

ERFAHRUNGS- UND FORSCHUNGSBERICHT 2021

Entwicklungen
im Bereich der Grundlagen
der nuklearen Aufsicht



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 2021

**Entwicklungen im Bereich der
Grundlagen der nuklearen Aufsicht**

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2021

**Développements dans les bases
techniques et légales pour
la surveillance nucléaire**

Research and Experience Report 2021

**Developments in the technical
and legal basis of nuclear oversight**

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	9
Summary	13
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	19
1.1 Brennstoffe und Materialien	19
1.1.1 NEA FIDES – Framework for Irradiation Experiments	19
1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	21
1.1.3 NEA CABRI International Project	25
1.1.4 NEA QUENCH-ATF – Quenching of Accident Tolerant Fuels	26
1.1.5 LEAD – Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation	28
1.1.6 PIONIC – Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration	31
1.1.7 ZINC – Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted f Structural Materials	35
1.1.8 PROACTIV – Probabilistische Integritäts-Analysen von Primärkreislauf-Komponenten in KKW's	37
1.1.9 NEA SMILE – Studsvik Material Integrity Life Extension Project	41
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	43
1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	43
1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	44
1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange	45
1.3 Externe Ereignisse	46
1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	46
1.3.2 NEA IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten	50
1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst	51
1.3.4 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen	55
1.3.5 NEA SOCRAT Benchmark – Seismische Simulation eines Brückenkrans auf einem Rütteltisch	56
1.4 Menschliche Faktoren	59
1.4.1 ROES-II – Reliability of Operators in Emergency Situations	60
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	62
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors	62
1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer	65
1.5.3 Deterministische Analyse der Wirksamkeit von Handmassnahmen bei Ereignissen im Mitte-Loop-Betrieb mit fortschrittlichen Methoden	68
1.5.4 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells	70
1.5.5 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions: Late Phase Severe Accident Phenomena	72
1.6 Strahlenschutz	74
1.6.1 Strahlenschutzforschung	74
1.6.2 Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection	77
1.7 Entsorgung	79
1.7.1 Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern	79
1.7.2 HELP – Hydrogen-Enhanced Local Plasticity	82
1.7.3 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	83
1.7.4 Experimente im Felslabor Mont Terri	85
1.7.5 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche	87
1.7.6 Felslabor Mont Terri: FS-B-Experiment – Folgen der Aktivierung einer Störung	91
1.7.7 Felslabor Mont Terri: PD-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen	94
1.7.8 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment – Untersuchung eines geschichteten hydraulischen Dichtelements	95
1.7.9 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen	97
1.7.10 Felslabor Mont Terri: DR-C-Experiment – Diffusion in einem Wärmegradienten	101
1.7.11 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston	103

1.7.12	Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen	105
1.7.13	DECOVALEX-2023	108
1.7.14	Forschung im Rahmen des NEA Clay Club	111
1.7.15	Isochron-burial dating of Quaternary sediments	112
1.7.16	CDP DOVE – Drilling Overdeepened Alpine Valleys	115
1.7.17	Stochastisch-mechanische Analyse geologischer Strukturen	118
2.	Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	123
2.1	Cruas-2 (INES 2)	124
2.2	Heysham-1 (INES-2)	124
3.	Internationale Zusammenarbeit	127
3.1	Internationale Übereinkommen	128
3.1.1	Übereinkommen über nukleare Sicherheit	128
3.1.2	Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle	128
3.1.3	OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks	129
3.1.4	Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM)	129
3.1.5	Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Espoo-Konvention)	130
3.2	Multilaterale Zusammenarbeit	130
3.2.1	Internationale Atomenergieagentur IAEA	130
3.2.2	Kernenergieagentur NEA der OECD	134
3.3	Behördenorganisationen	141
3.3.1	Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)	141
3.3.2	European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	142
3.3.3	European Nuclear Security Regulators Association ENSRA	142
3.3.4	Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	143
3.3.5	EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa	144
3.4	Bilaterale Zusammenarbeit	144
3.4.1	Kommission Frankreich-Schweiz für die nukleare Sicherheit und den Strahlenschutz (CFS)	144
3.4.2	Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	144
3.4.3	Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich	145
3.5	Weitere internationale Zusammenarbeit	145
4.	Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht	149
4.1	Neue Richtlinien	149
4.1.1	Neue Richtlinie ENSI-G12: Anlageninterner Strahlenschutz	149
4.1.2	Neue Richtlinie ENSI-G23: Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen	150
4.2	Neuausgaben	150
4.2.1	Richtlinie ENSI-G05: Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung	150
4.2.2	Richtlinie ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen	150
4.3	Änderung von Richtlinien	151
4.3.1	Richtlinien ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen und ENSI-G08 Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	151
4.3.2	Richtlinie ENSI-G17: Stilllegung von Kernanlagen	151
5.	Strategie und Ausblick	153
	Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	156
	Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien	385
	Anhang C: Publikationen und Vorträge 2021	390
	Anhang D: Richtlinien des ENSI	393

Einleitung

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

■ Der Aufsichtsbericht beschreibt und bewertet die wichtigsten Betriebsereignisse und Vorkommnisse, die durchgeführten Nachrüstungen und Instandhaltungsmassnahmen, die Ergebnisse der Wiederholungsprüfungen, den radiologischen Zustand und die Notfallübungen und Ausbildungen in den schweizerischen Kernanlagen. Er beinhaltet zudem die Tätigkeiten im Transport- und Entsorgungsbereich.

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

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

■



Zusammenfassung

Regulatorische Sicherheitsforschung

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

1. Der Bereich Brennstoffe und Materialien betrifft den Reaktorkern und die gestapelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf erhöhten Abbränden und Störfallverhalten von gängigen wie auch von neu entwickelten Brennstoffen. Das ENSI beteiligt sich hier an zwei neuen Projekten unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency NEA der OECD: Das gross angelegte Programm NEA FIDES schafft einen Rahmen, in dem Bestrahlungsexperimente an Forschungsreaktoren in mehreren Ländern durchgeführt werden sollen. Im Projekt NEA QUENCH-ATF wird das Verhalten von neuartigen Hüllrohrmaterialien bei Kühlmittelverlust-Störfällen untersucht. Im Falle der Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse im Mittelpunkt. Auch dazu erweiterte das ENSI sein Forschungsprogramm um das neue Projekt NEA SMILE, in welchem Materialproben von drei stillgelegten schwedischen Reaktoren unterschiedlicher Bauart genommen werden; diese werden auf verschiedene Alterungsphänomene analysiert, um Fragen des Langzeitbetriebs besser beurteilen zu können.

2. Die Projekte der NEA zu **internen Ereignissen und Schäden** fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle sowie Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen oder deren Verlauf ungünstig beeinflussen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern systematisch ausgewertet werden. Im Projekt NEA International Common-Cause-Failure Data Exchange (ICDE) wurde 2021 ein Komponentenbericht zu Motorarmaturen fertiggestellt, ebenso ein Themenbericht zu unangemessenen menschlichen Handlungen wie Fehlansichtungen und Fehlkalibrierungen, die zu einem mehrfachen Komponentenausfall führen können.
3. Erdbeben, Hochwasser und Flugzeugabstürze sind externe Ereignisse, mit denen sich die vom ENSI unterstützte Forschung befasst. Zum Schwerpunkt Erdbeben wurden zwei neue Projekte gestartet: In einer Doktorarbeit am Institut für Baustatik und Konstruktion der ETH Zürich wird ein Stahlbeton-Werkstoffmodell erstellt, welches das ENSI für seine Aufsichtstätigkeit nutzen will. Es dient dazu, Wechselbeanspruchungen von Schalenträgerwerken mit Hilfe der nichtlinearen Finite-Elemente-Methode zu analysieren. Mit dem Erdbebenverhalten von Brückenkränen zum Heben schwerer Lasten in Kernanlagen beschäftigt sich ein neues Projekt der NEA, genannt SOCRAT. Unter Federführung französischer Institutionen werden Versuche und vergleichende Modellrechnungen als sogenannter Benchmark durchgeführt.

