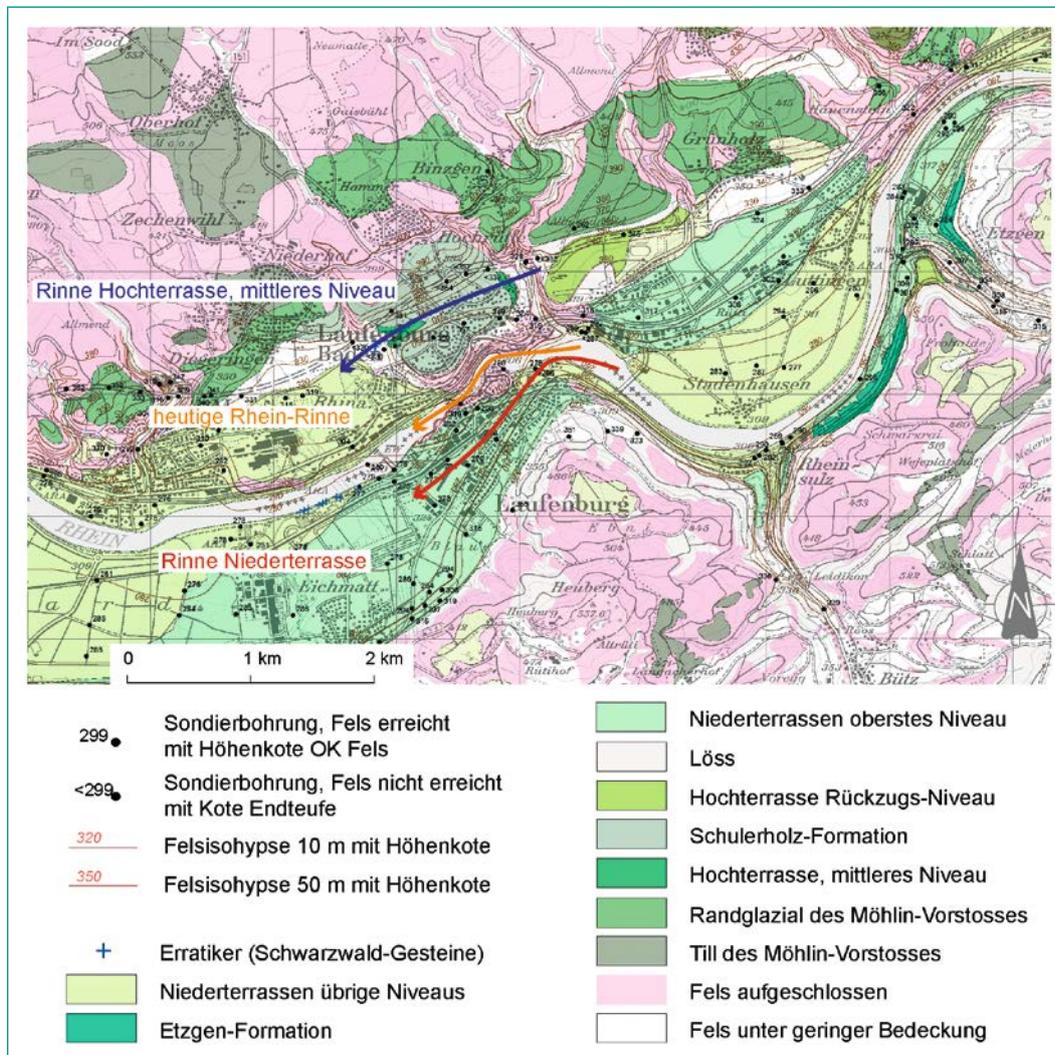
Der Umstand, dass im Bereich des Hochrheintales seit Beginn der Hochterrassenphase keine nennenswerte Absenkung der Rinnenbasis – das heisst des Vorflutniveaus – stattgefunden hat (der Rhein fliesst heute praktisch auf der Höhe dieser Rinnenbasis), während im südlichen Oberrheingraben eine Sedimentabfolge von mehreren 10er Me-