Im Februar 2021 wurden die Ergebnisse des vom Bundesamt für Umwelt geleiteten und vom ENSI mitfinanzierten Projekts EXAR (Extremhochwasser an der Aare) der Öffentlichkeit präsentiert. Mit dem Projekt wurden neue, einheitliche Grundlagen für die Abschätzung der Hochwassergefähr-

- derung an der Aare geschaffen, insbesondere mit Blick auf die Häufigkeiten extremer Ereignisse. Auf dieser Basis hat das ENSI die Betreiber der Kernanlagen aufgefordert, bis Ende 2022 neue Nachweise für die Hochwassersicherheit zu erstellen.
4. Bei den **menschlichen Faktoren** geht es vor allem um den Einfluss von Operateurchandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken. Das PSI-Projekt ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) dient der besseren Erkennung und Beurteilung von Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen können, sogenannte Errors of Commission (EOC). Im Berichtsjahr wurde unter anderem an Faktoren gearbeitet, welche die EOC-Wahrscheinlichkeit beeinflussen, und deren Einfluss auf neuere Vorkommnisse wurde untersucht.
 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 (PSA). Das Projekt MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions der Königlich-Technischen Hochschule KTH in Stockholm schloss eine weitere Projektphase ab. Unter anderem wurde im Rahmen einer Doktorarbeit ein verbessertes Simulationsmodell für die Kühlung einer Kernschmelze entwickelt, welche in Form eines Schüttbetts im Containment vorliegt.
 6. Die anwendungsorientierten Forschungsarbeiten im **Strahlenschutz** reichen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem wird an nanodosimetrischen Methoden zur Risikobeurteilung im Niedrigdosisbereich gearbeitet. Die Forscher des Paul Scherrer Instituts PSI legten in der 2021 abgeschlossenen Projektphase einen Schwerpunkt auf Methoden, welche für den Rückbau von Kernanlagen von Bedeutung sind. So entwickelten sie unter anderem Methoden zur Analyse von Beton und asbesthaltigen Proben sowie zur Kalibrierung von Freimess-Einrichtungen.
 7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch ihr vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Mit der Berechnung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern befasst sich das Projekt zur Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI. In der nunmehr abgeschlossenen dritten Projektphase wurde insbesondere die Modellierung der axialen Wärmeleitung über den Behälterdeckel und die Aussenstruktur des Behälters verbessert. Die Ende 2021 gestartete vierte Projektphase wird sich der detaillierten Berechnung der Brennelement-Temperaturen widmen. Das Felslabor Mont Terri spielt weiterhin eine zentrale Rolle für die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung mit acht vom ENSI unterstützten Experimenten im Berichtsjahr. Neu darunter ist das DR-C-Experiment, das sich mit dem Einfluss eines thermischen Gradienten auf die Diffusion von Radionukliden befasst und vor allem für den Fall eines frühzeitigen Versagens von Tiefenlagerbehältern relevant ist. Ebenfalls mit dem Wirtsgestein Opalinuston beschäftigte sich das Projekt zur Felsmechanik im Sarnierungstunnel Belchen. Die Forscher der ETH Zürich gewannen zahlreiche neue Erkenntnisse zum Verhalten dieses Gesteins bei einem Stollenvortrieb mittels Tunnelbohrmaschine, insbesondere zu Quellprozessen.
- Auch im Hinblick auf langfristige Erosionsvorgänge beteiligt sich das ENSI an neuen Vorhaben. Das Projekt DOVE (Drilling Overdeepened Alpine Valleys) im Rahmen des International Continental Scientific Drilling Program ICDP wird Bohrungen in von Gletschern übertieften Rinnen und Becken abteufen und die Sedimentablagerungen analysieren wie auch datieren. In einem ersten Schritt sollen bis 2025 glaziale Becken der Alpennordseite betrachtet werden, für die Zeit danach wird

ein Folgeprojekt für die Alpensüdseite angestrebt. Dadurch sollen die Kenntnisse über die durch Gletscher während des Eiszeitalters verursachte Tiefenerosion verbessert werden. Schliesslich wurde an der Universität Bern die Dissertation zur Datierung von sogenannten Deckenschottern der Nordschweiz abgeschlossen. Sie brachte interessante Ergebnisse sowohl zur langfristigen Abtragung durch Flüsse als auch zum Alter der grössten Vorlandvergletscherung. Das ENSI finanziert im Anschluss eine zweijährige Studie, mit welcher die auf dem Irchel im Kanton Zürich lagernden komplexen Deckenschotter-Abfolgen charakterisiert und datiert werden sollen.

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 und auf seiner Website. Der vorliegende Bericht geht auf lehrreiche ausländische Vorkommnisse ein. Sie werden analysiert, um ihre Relevanz für Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und bei Bedarf Verbesserungsmaßnahmen abzuleiten.

Im französischen Kernkraftwerk Cruas-2 erhielt ein Arbeiter eine sehr hohe Oberflächenkontamination im Bereich «Schulter-Kopf», deren Herkunft nicht geklärt werden konnte. Aufgrund der Aufenthaltsdauer des Arbeiters in der Anlage musste die Überschreitung des lokalen Jahreslimits von 500 mSv auf einer Hautoberfläche von höchstens 1 cm² angenommen werden. Eine Übertragbarkeit auf Schweizer Kernkraftwerke ist nur bedingt möglich, weil sich die Arbeitsorganisation in Bezug auf den Strahlenschutz in den beiden Ländern deutlich unterscheidet und in der Schweiz insbesondere eine enge Begleitung von Arbeiten durch den Strahlenschutz erfolgt.

Eine Spannungsschwankung im Hochspannungsnetz führte im britischen Kernkraftwerk Heysham-1 zur Schnellabschaltung der beiden Reaktoren und zur Anforderung

der Nachwärmeabfuhrpumpen. Von vier vorhandenen Pumpen war eine in Wartung, und von den übrigen drei startete nur eine Pumpe automatisch statt, wie vorgeschrieben, mindestens zwei. Die beiden anderen konnten innerhalb 45 Minuten zugeschaltet werden, so dass dann wieder eine redundante Kühlung der Reaktoren sichergestellt war. Eine abschliessende Bewertung des Vorkommnisses durch das ENSI ist derzeit noch ausstehend.

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.

Im Mittelpunkt der ENSI-Aktivitäten stand 2021 einerseits die sogenannte Joint Convention. Sie gibt vor, wie die Vertragsparteien mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen umzugehen haben. Weil die Schweiz mit dem früheren ENSI-Direktor Hans Wanner den Präsidenten für die 7. Überprüfungskonferenz zur Joint Convention stellt, war das ENSI intensiv an deren Vorbereitung beteiligt. Die Konferenz wurde wegen der Pandemie von 2021 auf Sommer 2022 verschoben. Auch eine zugehörige ausserordentliche Konferenz, die insbesondere Verbesserungen im Ablauf des Überprüfungsprozesses thematisieren soll, musste neu auf Mai 2022 terminiert werden.

Das zentrale Ereignis war jedoch im Oktober 2021 die Durchführung einer internationalen Überprüfungsmission der IAEA, genannt IRRS (Integrated Regulatory Review Service). Ziel solcher IRRS-Missionen ist es, im jeweiligen Gastland die Umsetzung der IAEA-Si-

cherheitsstandards zu überprüfen. Das ENSI ist gesetzlich verpflichtet, sich periodisch von solchen internationalen Überprüfungsmissionen evaluieren zu lassen. Diese Mission war die dritte vollumfängliche IRRS-Mission in der Schweiz und behandelte ein breites Themenspektrum zur nuklearen Sicherheit, wobei alle relevanten nationalen Behörden und die Beaufichtigten einbezogen waren. In ihrem Bericht beschrieben die 20 Experten aus 15 Ländern gute Praktiken und Leistungen, aber auch Empfehlungen und Vorschläge. Eine gute Praxis attestierten sie der Organisation sowie der herrschenden Aufsichts- und Sicherheitskultur. Gelobt wurde auch die kontinuierliche Verbesserung der Sicherheit durch Nachrüstung der Anlagen. Als Herausforderung sahen sie den mittel- und langfristigen Erhalt des Fachwissens im Nuklearbereich und empfahlen der Schweizer Regierung eine Evaluation und daraus abzuleitende Massnahmen. Empfehlungen ans ENSI betreffen unter anderem die Aktualisierung des ENSI-Regelwerks und die Verbesserung der Inspektionsprozesse. Das ENSI wird diese Empfehlungen mit einem Massnahmenplan umsetzen, in einigen Jahren wird dies in einer Folgemission überprüft werden.

Darüber hinaus arbeitete das ENSI an der Vorbereitung einer von der Europäischen Union angeführten Überprüfung von Kernanlagen mit, die für 2023 geplant ist. Dieser sogenannte Topical Peer Review befasst sich alle sechs Jahre mit einem bestimmten Gesichtspunkt, in diesem Fall dem Brandschutz. Im Berichtsjahr wurden vor allem der Umfang sowie technische Aspekte diskutiert.

Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des Regelwerks wurde 2021 weitergeführt. Das ENSI verabschiedete folgende Richtlinien:

- ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen (Neuausgabe);
- ENSI-G05: Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung (Neuausgabe).

An acht weiteren Richtlinien wurden Änderungen vorgenommen, dies grossteils als notwendige Folge der Bestimmungen in den neuen Richtlinien. Zudem befanden sich zwei angepasste Richtlinien in externer Anhörung.

- ENSI-G12: Anlageninterner Strahlenschutz (neue Richtlinie);
- ENSI-G23: Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen (neue Richtlinie);

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. L'IFSN participe ici à deux nouveaux projets sous l'égide de l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) de l'OCDE: le grand projet AEN FIDES crée un cadre dans lequel les expériences d'irradiation dans des réacteurs de recherche doivent être effectuées dans plusieurs pays. Le projet AEN QUENCH-ATF étudiera le comportement de nouveaux matériaux de gaines lors de défaillances entraînant une perte de liquide caloporteur.
Dans le cas des matériaux structurels, ce sont les processus de vieillissement qui concentrent l'attention. L'IFSN a aussi ici, élargi son programme de recherche à un nouveau projet SMILE de l'AEN, dans lequel des échantillons de matériaux seront prélevés sur trois réacteurs suédois désaffectés de types différents. Ces échantillons de matériaux seront analysés dans l'optique de divers processus de vieillissement afin de mieux pouvoir évaluer les questions liées à l'exploitation à long terme.
2. Les projets de l'AEN sur les **événements et dommages internes** promeuvent l'échange international d'expérience sur les défaillances ainsi que sur les dommages subis par les composants à l'origine d'incidents ou d'influences défavorables. 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. Dans le cadre du projet AEN International Common-Cause-Failure Data Exchange (ICDE) ont été terminés en 2021 un rapport sur les composants d'armatures motorisées ainsi qu'un rapport thématique concernant des actions humaines inappropriées telles que les erreurs de conception et de calibrage pouvant engendrer une défaillance répétée de composants.
3. Les séismes, les crues ou les chutes d'aéronefs constituent des **événements externes** traités par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. Concernant le thème des séismes, deux projets ont été lancés: un modèle de matériau en béton armé est créé dans le cadre d'un doctorat à l'Institut de statique et de construction de l'Ecole polytechnique fédérale de Zurich. L'IFSN veut l'utiliser pour son activité de surveillance. Il sert à l'analyse non linéaire des contraintes alternées des structures à coques par la méthode des éléments finis. Un nouveau projet de l'AEN, appelé SOCRAT, étudie le comportement pendant un séisme des ponts roulants destinés au levage de charges lourdes dans les installations nucléaires. Sous l'égide d'institutions françaises, des essais et calculs de modélisation comparatifs sont effectués sous forme de benchmark.
En février 2021, les résultats du projet EXAR (crues extrêmes de l'Aar) ont été présentés au public. Ce projet a été dirigé par l'Office fédéral de l'environnement et cofinancé par l'IFSN. Le projet EXAR a permis de créer de nouvelles bases uniformisées pour l'évaluation du risque de crue de l'Aar, en particulier en ce qui concerne la

- probabilité d'évènements extrêmes. Sur cette base, l'IFSN a demandé aux exploitants d'installations nucléaires de fournir, jusqu'à la fin de l'année 2022, de nouveaux justificatifs de sécurité en cas de crues.
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 sert à la mise en évidence et à l'appréciation d'erreurs de manipulation qui exercent une influence négative sur l'évolution d'une défaillance. Ces erreurs sont appelées «errors of commission» (EOC). Le rapport annuel a présenté entre autres des facteurs qui influencent la probabilité d'EOC et s'est penché sur l'impact des EOC sur des incidents récents.
 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. Le projet MSWI (Melt-Structure-Water-Interactions) de l'Institut royal de technologie (KTH) à Stockholm a terminé une autre phase du projet. Un modèle de simulation amélioré pour le refroidissement d'une fusion du cœur qui existe sous la forme d'un lit en vrac dans l'enceinte de confinement a été conçu dans le cadre d'un doctorat.
 6. Les travaux de recherche orientés sur les applications dans le domaine de la **radio-protection** s'étendent de la radiométrie jusqu'à la mise au point de nouvelles méthodes d'analyse applicables aux radionucléides en passant par l'aéroradiométrie. Des travaux portant sur des méthodes nanodosimétriques pour l'évaluation du risque dans le domaine des faibles doses sont également menés. Durant la phase du projet achevée en 2021, les chercheurs de l'Institut Paul Scherrer (PSI) ont mis l'accent sur des méthodes importantes pour le démantèlement d'installations nucléaires. Ils ont élaboré entre autres des méthodes d'analyse d'échantillons contenant du béton et de l'amiante, ainsi que de calibrage de dispositifs de mesure de libération.
 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 projet d'extension de l'outil de calcul Z88 ENSI aborde le calcul des flux thermiques dans les conteneurs de transport et d'entreposage. Dans la troisième phase du projet qui est désormais achevée, la modélisation de la conduction thermique axiale via le couvercle et la structure extérieure du conteneur a été améliorée. La quatrième phase du projet démarrée fin 2021 se consacrera au calcul détaillé des températures des assemblages combustibles.
- Le laboratoire souterrain de Mont Terri continue à jouer un rôle central dans la recherche sur le stockage en couches géologiques profondes, grâce à huit expérimentations financées par l'IFSN au cours de l'année de référence. Parmi celles-ci, la nouvelle expérience DR-C s'intéresse à l'influence d'un gradient thermique sur la diffusion de radionucléides, ce qui est surtout important dans le cas d'une défaillance prématurée des conteneurs de stockage en profondeur. Dans le cadre de la réfection du tunnel de Belchen, le projet relatif à la mécanique des roches s'est penché également sur la roche d'accueil qu'est l'argile à Opalinus. Les chercheurs de l'EPF de Zurich ont recueilli de nombreuses nouvelles informations sur le comportement de cette roche lors de travaux d'avancement dans la galerie à l'aide d'un tunnelier, notamment sur des écoulements. L'IFSN participe également à de nouveaux projets concernant les processus d'érosion à long terme. Le projet DOVE (Drilling Overdeepened Al-

pine Valleys) lancé dans le cadre du programme scientifique international de forages continentaux (ICDP) procédera à l'approfondissement de forages dans des chenaux et bassins surcreusés par les glaciers, analysera et datera les dépôts de sédiments. Dans une première étape, les bassins glaciaux du flanc nord des Alpes doivent être analysés jusqu'en 2025. Pour la période d'après, un prochain projet sera envisagé pour le flanc sud des Alpes. Cela permettra d'améliorer les connaissances sur l'érosion en profondeur causée par les glaciers durant l'époque glaciaire. Enfin, la dissertation sur la datation des graviers de couverture du nord de la Suisse a été achevée à l'Université de Berne. Elle a fourni des résultats intéressants sur l'érosion à long terme causée par les fleuves, et sur l'âge du plus grand lobe glaciaire. L'IFSN finance ensuite une étude sur deux ans qui doit permettre de caractériser et de dater les graviers de couverture complexes, déposés successivement sur l'Irchel dans le canton de Zurich.

Événements instructifs survenus dans des installations à l'étranger

Des événements 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. Le rapport annuel de surveillance et le site Internet de l'IFSN traitent des événements survenus dans des centrales nucléaires suisses. Le présent rapport relate des événements riches d'enseignements survenus dans des installations 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.

Dans la centrale nucléaire française Cruas-2, un travailleur a été victime d'une très forte contamination surfacique dans la zone «épaule – tête», dont l'origine n'a pas pu être élucidée. En raison de la durée de séjour du travailleur dans l'installation, il convenait de considérer le dépassement de limite annuelle locale de 500 mSv sur une surface du

corps de 1 cm² au maximum. Une transférabilité sur des centrales nucléaires suisses n'est que partiellement possible parce que l'organisation du travail en ce qui concerne la radioprotection varie de façon considérable dans les deux pays et qu'un suivi étroit des travaux est notamment effectué en Suisse par la radioprotection.

Une variation de tension dans le réseau à très haute tension a conduit à l'arrêt rapide des deux réacteurs dans la centrale nucléaire britannique Heysham-1 et à la sollicitation des pompes d'évacuation de la chaleur résiduelle. Sur les quatre pompes existantes, une était en maintenance et, sur les trois autres, seule une pompe démarrait automatiquement au lieu de deux au moins, comme prescrit. Les deux autres pouvaient être activées dans les 45 minutes, afin d'assurer à nouveau un refroidissement redondant des réacteurs. Une évaluation finale de l'événement par l'IFSN est actuellement en suspens.

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.

La «Joint Convention» mettait l'accent en 2021 sur les activités de l'IFSN. Elle prescrit la manière dont les cocontractants doivent gérer les assemblages combustibles usés et les déchets radioactifs. Étant donné que la Suisse nomme l'ancien directeur de l'IFSN, Hans Wanner, au poste de président de la 7^e Conférence de contrôle relative à la Joint

Convention, l'IFSN a participé intensément à sa préparation. La conférence a été reportée à cause de la pandémie, de 2021 à l'été 2022. En outre, il fallait prévoir pour la première fois pour 2022 une conférence extraordinaire correspondante qui doit thématiser notamment des améliorations durant le déroulement du processus de la réunion d'examen. L'évènement central était toutefois en octobre 2021 la réalisation d'une mission de contrôle internationale de l'AIEA, appelée IRRS (Integrated Regulatory Review Service). L'objectif des missions IRRS est d'examiner dans chaque pays hôte la mise en œuvre des normes de sécurité de l'AIEA. L'IFSN est tenue par la loi de se faire évaluer périodiquement par des commissions de contrôles internationales. Cette mission a été la troisième mission IRRS complète en Suisse et a traité un large éventail de thèmes relatifs à la sécurité nucléaire. Toutes les autorités nationales importantes et les établissements placés sous sa surveillance étaient impliqués dans cette mission. Dans leur rapport, les 20 experts venant de 15 pays ont décrit de bonnes pratiques et prestations, mais aussi des recommandations et des propositions. Ils ont décerné de bonnes notes pour l'organisation et la culture de surveillance et de sécurité qui prévaut. Les experts ont également salué l'amélioration continue de la sécurité par les mises à niveau des installations. Ils ont considéré la préservation à court et à long terme des connaissances dans le domaine nucléaire comme un défi et ont recommandé au gouvernement suisse une évaluation et des mesures qui en découleront. Les recommandations à l'IFSN concernent entre autres l'actualisation du cadre réglementaire de l'IFSN et l'amélioration des processus d'inspection. L'IFSN mettra en œuvre ses recommandations avec un plan de mesures. Une mission de suivi le contrôlera dans quelques années.