tern unter dem heutigen Flussniveau akkumulierte, lässt den Schluss zu, dass die damit verbundene Absenkung im südlichen Oberrheingebiet keinen Einfluss auf die Entwicklung der Rinnenbasis des Hochrheinabschnittes hatte. Es stellt sich sogar die Frage, ob diese Absenkung nicht umgekehrt auf den Sedimentinput aus dem alpinen Raum zurückgeht. Daraus den Schluss zu ziehen, dass es nicht die Absenkungstektonik des Oberrheingrabens ist, welche die Entwicklung des alpinen Entwässerungsnetzes steuert, sondern umgekehrt der Masseninput aus dem alpinen Raum die Absenkung im Oberrheingraben, wäre sicherlich verfrüht. Denn es bleibt die Feststellung, dass es Absenkungsphasen im alpinen Flusssystem gab, die ohne klare Veränderungen im Vorflutniveau kaum zu erklären sind. Es stellt sich daher die Frage, ob die zunehmende Sedimentlast aus dem alpinen Raum phasenweise zu einer Beschleunigung der Absenkung im Oberrheingraben führte, welche sich umgekehrt wieder Auswirkungen auf das Flusssystem hatte? Oder haben wir es mit einem Wechselspiel dieses Faktors mit gewissen (unabhängigen) regionaltektonischen Vorgängen zu tun?

### Nationale Zusammenarbeit

*Bundesamt für Landestopografie (swisstopo):* Während der Ausführung des vorliegenden Forschungsprojektes erarbeitete der Bereich Landesgeologie des Bundesamts für Landestopografie (swisstopo) das Blatt Nr. 161 Sissach/Rheinfelden des Geologischen Atlas der Schweiz 1:25 000 [16]. Unser Forschungsprojekt lieferte die Basis für die stratigraphische Einstufung der pleistozänen Ablagerungen im Blattgebiet. Im Weiteren ist es vorgesehen, die Resultate des Projektes in einer Schriftenreihe der swisstopo zu veröffentlichen, unter Beilage der «Karte 1:50 000 der pleistozänen Ablagerungen zwischen Waldshut und Basel». Die Vorbereitung der Manuskriptkarte wird in diesem Zusammenhang 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:



**Bild 3:** Ausschnitt aus der «Karte» des Gebiets Laufenburg mit drei verschiedenen alten Rhein-Rinnen auf unterschiedlichen Niveaus, die alle in die Phase der Hoch- und Niederterrassen zu stellen sind (Legende vereinfacht).

[3] [8] [20]). Der neuerdings in der Kiesgrube wieder aufgeschlossenen Bünten-Till wurde beprobt und im Rahmen des ENSI-Forschungsprojekts «Isochron-burial dating of Quaternary Sediments» datiert. Erste Resultate wurde im Rahmen des Swiss Geoscience Meetings im November 2020 vorgestellt.

*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 [15]. Um dies zu verifizieren, wurde beschlossen, Funde von Mammutresten aus den entsprechenden Terrassen der Umgebung von Basel mit der <sup>14</sup>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. Leider hat es sich aber gezeigt, dass die gewählten Funde entweder aufgrund von früheren Imprägna-

tionen zur Konservierung oder wegen des Fehlens von organischem Material keine Datierung ermöglichten. 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 könnten ergänzende Informationen zu deren Mindestalter liefern. So liegt u. a. ein Fund eines wahrscheinlich vorletzteszeitlichen Faustkeils auf einer bisher dem Niederterrassensystem zugeordneten Terrasse in Säckingen vor [12]. Unser Projekt liefert nun umgekehrt wichtige Informationen zur Interpretation dieses Fundes.

*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 automatisch generierten Felsisohypsen erarbeitet [14]. Diese Grundlagen dienen der Erstellung der «Karte 1:50 000 der

pleistozänen Ablagerungen zwischen Waldshut und Basel» (vgl. oben).