En outre, l'IFSN a participé à la préparation d'un contrôle des installations nucléaires dirigé par l'Union Européenne, qui est prévu pour 2023. Ce «Topical Peer Review» aborde tous les six ans un point de vue particulier; dans ce cas, la protection contre les incen-

dies. L'ampleur et les aspects techniques ont été notamment débattus au cours de l'année de référence.

Modification des fondements juridiques de la surveillance nucléaire

L'actualisation de la réglementation s'est poursuivie en 2021. L'IFSN a promulgué les directives suivantes :

- ENSI-G12: radioprotection interne des installations (nouvelle directive) ;
- ENSI-G23: exigences de conception pour d'autres installations nucléaires (nouvelle directive);
- ENSI-B03: notification des installations nucléaires (nouvelle édition);
- ENSI-G05: conception et fabrication des conteneurs de transport et d'entreposage pour le stockage intermédiaire (nouvelle édition).

Huit autres directives ont été modifiées pour répondre à l'obligation de s'adapter aux dispositions des nouvelles directives. En outre, deux directives adaptées ont fait l'objet d'une audition externe.

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 help develop independent expertise. Finally, international projects deliver results that Switzerland could not achieve on its own and at the same time encourage international networking. These are the main objectives of ENSI's research strategy. The Regulatory Safety Research programme covers seven subject areas:

1. The **Fuel and Materials** sector covers the reactor core and the defence-in-depth barrier system used to contain the radioactive materials. Research into fuels is particularly concerned with high burn-up rates and the behaviour under accident conditions of both current and newly developed fuels. In this context ENSI is participating in two new projects taking place under the patronage of the OECD's Nuclear Energy Agency (NEA): The large-scale project NEA FIDES (Framework for Irradiation Experiments) provides a framework in which irradiation experiments are to be performed in research reactors in multiple countries. The purpose of the NEA QUENCH-ATF project is to investigate the behaviour of novel cladding materials in loss-of-coolant accidents. Where structural materials are concerned, the focus is on ageing processes. ENSI has also extended its research programme to include the new NEA SMILE project, in which material samples are being taken from three decommissioned Swedish reactors of different types, which are then analysed in respect of various ageing phenomena to improve the assessment of long-term operation issues.
2. Projects conducted under the auspices of the 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. As part of the NEA's International Common-Cause-Failure Data Exchange (ICDE) project, a component report on motor-operated valves was completed in 2021, likewise a specific report on inappropriate human actions such as misalignments and miscalibrations which could lead to multiple component failures.
3. ENSI supports research projects addressing **external events** such as earthquakes, flooding and aircraft crashes. Two new projects were launched focussing on earthquakes: In a PhD project at the Institute of Structural Engineering at ETH Zurich, a reinforced concrete material model is being created, which ENSI is intending to use in the course of its oversight activities. Its purpose is to analyse alternating stresses of shell structures using non-linear finite element methods. A new NEA project, SOCRAT, deals with the earthquake behaviour of overhead cranes used to lift heavy loads in nuclear installations. Under the leadership of French institutions, tests and comparative model calculations are being carried out to create a benchmark. In February 2021, the results of the EXAR project (Extreme Flooding of the Aare River), headed by the Federal Office for the Environment and co-financed by ENSI, were presented to the public. The project has created new, uniform foundations for estimating the risk of flooding of the River Aare, in particular relating to the frequency of extreme events. Based on this, ENSI has asked the operators of nuclear installations to prepare new safety cases for flooding events by the end of 2022.
4. The influence of operator actions on accidents in nuclear power plants is the most important **human factor** under considera-

- tion. The PSI ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) project serves to improve the identification and assessment of operator errors that could have a negative effect on the development of an accident, errors that are referred to as Errors of Commission (EOC). In the year under review, work has been carried out on factors that affect the probability of EOCs and their impact on recent events was investigated.
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 (PSA). The MSWI – melt-structure-water-interactions project of the KTH Royal Institute of Technology in Stockholm – completed a further project phase. Amongst other things, an improved simulation model for the cooling of a meltdown has been developed with the context of a PhD project. In the model, the core melt is treated as a debris bed within the containment.
 6. The 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, work is taking place on nanodosimetric methods for risk assessment in the low-dose range. In the project phase, which was completed in 2021, researchers at the Paul Scherrer Institute PSI focused on methods that are important for the dismantling of nuclear plants. Amongst other things, they developed methods for the analysis of concrete and asbestos-containing samples as well as for the calibration of instruments for free-release of materials.
 7. Research into **waste management** covers not only deep geological disposal, but also preceding processes such as transport and interim storage of radioactive waste. The project for extending the calculation tool Z88ENSI is concerned with the calculation of heat flows in transport and storage casks. In particular, in the third project phase, which has now been completed, the modelling of the axial heat conduction via the cask lid and the outer structure of the cask were improved. The fourth project phase, launched at the end of 2021, will focus on the detailed calculation of fuel element temperatures. The Mount Terri Rock Laboratory continues to play a key role in research into deep geological disposal, carrying out eight ENSI-supported experiments in the course of the year under review. New amongst these is the DR-C experiment, which deals with the influence of a thermal gradient on the diffusion of radionuclides and is especially relevant in the event of an early failure of repository containers. The project on rock mechanics in the Belchen Recovery tunnel in Belchen also related to the host rock Opalinus Clay. Researchers at ETH Zurich gained numerous new insights into the behaviour of this rock during excavation using a tunnel boring machine, in particular concerning swelling processes. ENSI is also participating in new projects dealing with long-term erosion processes. As part of the International Continental Scientific Drilling Programme ICDP, the DOVE (Drilling Overdeepened Alpine Valleys) project will drill into overdeepened channels and basins, and analyse and date sediment deposits. In a first step, glacial basins on the north side of the Alps will be considered up to 2025, with a follow-up project for the south side of the Alps being planned for the subsequent period. The aim is to improve knowledge of the deep erosion caused by glaciers during the ice age. Finally, the dissertation on the dating of highly perched deposits (Deck-

enschotter) in northern Switzerland was completed at the University of Bern. It provided interesting results both on long-term erosion by rivers and also on the age of the most extensive foreland glaciation. To follow up, ENSI is now financing a two-year study to characterise and date the complex Deckenschotter sequences on the Irchel in the canton of Zurich.

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 and on its website. 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.

At the French nuclear power plant Cruas-2, a worker received a very high surface contamination in the «shoulder-head» area, the origin of which could not be clarified. Due to the length of time that the worker remained in the plant, it had to be assumed that the local annual limit of 500 mSv was exceeded over a skin area of no more than 1cm². Transferability to Swiss nuclear power plants is only possible to a limited extent because the work organisation in respect of radiological protection differs significantly in the two countries, and in Switzerland, in particular, there is closer monitoring of work as part of the radiological protection concept.

At the Heysham-1 nuclear power plant in the UK, a voltage fluctuation in the high-voltage grid led to the rapid shutdown of both reactors and to a start-up request for the residual heat removal pumps. Of the four available pumps, one was undergoing maintenance, while of the remaining three, only one pump started automatically instead of the specified minimum of two. The other two pumps could be connected within 45 minutes, so that redundant cooling of the reactors was

then ensured. ENSI is currently performing a final evaluation of the event.

International cooperation

ENSI works closely with foreign regulators and international organisations. Most important amongst these are the International Atomic Energy Agency (IAEA), the Nuclear Energy Agency (NEA) of the Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) and the Western European Nuclear Regulators Association (WENRA), as well as bilateral committees with neighbouring countries. ENSI's main aims are to strive for continuous improvements in nuclear safety and security, and to reinforce strong nuclear regulation in Switzerland by playing an active role in transnational exchanges of information and experience.