## Internationale Zusammenarbeit

Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Boden des Landes Waden-Württemberg (LGRB): Das LGRB stellte uns Bohrkern von zwei Forschungsbohrungen (Bohrungen «Namsheim» und «Hartheim») sowie Schotterproben aus weiteren Kernbohrungen aus dem südlichen Oberrheingrabengebiet 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 wurde 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.

Wie oben erwähnt, stellen die Ergebnisse von [15] 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 (vgl. oben). Zusätzlich wurden 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. Dabei wurden die terrassenmorphologischen Aspekte anhand von neuesten LIDAR-Daten im GIS bearbeitet [1], [18].

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, Mühlbach-Serie bei Kiesenbach (D)).

## Referenzen

- [1] M. Adil: Mapping, correlation and classification of lower terrace from Basel to confluence Aare (Hochrhein) – Msc-Thesis Univ. Freiburg i. Br., 2020
- [2] E. Blösch: Die grosse Eiszeit in der Nordschweiz – Beitr. geol. K. Schweiz, N. F. 321/2, Bern, 1911
- [3] 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
- [4] K. Fromm: Paläomagnetische Untersuchungen zur Quartärstratigraphie im Südschwarzwald bei Schadenbirndorf – *Geowiss. Gemeinschaftsaufgaben*, 16 S., Hannover (NLFB), 1989
- [5] A. Fülling, H. R. Graf & F. Preusser: Age and formation of the Mühlbach-Serie, Hochrhein Valley, Southern Germany – in Vorb.
- [6] HGK Oberrheingebiet – Bereich Kaiserstuhl-Markgräflerland. – Hydrogeologische Karte Baden-Württemberg – Geologisches Landesamt Baden-Württemberg; Landesanstalt für Umweltschutz Baden-Württemberg, Freiburg i. Br., 1977
- [7] H. R. Graf: Die Deckenschotter der Zentralen Nordschweiz – Diss. ETH Zürich Nr. 10205, 151 S., 1993
- [8] H. R. Graf: Stratigraphie von Mittel- und Spätpleistozän in der Nordschweiz, *Beitr. Geol. Karte Schweiz*, N.F. 168, Bundesamt für Landestopografie Swisstopo, 2009
- [9] 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
- [10] R. Groschopf, G. Kessler, J. Leiber, H. Maus, W. Ohmert, A. Schreiner & W. Wimmenauer: Erläuterungen zum Blatt Freiburg i. Br. und Umgebung. – 3. Aufl., Geologische Karte von Baden-Württemberg 1: 50 000 – Geologisches Landesamt Baden-Württemberg, Freiburg i. Br., 1996
- [11] E.-M. Hagedorn: Sedimentpetrographie und Lithofazies der jungtertiären und quartären Sedimente im Oberrheingebiet – Diss. Univ. Köln, 2004
- [12] 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. El-suede, F. Wegmüller, M. Otte (eds): *Vocation Préhistoire. Hommage à Jean-Marie Le Tensorer*, ERAUL 148, Liège, 145–157, 2017
- [13] *H. Heusser*: Beiträge zur Geologie des Rheintals zwischen Waldshut und Schaffhausen – Beitr. geol. K. Schweiz, N. F. 57/2, Bern, 1926
- [14] *P. Huggenberger & H. Dresmann*: OK-Fels-Isohypsen Region Basel – unveröff. Bericht Univ. Basel, 2018
- [15] *S. Kock*: Pleistocene terraces in the Hochrhein area – formation, age constraints and neotectonic implications, Diss. Univ. Basel., 2008.
- [16] *U. Pfirter, P. Jordan, H. R. Graf, J. Pietsch & M. Huber*: Geologischer Atlas der Schweiz 1:25 000, Karte 161 1068/1948 Sisach Rheinfeldern, BA Landestopografie, Bern
- [17] *C. Ramshorn & J. Wendebourg*: Geologische Untersuchungen unter besonderer Berücksichtigung des Quartärs im Gebiet um Birmendorf und Unteralpfen (Südost-schwarzwald) – Dipl. Arb. Univ. Freiburg i. Br., 1986
- [18] *M. Pfaff*: Morphology and sedimentology of the lower terraces of the Hochrhein – Msc- Thesis Univ. Freiburg i. Br., 2019
- [19] *M. Schnellmann, U. Fischer, S. Heuberger & 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
- [20] *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
<b>IAEA</b>		
Board of Governors		Allgemein
Commission on Safety Standards (CSS)		Allgemein
Radiation Safety Standards Committee (RASSC)		Strahlenschutz
Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)		Transporte
Waste Safety Standards Committee (WASSC)		Entsorgung
Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)	Hauptgremium	Reaktorsicherheit
	Expertenteam für die Erarbeitung des Safety Guide on Human Factor Engineering in Nuclear Power Plants (Fertigstellung geplant 2018)	Reaktorsicherheit
Nuclear Security Guidance Committee (NSGC)		Sicherung
Nuclear Security Contact Group (NSCG)		Sicherung
Emergency Preparedness and Response Standards Committee (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 (SPAR)		Entsorgung
International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)	Working Group 4 «Regulators» (WG4)	Reaktorsicherheit
International Decommissioning Network IDN		Stilllegung
Project on Global Status of Decommissioning		Stilllegung
TECDOC on Regulatory Oversight of Human and Organisational Factors		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
<b>Vereinte Nationen</b>		
UNECE	Working Party 15 (Transport gefährlicher Güter)	Transporte
Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons (NPT)	Third Pillar: Peaceful uses of nuclear energy	Allgemein