The focus of ENSI's activities in 2021 was the Joint Convention. This specifies how the contracting parties have to handle spent fuel and radioactive waste. As Switzerland is providing the president for the 7th Review Meeting of the Joint Convention through the former ENSI director Hans Wanner, ENSI was extensively involved in the preparations. Due to the pandemic, the conference was postponed from 2021 to summer 2022. A corresponding extraordinary conference, which is to focus in particular on improvements during the course of the review process, had to be rescheduled to May 2022.

However, the main event was in October 2021 with the carrying out of an IAEA international review mission, referred to as an IRRS (Integrated Regulatory Review Service). The aim of such IRRS missions, is to review the implementation of the IAEA safety standards in the host country. ENSI is legally obliged to undergo such an international review at regular intervals. This mission was the third full-scale IRRS mission in Switzerland and covered a wide range of nuclear safety issues, involving all relevant national authorities and the regulated parties. In its report, the 20 experts from 15 countries described good practices and performance, but also gave recommendations and suggestions. They attested

to good practice in the organisation as well as in the prevailing regulatory and safety culture. The continuous improvement in safety through the backfitting of installations was also praised. They considered the medium- and long-term maintaining of expertise in the nuclear sector to be a challenge and recommended an evaluation and actions to be derived from it to the Swiss government. Recommendations to ENSI concern, amongst other things, updating of the ENSI regulatory framework and the improvement of the inspection processes. ENSI will implement these recommendations in an action plan, which will be reviewed in a follow-up mission in a few years' time.

In addition, ENSI has been involved in the preparation of a review of nuclear installations, which is to be led by the European Union and is scheduled for 2023. This so-called Topical Peer Review deals with a specific aspect every six years, in this case fire protection. In the year under review, the scope and technical aspects were the subject of particular discussion.

Changes to the legal principles underlying nuclear surveillance

Updating of the system of rules continued in 2021. ENSI adopted the following guidelines:

- ENSI-G12: Installation-internal Radiation Protection (new guideline);
- ENSI-G23: Design Requirements for other Nuclear Installations (new guideline);
- ENSI-B03: Reports by the Nuclear Installations (new edition);
- ENSI-G05: Design and Manufacturing of Transport and Storage Casks for Interim Storage (new edition).

Eight other guidelines have been amended, most of which result from the provisions of the new guidelines. In addition, two adapted guidelines were undergoing external consultation.



1. Regulatorische Sicherheitsforschung

Für die kompetente Ausübung seiner Aufsichtstätigkeit muss das ENSI auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik sein. Zu diesem Zweck vergibt und koordiniert das ENSI Forschungsaufträge im Rahmen seines Programms «Regulatorische Sicherheitsforschung». Die ENSI-Forschungsstrategie ist abrufbar unter www.ensi.ch und gibt insbesondere folgende Ziele für die Forschungsprojekte des ENSI vor:

1. Indem sie offene Fragen untersuchen, sollen sie es ermöglichen, potenzielle Problembereiche zu erkennen, mögliche Verbesserungen zu erarbeiten, Unsicherheiten zu verringern und Verfahren zu verbessern. Auf diese Weise sollen sie zur Erhaltung und zum Ausbau der Sicherheit der Schweizer Kernanlagen beitragen.
2. Sie sollen Grundlagen und Hilfsmittel liefern bzw. weiterentwickeln, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben braucht, zum Beispiel für die Erstellung von Richtlinien und für konkrete Entscheidungen 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 vor, die sich hauptsächlich an Fachleute richten (siehe Anhang A).

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 FIDES – Framework for Irradiation Experiments

Projektorganisation: Internationales Forschungsprojekt unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency NEA, in dem an mehreren Forschungsinstitutionen Bestrahlungsexperimente ausgeführt werden

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel, Reiner Mailänder

Einleitung

NEA FIDES ist ein grossangelegtes internationales Forschungsvorhaben zur Durchführung von Bestrahlungsexperimenten unter Reaktorbedingungen (in-pile). Es soll die Forschungsarbeiten fortsetzen, welche am Halten Reactor in Norwegen liefen, bis dieser im



Abbildung 1: Der Reaktor LVR 15 im tschechischen Forschungsinstitut ÚJV Řež nahe Prag, einer der bisher vier Reaktoren, die für Experimente im Rahmen von NEA FIDES vorgesehen sind. Quelle: Centrum výzkumu Řež

Jahre 2018 stillgelegt wurde (siehe die früheren Erfahrungs- und Forschungsberichte). Kein anderer Reaktor hat jedoch die Kapazität, alle diese Arbeiten zu übernehmen. Deshalb ist NEA FIDES als Rahmen konzipiert, in dem Versuche an mehreren Forschungsinstitutionen parallel ablaufen. Jede einzelne Versuchsserie zu einer bestimmten Thematik wird als sogenanntes Joint Experimental Programme (JEEP) von einem eigenen Konsortium getragen und erhält zusätzliche Mittel aus einem Gesamtbudget, in das alle Teilnehmer einzahlen und über das sie gemeinsam bestimmen im Rahmen des Governing Board, also einer Art von Verwaltungsrat.

Das Projekt startete Anfang 2021 mit 27 Organisationen aus 13 Ländern. In die erste dreijährige Projektphase wurden bisher Versuche an vier Reaktoren in Tschechien (Abbildung 1), Belgien, Russland und den USA aufgenommen, die sich alle mit dem Brennstoffverhalten befassen. Im Rahmen von NEA FIDES sind künftig aber auch Bestrahlungsversuche an Strukturmaterialien möglich.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die bisher geplanten vier Versuchsreihen befinden sich in der Auslegungsphase. Die zu testenden Brennstoffproben wurden ausgewählt, wobei Details zu den Randbedingungen der Versuche noch abgeklärt wer-

den müssen. Bei den vier JEEPS handelt es sich um:

1. INCA (Inpile Creep Studies of ATF Claddings): Am tschechischen LVR-15-Testreaktor soll das Kriechverhalten Chrombeschichteter Hüllrohre von modernen Brennstoffen untersucht werden. Durch die Beschichtung wird die Oxidation des Hüllrohrs unterdrückt, was zu einem potenziell verbesserten Störfallverhalten führt. Insbesondere die Beschichtungseigenschaften nach der Bestrahlung sind in diesen Versuchen von Interesse. Die Testapparatur wurde ausgelegt und befindet sich in der Herstellung. Die Probenpräparation wurde begonnen und teilweise schon abgeschlossen.
2. HERA (High Burnup Experiments in Reactivity initiated Accident Conditions): Es sind zehn Tests zur Simulation des Brennstoffverhaltens bei Reaktivitätsstörfällen am TREAT-Reaktor in Idaho geplant. Die Proben stammen teils aus einem Leistungsreaktor, teils sind die Hüllrohre vorhydriert, um einen hochabgebrannten Zustand zu simulieren. Unter anderem sollen auch störfallresistentere Brennstabsegmente getestet werden. Dafür wurden Chrombeschichtete Brennstäbe und dotierter Brennstoff (ADOPT Fuel) ausgewählt. 2021 wurden die Testzelle für die geplanten Versuche optimiert und die ersten Vorhydrierungen erfolgreich durchgeführt.

3. LOCA-MIR (Loss of Coolant Accidents am russischen MIR-Testreaktor): Es sollen die bereits am Haldenreaktor geplanten Versuche zum Brennstoffverhalten bei Kühlmittelverlust-Störfällen durchgeführt werden. Die Brennstoffproben sind Gadolinium-dotierte Brennstabsegmente mittleren Abbrands. Gadolinium ist ein Neutronenabsorber und wird in Leistungsreaktoren eingesetzt, um eine flachere Leistungsverteilung zu gewährleisten. 2021 wurde die Testzelle für die geplanten Versuche optimiert und die Auslegungsrechnungen durchgeführt. Es sollen Brennstofftemperaturen zwischen 800 und 900 °C erreicht werden.
4. P2M (Power to Melt): Am belgischen BR2 Reaktor sollen moderne hochabgebrannte Brennstoffe Leistungsrampen unterworfen werden, die bis zu einem Teilschmelzen des Brennstoffs führen. Wesentliches Ziel ist, die vorhandenen Sicherheitsmargen bis zum Brennstabschaden genauer quantifizieren zu können. Die Auslegungsrechnungen und die Probenpräparation für die geplanten zwei Versuche wurden begonnen. Letztere erfolgt am Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) in Frankreich, dort sollen die Proben auch nach der Bestrahlung untersucht werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit den Experimenten im Rahmen von NEA FIDES werden Brennstoffe auf ihre Sicherheitsmargen hin getestet, namentlich mit Blick auf Störfälle. Für das ENSI sind diese Untersuchungen besonders relevant, da die Experimente vielfach an hochabgebranntem Brennstoff durchgeführt werden und in der Schweiz im internationalen Vergleich relativ hohe Abbrände der Brennstoffe erreicht werden. Neben gängigen werden auch neuartige Brennstoffe untersucht, die erhöhte Störfalltoleranzen aufweisen. Solche Experimente sind für die umfassende Beurteilung dieser Neuentwicklungen zentral. Das ENSI braucht die daraus gewonnenen Erkenntnisse, um Anträge zum Einsatz derartiger

Brennstoffe bearbeiten zu können. Für diesen Zweck ist auch der intensive Austausch der Fachleute gerade im Hinblick auf die Brennstoffe ausserordentlich wichtig. Die Ergebnisse des Projekts könnten schon aus Kostengründen nicht in der Schweiz erzielt werden, und zudem ist kein für solche Versuche geeigneter Reaktor in der Schweiz vorhanden.

Ausblick

Im Jahr 2022 stehen im Wesentlichen der Abschluss der Versuchsvorbereitungen und die Probenpräparationen an. In INCA sollen die Probenpräparationen abgeschlossen und die Kriechversuche durchgeführt werden. In HERA sollen die ersten RIA-Tests an vorhydrierten Proben durchgeführt werden, ausserdem ist der Antransport der bestrahlten Proben vorgesehen. In LOCA-MIR sollen die Tests durchgeführt werden. In P2M sollen die Auslegungsrechnungen und die Probenpräparationen abgeschlossen werden. Die Rampentests sind erst für 2023 vorgesehen. Als neue JEEPs wurden zwei Versuche zu Alterungsmechanismen von Strukturmaterialien vorgeschlagen. Ob und in welcher Form sie ins Testprogramm aufgenommen werden, wird erst 2022 entschieden.

1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

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

Einleitung

Der nukleare Brennstoff hat die Form kleiner Tabletten (englisch Pellets) von ca. 8 bis 9 mm Durchmesser. Diese werden in Hüllrohre aus Zirkonium-Legierungen 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 Ein-

satz 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. 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 38 Institutionen aus 15 Ländern bis Ende 2021 weiter zugenommen. Auch die schweizerischen Kernkraftwerke Gösgen und Leibstadt liefern Materialproben für das Programm SCIP.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die bis Ende 2021 erzielten experimentellen Resultate sind erwartungsgemäss beschränkt, insbesondere deshalb, weil im Rahmen des Arbeitsprogramms zunächst mehrere Versuchsanlagen neu oder weiterentwickelt werden. Gleichzeitig erfordern die Experimente eine aufwändige Probenvorbereitung und -charakterisierung vor den eigentlichen Untersuchungen. 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 ausgeschieden als Hydride vorliegen und das Material spröder werden lassen. Mit fortschreitender Abkühlung während der Zwischenlagerung kann es zur Reorientierung von Hydriden in die radiale Richtung kommen, was die Bildung von Rissen durch das Hüllrohr begünstigen kann. Im Rahmen von SCIP-IV werden einerseits die erforderlichen Grenzwerte für die Hydrid-Reorientierung (insbesondere die Temperaturen und Hüllrohr-Innendrucke) während der Zwischenlagerung ausgelotet. Andererseits wird der Effekt der reorientierten Hydride auf die Duktilität, die Rissbildung und das Risswachstum untersucht. Neben den klassischen mechanischen Testmethoden der Werkstoffprüfung kommen dabei auch Mikroskopietechniken zum Einsatz, welche das Verhalten des Materialgefüges unter Belastung in Echtzeit abbilden können. Die notwendigen Versuchsanlagen wurden aufgebaut und befinden sich zurzeit in der Test- bzw. Validierungsphase. Die eigentlichen Versuche an bestrahlten Brennstäben sollen dann bis Ende 2022 abgeschlossen werden.

Während der Zwischenlagerung kriecht das Hüllrohrmaterial wegen des Drucks in seinem Inneren. Dieser Vorgang wird in Art und Ausmass unter anderem auch davon beeinflusst, wie stark die Brennstofftabletten infolge von physikalisch-chemischen Vorgängen während des Reaktorbetriebs an der Innenseite des Hüllrohrs haften; 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. Eines der Ziele im Teilprojekt 1 ist es, den Einfluss einzelner Faktoren sowie der mechanischen Wechselwirkung zwischen dem Hüllrohr und den Brennstofftabletten auf das Gesamtverhalten bestrahlter Brenn-

stäbe besser zu verstehen. Eine Anlage für Kriechtests an Brennstabsegmenten von etwa 11cm Länge wurde im Berichtsjahr in Studsvik aufgebaut und erfolgreich getestet und qualifiziert. Die Tests an echten Brennstab-Proben sind ab Anfang 2022 geplant. Ein weiterer Aspekt sind mechanische Belastungen der Brennstäbe während der Handhabung und des Transports. Sie reichen von unvermeidlichen Vibrationen bis hin zu plötzlicher starker Beanspruchung bei einem Unfall. Die mechanische Stabilität von Brennstäben sowie die potenzielle Brennstoff-Freisetzung bei unfallähnlichen Belastungen wird in SCIP-IV mittels 4-Punkt-Biegeversuchen, Quetschversuchen und Schlagprüfungen ermittelt. Die Biegetests wurden 2021 bereits vollständig abgeschlossen. Dabei wurde kein Versagen von repräsentativen Hüllrohren aus Druck- oder Siedewasserreaktoren beobachtet. Auch die Quetschversuche wurden Ende 2021 durchgeführt. Die Versuchsanlage für Schlagprüfungen sowie die Testproben sind bereit und die Untersuchungen für 2022 geplant. 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. Im Hinblick auf die Kritikalitätssicherheit ist Wasser in den Brennstäben nicht erwünscht, zudem kann es im Laufe der Zeit zur weiteren Oxidation der Brennstäbe oder zu einer Gasentwicklung aufgrund von Radiolyse kommen. Im Rahmen von SCIP-IV sollen deshalb die verbleibende Restfeuchte im defekten Brennstab nach einem industrieüblichen Trocknungsverfahren quantifiziert und die optimierten Parameter für eine effektive Trocknung hergeleitet werden. Repräsentative Proben aus intakten sowie bereits beschädigten Brennstäben wurden ausgewählt und charakterisiert, mit der Fertigstellung der Versuchsanlage ist plangemäss im Laufe des Jahres 2022 zu rechnen, so dass die Trocknungstests Ende 2022 starten können.

Teilprojekt 2: LOCAs und Temperaturtransienten

Bei einem Störfall mit Kühlmittelverlust (Loss of Coolant Accident, LOCA) kann es durch die fehlende Kühlung zum Aufblähen (sogenanntes Ballooning) und anschliessenden Bersten des Hüllrohrs kommen. Auch der Brennstoff kann dabei in kleine Stücke zerbersten (Fragmentierung) und teilweise aus dem geplatzten Hüllrohr austreten. Seit längerem ist klar, dass der Abbrand des Brennstoffs für die 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 sowie auf der Aufheizgeschwindigkeit. Dabei werden verschiedene Arten von Brennstoffen verglichen, darunter auch solche mit Additiven, also Zusatzstoffen wie zum Beispiel Chrom- oder Aluminiumoxid. Auch wurde ein LOCA-Test mit einem Brennstoff aus Druckwasserreaktoren russischer Bauart (VVER) durchgeführt. 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, deren Pellets zylindrisch sind.

Für die Simulation von LOCAs 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 (Abbildung 2). Im Berichtsjahr wurden mehrere integrale LOCA-Tests sowie die Parameterstudien, die die Bedeutung der individuellen Einflussgrössen erklären sollen,

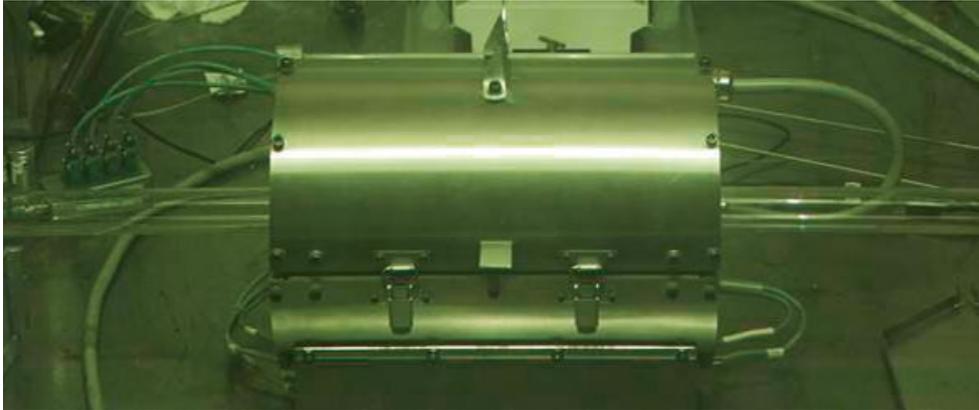


Abbildung 2: Von Studsvik entwickelter Ofen für Heizversuche an Brennstabsegmenten. Quelle: Studsvik

durchgeführt. Diese experimentellen Kampagnen wurden mehrheitlich in 2021 angefangen und sollen bis 2023 fortgeführt werden.

Ein weiteres Thema sind LOCAs im Brennelement-Becken, die vor allem durch die Ereignisse in Fukushima in den Fokus gerückt sind. 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. Die integralen LOCA-Tests sind bereits abgeschlossen, es laufen noch Nachuntersuchungen an den Brennstoffproben.