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
<b>OECD NEA</b>		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Inspection Practices (WGIP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)	Allgemein
	Working Group on Operating Experience (WGOE)	Reaktorsicherheit
	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
	Expert Group on the Dose Limit for the Lens of the Eye (EGDLE)	Strahlenschutz
	Information System on Occupational Exposure (ISOE)	Strahlenschutz
	Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM)	Strahlenschutz
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Entsorgung
	NEA Regulators' Forum	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB)</li> <li>■ Expert Group on Operational Safety (EGOS)</li> </ul>	Entsorgung
	Expert Group on Predisposal Management of Radioactive Waste (EGPDMRW)	Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) <ul style="list-style-type: none"> <li>■ Best Estimate plus Uncertainty</li> </ul>	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) <ul style="list-style-type: none"> <li>■ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures</li> <li>■ IAGE Subgroup Seismic Behaviour</li> <li>■ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing</li> </ul>	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOE)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Electrical Systems (WGELEC)	Reaktorsicherheit
Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM)		Stilllegung
	Regulator's Forum (RF)	Stilllegung
	Expert Group on Costings for Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (EGCLD)	Stilllegung
NEA International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
NEA Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
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
OECD – NEA Working Party on Nuclear Criticality Safety (WPNCSS)		Reaktorsicherheit
<b>Internationale Übereinkommen</b>		
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/Sicherung
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
	AG 1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»		Notfallschutz
CFS groupe d'experts «dépôt en couche géologique profonde»		Entsorgung
CFS groupe d'experts «Transport»		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
<b>Internationale Behördenorganisationen</b>		
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)	Plenum	Sicherung
	Working Group on Cyber Security	Sicherung
	Working Group on Transport Security	Sicherung