Teilprojekt 3: Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr mit der Folge von Spannungsrissskorrosion (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 aus dem Brennstoff freigesetzt werden. Die zugrundeliegenden chemischen und mechanischen Prozesse, die zur Spannungsrissskorrosion im Hüllrohr führen können, sind prinzipiell ähnlich wie bei anderen Werkstoffen. Allerdings ist das Verhalten von Zirkoniumlegierungen mit dem von Stählen nicht vergleichbar und bei PCI gilt das als Spaltprodukt gebildete Halogen Iod als das wichtigste chemische Agens. In diesem

Teilprojekt soll daher der Mechanismus der Spannungsrissskorrosion in Hüllrohren durch Analysen der Mikrostruktur und Mikrochemie der Risse besser verstanden werden. Der Hauptteil der experimentellen Arbeiten wird durch die Kollaborationspartner Universität Manchester (UK), National Nuclear Laboratory NNL (UK) und das Forschungsinstitut VTT (Finnland) durchgeführt. Zurzeit werden in Studsvik die Materialproben präpariert und charakterisiert, die ersten Untersuchungen bei den Partnerinstituten sind in der zweiten Hälfte des Jahres 2022 geplant.

Teilprojekt 4: Modellierung

Die Modellierung hat für SCIP-IV vor allem unterstützenden Charakter und beruht grossteils 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 als Benchmarks durchgeführt, kann damit auch Verbesserungsbedarf in den Codes identifiziert werden. Die ersten Ergebnisse eines solchen Benchmarks zu Modellierung von Druckverhältnissen in Siedewasserreaktor-Brennstäben wurden Ende 2021 präsentiert und zeigen eine grundsätzliche Übereinstimmung zwischen den verwendeten Codes. Der Brennstab-Innendruck wurde bei dem Benchmark als Indikator-Parameter insbesondere im Hinblick auf seine Bedeutung für das

Kriechverhalten und die Hybrid-Reorientierung (siehe Teilprojekt 1) gewählt. Ein vergleichbarer Benchmark für Brennstoff aus Druckwasserreaktoren wird voraussichtlich 2022 durchgeführt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten und Aktiniden in Kernkraftwerken und Lagerbehältern. Dementsprechend 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 weiterentwickelt.

Ausblick

Ende 2021 wurde die Hälfte der fünfjährigen Laufzeit von SCIP-IV erreicht. Diese Zeit wurde vorwiegend für die Entwicklung und die Tests der Versuchsstände sowie die Auswahl und Charakterisierung geeigneter Materialproben verwendet. Der Grossteil der vorgesehenen Experimente und deren Auswertung finden folglich in den Jahren 2022 und 2023 statt. Ende 2022 ist im Anschluss an das regelmässige Projekttreffen ein Workshop zum Thema Modellierung (Teilprojekt 4) geplant. Gleichzeitig beginnen bereits die Planungsarbeiten und die Diskussion über die Schwerpunktsetzung für das Nachfolgeprojekt SCIP-V mit Startdatum im Juni 2024. Derzeit wird zudem eine längerfristig wichtige Aktivität lanciert. Nach der Stilllegung des Halden-Reaktors Mitte 2018 verbleiben zahlreiche Brennstab-Proben beim Betreiber, dem norwegischen Institut für Energie-

technik 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. Deshalb plant die Firma Studsvik, in den kommenden Jahren unter dem Projekttitel SPARE eine Auswahl der Proben von Halden nach Studsvik zu überführen. Die Schwerpunkte der Probenauswahl sind: thermische Leitfähigkeit, störfallresistentere Brennstoffe, mit Gadolinium und Chrom dotierte Brennstoffe, hoher Abbrand, hohe Anreicherung. Die Transporte sind für 2023 vorgesehen, 25 Organisationen aus 14 Ländern, darunter auch das ENSI, unterstützen das Projekt.

1.1.3 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-Reactoren (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 Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen wurde eine Leckage zwischen dem Reaktorbecken und dem Hodoskop (Kombination von Teilchendetektoren) entdeckt. Die Untersuchungen ergaben als Ursache lokale Korrosion. Die für 2021 geplanten Tests konnten deshalb nicht durchgeführt werden.

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 Ver-

suche am NSRR in stagnierendem Wasser ablaufen. Bisherige Versuche aus beiden Anlagen wurden für eine Vergleichsrechnung (Benchmark) der NEA herangezogen.

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

Ausblick

Im Jahr 2022 sollen die Versuche wieder aufgenommen werden. Die zwei nächsten Proben sind Hochabbrandsegmente mit Standard Uran-Brennstoff und modernen Hüllrohren der Hersteller Framatome (M5 Hüllrohr, Abbrand 72 MWd/kg) und Westinghouse (Zirlo Hüllrohr, Abbrand 65 MWd/kg).

1.1.4 NEA QUENCH-ATF – Quenching of Accident Tolerant Fuels

**Auftragnehmer: Karlsruher Institut für Technologie KIT (Deutschland), unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency NEA
ENSI-Projektbegleiter: Marc Wolff**

Einleitung

Ebenso wie das Projekt NEA RBHT (Kap. 1.5.2) befasst sich das Projekt NEA QUENCH-ATF mit der Wiederbefüllung des Reaktor-druckbehälters (RDB) bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss of Coolant Accident, LOCA). Allerdings liegt hier der Fokus auf den Materialien der Brennelement-Hüllrohre. Die nach dem Absinken des RDB-Füllstands ganz oder teilweise aus dem Wasser ragenden, stark erhitzten Brennelemente werden vom Wasser abgeschreckt (englisch: quench), das durch die Notkühlsysteme zugeführt wird. Um die Auswirkungen dieses Prozesses auf die Hüllrohre abzumildern, setzen die Hersteller der Brennelemente vermehrt auf störfallresistentere Hüllrohrmaterialien. Diese werden international unter der Bezeichnung ATF (Accident Tolerant

Fuel) geführt. Aktuell sind Zircaloy-Hüllrohre mit einer äusseren Chrombeschichtung (Cr) im Mikrometerbereich fertigungstechnisch machbar. Ein noch grösseres Potential im Hinblick auf Störfallresistenz wird einer Verbindung aus Siliziumcarbid (SiC) zugeschrieben. Hier müssen jedoch noch einige fertigungstechnische Hürden überwunden werden.

Die elektrisch beheizte QUENCH-Versuchsanlage des KIT (Abbildung 3) kann Auslegungsstörfälle (Design Basis Accidents, DBA), bei denen Temperaturen unterhalb von 1200 °C herrschen, sowie auslegungsüberschreitende Unfallabläufe (Beyond Design Basis Accidents, BDBA) mit Temperaturen über 1200 °C nachbilden. Dabei wird das chemische, mechanische und thermohydraulische Verhalten des Hüllrohrmaterials und der Strukturmaterialien untersucht. Die bisherigen Versuche wurden mit herkömmlichen Hüllrohr- und Strukturmaterialien durchgeführt. Im Rahmen der hier beschriebenen Versuchsreihe sollen drei Quench-Versuche mit störfallresistenten Hüllrohrmaterialien durchgeführt werden. Für die Versuchsanordnung werden jeweils 24 Hüllrohre zu einem Bündel vereint. Um einen definierten Abstand der Hüllrohre zueinander zu gewährleisten, werden diese mit metallischen Abstandhaltern versehen. Ferner werden Messmittel wie zum Beispiel Thermoelemente in das Bündel eingebracht.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden noch keine Versuche durchgeführt. Im Rahmen von Vorbereitungssitzungen wurden die genaue Versuchsanordnung und deren Randbedingungen für den ersten Test bestimmt. Es sollen 24 Cr-beschichtete Hüllrohre mit 5 Kelvin pro Sekunde (K/s) bis auf 1600 K aufgeheizt werden. Sobald die Endtemperatur erreicht ist, wird das Beheizen gestoppt und die Hüllrohre mit gesättigtem Dampf innerhalb von ca. 200 Sekunden auf 1200 K heruntergekühlt. Bei Erreichen dieser Temperatur wird Wasser in die Versuchseinrichtung eingeleitet und die Hüll-

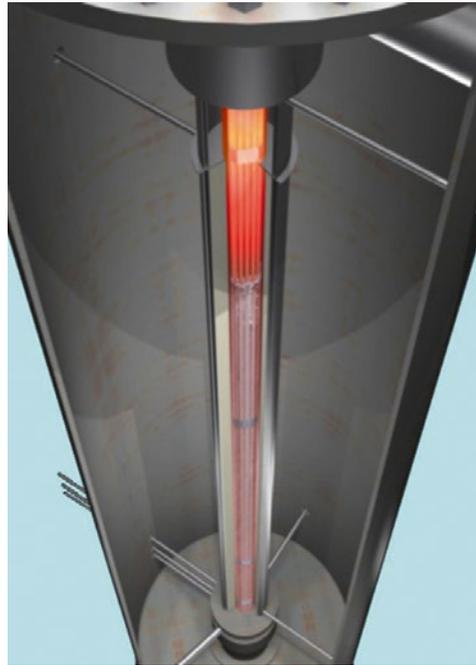


Abbildung 3:
QUENCH-Anlage zur
Simulation des
Abschreckens eines
überhitzten Reaktor-
kerns. Quelle: KIT

rohre in weit weniger als 50 Sekunden auf kleiner 400 K abgeschreckt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten in Kernkraftwerken. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohr-Integrität zur Gewährleistung des Schutzziels «Einschluss radioaktiver Stoffe» bei. Im Quench-ATF-Programm werden mögliche zukünftige Hüllrohrmaterialien in Bezug auf ihr Störfallverhalten untersucht. Die Ergebnisse werden vom ENSI für die Beurteilung von neu in der Schweiz eingesetzten, weiter entwickelten Hüllrohrmaterialien verwendet. Zudem wird auf der Basis dieser Forschung die Analysesoftware weiterentwickelt.