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Working Group on Emergencies	Notfallschutz
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
<b>Arbeitsgruppen in ausländischen Behörden</b>		
Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	Groupe permanent d'experts pour les transports	Transporte
STUK Reactor Safety Commission		Reaktorsicherheit
STUK Waste Safety Commission		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK, Deutschland)		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK-EL)	Endlagerung radioaktive Abfälle	Endlagerung
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Entsorgungskommission (ESK-ST)	Stilllegung	Stilllegung
Reaktorsicherheitskommission (RSK, Deutschland)	Ausschuss Reaktorbetrieb (RSK-RB) Fachgebiet Reaktorbetrieb	Reaktorsicherheit
<b>Hochschul- und Forschungsgremien</b>		
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
EU funded project, Coordination EDF	Advisory Board für das Projekt «sCO <sub>2</sub> -4-NPP: Innovative sCO <sub>2</sub> -Based Heat Removal Technology for an Increased Level of Safety of Nuclear Power Plants»	Reaktorsicherheit
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «METIS» (Methods and Tools Innovations for Seismic Risk Assessment)	Reaktorsicherheit
EU, European Commission, CORDIS	Scientific Advisory Committee für Euratom Horizon 2020 Projekt «FRACTESUS» (Fracture mechanics testing of irradiated RPV steels by means of sub-sized specimens)	Reaktorsicherheit
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «APAL» (Advanced PTS Analyses for LTO)	Reaktorsicherheit
<b>Fachverbände und Normenorganisationen</b>		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Ausbildung (AKA)	Strahlenschutz
	Praktischer Strahlenschutz (AKP)	Strahlenschutz
	Notfallschutz (AKN)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung/Befreiung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	Rechtsfragen (AKR)	Strahlenschutz
	Dosimetrie (AKD)	Strahlenschutz/ Messtechnik

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
VDI-GEU (Gesellschaft Energie und Umwelt)	Fachausschuss Kraftwerkstechnik ehemals: FA Kerntechnik	Kerntechnik/ Entsorgung
American Society of Mechanical Engineers (ASME)	Amerikanischer Ingenieursverband	Maschinentechnik, Anlagenbau
American Society of Mechanical Engineers (ASME), Board on Nuclear Codes and Standards	BPVC German International Working Groups, Section III and Section XI	Maschinentechnik, Anlagenbau
Plattform Menschen in komplexen Arbeitswelten e. V.		Mensch-Organisation- Sicherheitskultur
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit, Strahlenmesstechnik
<b>Internationaler Erfahrungsaustausch</b>		
Réunions ENSI-FANC		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit
Fachaustausch mit Baden-Württemberg		Mensch-Organisation- Sicherheitskultur
Fachaustausch mit Schweden		Stilllegung
Fachaustausch mit Frankreich		Transporte, Behälter

# Anhang C: Publikationen und Vorträge 2020

## Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2019. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2020), S. 53–57
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 2019. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2020), S. 148–152
M. Herfort	D. Jaeggi, M. Iten, F. Fischli, P. Ruppert, J. Gisiger, P. Tabani, M. Herfort (2020): MO (Preparation of technology for long-term monitoring) Experiment: Long-term performance of fiber-optic sensors subjected to in-situ conditions in the Opalinus Clay of the Mont Terri rock laboratory – Final Synthesis Report Technical Report 2017–03 Mont Terri Project, St-Ursanne
F. Koch	F. Koch: Panzerknackers Albraum ..., In: Strahlenschutzpraxis, Heft 1/2020, S. 10–13
H. Mattli, B. Stauffer	H. Mattli, B. Stauffer: The integrated safety-security training of inspectors in Switzerland – The benefits of the integrated approach. International Conference on Nuclear Security: Sustaining and Strengthening Efforts, IAEA ICONS 2020, Vienna, Austria, 10. – 14.02.2020
M. Rahn	Lu G., Fellin M. G., Winkler W., Rahn M., Guillong M., von Quadt A., Willett S.D. (2020): Revealing exhumation of the central Alps during the Early Oligocene by detrital zircon U–Pb age and fission-track double dating in the Tavayannaz Formation. International Journal of Earth Sciences, DOI 10.1007/s00531–020–01910-z.
B. Stauffer	P. Karhu, M. Schraver, B. Stauffer, T. Hack: Management of the interface of nuclear security and nuclear safety: What, why and how. International Conference on Nuclear Security: Sustaining and Strengthening Efforts, IAEA ICONS 2020, Vienna, Austria, 10. – 14.02.2020
B. Stauffer, J. Dejoz, M. Angelo, A. Luzio	B. Stauffer, J. Dejoz, M. Angelo, A. Luzio: Cyber Security Guideline Development and Inspections – Experiences at the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate. International Conference on Nuclear Security: Sustaining and Strengthening Efforts, IAEA ICONS 2020, Vienna, Austria, 10. – 14.02.2020

## Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
W. Barten, J. Fokken	W. Barten, J. Fokken, T. Lind: OECD/NEA WGAMA Switzerland 2020 country report. 23. Plenarsitzung der NEA Working Group on Accidents and Management of Accidents WGAMA. Video-conference Meeting, 22.-24.09.2020
B. Bucher	B. Bucher: Umgebungsüberwachung CH KKW. 104. AKU-Sitzung, Potsdam, 8./9. Oktober 2020
B. Bucher	B. Bucher: Messunsicherheit bei insitu-Gammaspektrometrie. 104. AKU-Sitzung, Potsdam, 8./9. Oktober 2020
J. Dejoz	J. Dejoz: Richtlinie ENSI-G22 «IT-Sicherheit in Kernanlagen»: Beweggründe, Aufbau, Ausblick. Fachaustausch ENSI – SWITCH, Brugg, 28.02.2020
J. Dejoz	J. Dejoz: Richtlinie ENSI-G22 «IT-Sicherheit in Kernanlagen»: Beweggründe, Aufbau, Ausblick. Fachaustausch ENSI – MELANI, Brugg, 02.03.2020
J. Dejoz	J. Dejoz: Richtlinie ENSI-G22 «IT-Sicherheit in Kernanlagen»: Beweggründe, Aufbau, Ausblick. Fachaustausch ENSI – BFE, Brugg, 18.06.2020
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelles aus Aufsicht und Forschung, 38. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, Videokonferenz, 30.04.2020
A. Gorzel	A. Gorzel: Aktuelle Reaktor- und Brennstoffthemen, 39. Treffen der Expertengruppe Sicherheitsfragen Brennstoff, Videokonferenz, 22.10.2020

Autoren ENSI	Vortrag
A. Gorzel	A. Gorzel: Regulatory aspects in Switzerland. LOCA RIA Meeting U. S.NRC – ENSI, Videokonferenz, 09.11.2020
H. Hänggi	H. Hänggi: Status of Decommissioning in Switzerland. IAEA Technical Meeting on the Global Status of Decommissioning, virtuell, 27.–30. Oktober 2020
H. Hänggi	H. Hänggi: Knowledge Management in Switzerland: Final Decommissioning Report and Archiving. IAEA Technical Meeting on Advancing Collaboration Building and Knowledge Management for Decommissioning, virtuell, 8.–11. Dezember 2020
M. Herfort	M. Herfort: Räumliche und hydraulische Trennung des Pilotlagers vom Hauptlager, Beitrag im Technischen Forum Sicherheit, Brugg, 10.09.2020
M. Herfort	M. Herfort: Tiefenlager – Tiefengrundwasser; Was bedeutet Tiefengrundwasser für ein Tiefenlager? Vortrag und Diskussion anlässlich des vom BFE organisierten «Treffpunkt Tiefenlager» (Videokonferenz), 26.10.2020
S.-G. Jahn	S. G. Jahn: Entwicklung des Strahlenschutzes, Gesundheitliche Gefahren ionisierender Strahlung, Strahlenschutz-Gesetzgebung und -Grundsätze, Strahlenschutz bei Neutronenexpositionen, Verhalten in der kontrollierten Zone: Ausbildungskurs für Safeguards des BFE, Bern, 16.01.2020
S.-G. Jahn	S. G. Jahn: Entwicklung des Strahlenschutzes, Gesetzliche Grundlagen im Strahlenschutz, Strahlenschutz im Kontext der nuklearen Sicherheit, Strahlenschutzplanung, radiologisches Zonenkonzept: Ausbildungskurse für Strahlenschutz-Fachkräfte an der Strahlenschutzschule des PSI, Würenlingen, 8.12.2020
F. Koch	F. Koch: Transport Regulations in Switzerland. ENSTTI Training Course on the Application of International Regulations in Qualification and Approval of Packages for the Transport of Radioactive Materials. Paris, 24.02.2020
F. Koch	F. Koch: Package Design Assessments. ENSTTI Training Course on the Application of International Regulations in Qualification and Approval of Packages for the Transport of Radioactive Materials. Paris, 25.02.2020
F. Koch	F. Koch: Inspections. ENSTTI Training Course on the Application of International Regulations in Qualification and Approval of Packages for the Transport of Radioactive Materials. Paris, 28.02.2020
F. Koch	F. Koch: Manufacture, Use, Maintenance and Quality Assurance. ENSTTI Training Course on the Application of International Regulations in Qualification and Approval of Packages for the Transport of Radioactive Materials. Paris, 28.02.2020
F. Koch	F. Koch: Bericht aus der IAEA. Workshop Behälteralterung. Brugg, 10.09.2020
F. Koch	F. Koch: Regelwerk und Alterungsnachweise. Workshop Behälteralterung. Brugg, 10.09.2020
T. Krietsch	T. Krietsch: Status of the Mühleberg Decommissioning Project, Bilateral Meeting: FANC/BelV – ENSI, Videosession, 23. November 2020
H. Mattli	H. Mattli: The integrated safety-security training of inspector in Switzerland. International Conference on Nuclear Security, IAEA, Wien 13. Februar 2020
H. Mattli, A. Manco	H. Mattli, A. Manco: Technische Sicherungssysteme. Fachaustausch ENSI – BAZL, Bern, 12.08.2020
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: IAEA IRRS Mission in der Schweiz – Oktober 2021, ENSI-SUVA-BAG Sitzung, Skype-Besprechung, 12.06.2020
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà: IAEA IRRS Mission in der Schweiz – Oktober 2021, Sitzung der GNP, Bern, 14.08.2020
M. Rahn	Endlagerkonzepte und Erfahrungen aus der aktuellen Standortsuche in der Schweiz. Symposium «Endlagerung in Europa» des Dachverbandes der Geowissenschaften, Videokonferenz, 9. September 2020
M. Rahn	Endlagerung radioaktiver Abfälle: Über Wirtsgesteine und geowissenschaftliche Untersuchungen in der Schweiz. Vortrag im Rahmen des Geowissenschaftliches Kolloquiums, Wintersemester 2020/21, TU Darmstadt, 8. Dezember 2020
R. Rusch	R. Rusch: Protection en cas d'urgence aux environs des installations nucléaires. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 23.10.2020
C. Ryser, R. Schulz	C. Ryser, R. Schulz: Sharing experiences regarding the covid-19 pandemic – ENSI's experience (HOF section). 7 <sup>th</sup> Meeting of the CNRA Working Group on Safety Culture. Videokonferenz, 27.10.2020
E. Saraiva	E. Saraiva: PF-Experiment: Progressive Evolution of Structurally Controlled Overbreaks, Mont Terri 84 <sup>th</sup> Steering Meeting, Videoconference, 19. November 2020.

Autoren ENSI	Vortrag
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, B. Wilding, P. Zwicky: Decisions on Inclined Bending (IB) Tests, IMPACT IV – NEREID, 4 <sup>th</sup> Technical Advisory Group Meeting, Videoconference, 02.07.2020
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, B. Wilding, P. Zwicky: Numerical Analyses of Inclined Bending (IB) Tests, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Videoconference, 08.12.2020
C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, B. Wilding, P. Zwicky: Blind Predictions of ITP2R&ITP4R Tests, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Videoconference, 08.12.2020
B. Stauffer	B. Stauffer: CUAS Technical Exchange: Swiss view and considerations. FANC – NNSA CUAS Technical Exchange, Brüssel (online), 28.09.2020
B. Stauffer	B. Stauffer: National experience on nuclear security self-assessment during the IPPAS mission Switzerland 2018. IAEA technical meeting on Self-Assessment of Nuclear Security, Wien (online), 27. – 30.10.2020
B. Stauffer	B. Stauffer: «IPPAS Follow-up 2023», 11. Sitzung der Gruppe Nuklearpartner Schweiz (GNP), Bern, 14.08.2020
R. Sutter	R. Sutter: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 22.10.2020
G. Testa	G. Testa: Weiterbildungskurs Nuklearforum Schweiz, «Aktualisierte Strahlenschutzgesetzgebung für Kernanlagen: Erfahrungen der nuklearen Aufsicht», 25. November 2020, Webinar
T. van Stiphout	T. van Stiphout: Regulatory Perspective about Monitoring dedicated to DGR(s) in Switzerland. Deep Geological Repository Regulator Forum, Paris, 13.–16.01.2020
C. von Arx	C. von Arx: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 15.10.2020
D. Wittwer	D. Wittwer: Anlageninterner Strahlenschutz – ENSI-G12. KSR, Subkommission Umwelt, 23. September 2020

# Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2020)

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
<b>ENSI-G01</b>	<b>Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke</b>	Januar 2011
<b>ENSI-G02</b>	<b>Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke</b>	August 2019
ENSI-G03	Geologische Tiefenlager	Dezember 2020
<b>ENSI-G05</b>	<b>Transport- und Lagerbehälter für die Zwischenlagerung</b>	April 2008 Änderung vom 20.12.2018
<b>ENSI-G07</b>	<b>Organisation von Kernanlagen</b>	Juli 2013
<b>ENSI-G08</b>	<b>Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen</b>	Juni 2015
<b>ENSI-G09</b>	<b>Betriebsdokumentation</b>	Juni 2014 Änderung vom 19.08.19
<b>ENSI-G11</b>	<b>Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage</b>	Juni 2013 (Revision 2)
ENSI-G12	Anlageninterner Strahlenschutz	
<b>ENSI-G13</b>	<b>Messmittel für ionisierende Strahlung</b>	Oktober 2015 Änderung vom 23.11.2018
<b>ENSI-G14</b>	<b>Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen</b>	Dezember 2009 (Revision 1)
<b>ENSI-G15</b>	<b>Strahlenschutzziele für Kernanlagen</b>	November 2010
ENSI-G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
<b>ENSI-G17</b>	<b>Stilllegung von Kernanlagen</b>	April 2014
ENSI-G18	Brand- und Blitzschutz für alle Kernanlagen	
<b>ENSI-G20</b>	<b>Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb</b>	Februar 2015
ENSI-G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Bauausführung von Bauwerken in Kernanlagen	
ENSI-G23	Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen als Kernkraftwerke	

## A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
<b>ENSI-A01</b>	<b>Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen</b>	September 2018
<b>ENSI-A03</b>	<b>Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken</b>	Oktober 2014 Änderung vom 10.10.2018
<b>ENSI-A04</b>	<b>Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen</b>	September 2009 (Revision 1) Änderung vom 13.04.2016
<b>ENSI-A05</b>	<b>Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Umfang und Qualität</b>	Januar 2018
<b>ENSI-A06</b>	<b>Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen</b>	November 2015
<b>ENSI-A08</b>	<b>Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen</b>	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 Änderung vom 20.12.2018
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) Änderung vom 14.12.2020
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	Januar 2020

## R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
HSK-R-07	Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes	Juni 1995
HSK-R-08	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-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-5201 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-11061  
ISSN 1664-3178  
© ENSI, April 2021



ENSI-AN-11061  
ISSN 1664-3178

ENSI, Industriestrasse 19, 5201 Brugg, Schweiz, Telefon +41 56 460 84 00, [info@ensi.ch](mailto:info@ensi.ch), [www.ensi.ch](http://www.ensi.ch)