Ausblick

Im Jahr 2022 soll der erste Versuch gemäss oben beschriebener Randbedingungen mit einem Bündel aus 24 chrombeschichteten Hüllrohren stattfinden. Für die beiden weiteren Versuche stehen unterschiedliche Szenarien zur Debatte:

- Chrombeschichtete Hüllrohre unter BDBA-Bedingungen gegebenenfalls mit ATF-Abschaltstab-Materialien;

- Ein weiterer Versuch mit dem oben genannten Material oder mit SIC-Hüllrohrmaterial.

1.1.5 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-II als Fortsetzung des LEAD-Projekts, das von 2018 bis 2021 durchgeführt wurde, wurde zu Beginn des Jahres 2021 gestartet und ist in der zweiten Phase als dreijähriges Forschungsprogramm konzipiert. Es besteht aus vier Teilprojekten (TP):

- TP1: Bildung und Vermeidung von Spannungsrisskorrosion in austenitischen Chrom-Nickel-Stählen (CrNi-Stählen) und Nickelbasislegierungen
- TP2: Überlagerung und Synergien von Alterungsmechanismen
- TP3: Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrissbildung in austenitischen CrNi-Stählen
- TP4: Spannungsrisskorrosionswachstum der Legierung Alloy 82/182 bei hohen und niedrigen Spannungsintensitätsfaktoren

Im Projekt LEAD werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zur Spannungsrisskorrosion (SpRK) und Ermüdung der Strukturwerkstoffe von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken. Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs setzt das genaue Verständnis der Alterungsmechanismen und der Umgebungsbedingungen 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 wichtig. Auch bei der Festlegung und Überprüfung der Inspektionsintervalle der Wiederholungsprüfprogramme ist die Anfälligkeit auf Risskorrosion und Ermüdung wesentlich.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: Bildung und Vermeidung von Spannungsrisskorrosion in austenitischen CrNi-Stählen und Nickelbasislegierungen

Im Fokus dieses Teilprojektes stehen der Einfluss des Oberflächenzustandes auf die SpRK-Initiierung und die verschiedenen Verfahren zur Oberflächenbehandlung als mögliche Abhilfemassnahmen gegen SpRK. Des Weiteren soll die SpRK 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 Kühlmitteltemperaturen des Siedewasserreaktors (SWR) unter bestimmten Wasserchemiebedingungen eine SpRK-Anfälligkeit vorliegt. Nach einer Rissinitiierung ist beschleunigtes Risswachstum nicht auszuschliessen. Die Initiierung kann durch verschiedene Verfahren zur Oberflächenbehandlung beeinflusst werden, deren Wirksamkeit hier untersucht werden soll.

Im Jahr 2021 wurden die Prüfungen der SpRK-Initiierung und des Risswachstums mit gekerbten Compact Tension Proben (C(T)-Proben) sowie Konstante-Last-Versuche mit taillierten Flachzugproben (Flat Tapered Tensile Specimen FTT) abgeschlossen und ausgewertet. Im Rahmen des von der Europäischen Union geförderten MEAC-TOS-Projekts wurden zwei zusätzliche Konstante-Dehnraten-Versuche (Constant Extension Rate Tensile (CERT)-Tests) mit FTT-Proben aus der Legierung Alloy 182 durchgeführt (Abbildung 4). Die beiden Oberflächen der Proben wurden jeweils mit der gleichen Oberflächenbearbeitung (beschliffen oder kugelgestrahlt) versehen, um den möglichen Einfluss verschiedener Oberflächenbearbeitungs-Zustände bei den relativ dünnen Proben zu identifizieren. Die Ergebnisse der C(T)-Proben bestätigten im Wesentlichen die Erkenntnisse aus den CERT-Tests. Aus den Tests ergibt sich, dass die Initiierung von SpRK und das anschließende Risswachstum stark von der Tem-

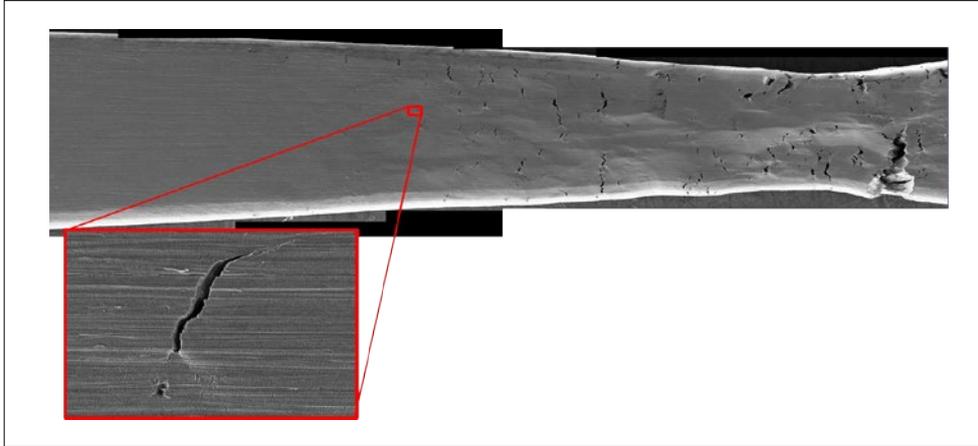


Abbildung 4: Ein Beispiel für interkristalline Spannungsrisskorrosion in einer taillierten Flachzugprobe von Alloy 182-Schweißgut. Mit dieser Probenform kann unter simulierten SWR-Bedingungen und konstanter Dehnrates der Initiierungsschwellwert für SpRK beschleunigt bestimmt werden. Quelle: PSI

peratur beeinflusst werden. Mit den Konstantlastversuchen bei 288°C bis zu 5000 Stunden unter SWR-Bedingungen können die bisher bekannten Schwellwerte zur Rissinitiierung aus den CERT-Versuchen bestätigt werden. Die beschleunigten FTT-Tests können somit als geeignete Prüfverfahren angesehen werden. Die Legierung Alloy 182 ist sowohl unter SWR-Bedingungen mit Einspeisung von Wasserstoff als auch unter DWR-Bedingungen gegenüber austenitischen nichtrostenden Stählen oder niedrig legierten Stählen deutlich anfälliger für SpRK und unterscheidet sich diesbezüglich grundlegend. Die Gesamtergebnisse des MEACTOS-Projekts werden im Jahr 2022 in einem Abschlussbericht veröffentlicht und in einem öffentlichen Abschlussworkshop vorgestellt.

Aufgrund der COVID-Pandemie und zusätzlicher krankheitsbedingter Ausfälle mussten weitere Arbeiten im TP I um ca. 1 Jahr verlängert werden. Zur Dauerhaftigkeit und Wirksamkeit der kavitationsbasierten Oberflächenbehandlungen konnten zumindest die Probenkörper hergestellt und die Oberflächenbehandlung abgeschlossen werden.

Teilprojekt II: Überlagerung und Synergien von Alterungsmechanismen

Die Kenntnis möglicher Synergien und Überlagerungen verschiedener Alterungsmechanismen, insbesondere zwischen SpRK und thermischer Alterung, ist für den Langzeitbetrieb (Long Term Operation LTO)

über 50 Jahre und daher möglichen langen Inkubationsperioden wichtig. Ein potenzieller Langzeiteffekt bei der thermischen Alterung ist die Bildung von Nahbereichsordnungen (Short-Range Ordering SRO) im Kristallgefüge von Nickelbasislegierungen mit möglicherweise negativem Einfluss auf deren Bruchzähigkeit und Anfälligkeit für SpRK. Die weiterführenden Untersuchungen in LEAD-II zeigten keine Hinweise auf SRO in thermisch gealtertem Alloy 182. Sie vervollständigen die bereits in LEAD I gewonnenen Erkenntnisse hinsichtlich nicht erhöhter Anfälligkeit für SpRK. Die in der Fachliteratur geäußerten Bedenken wurden durch die Versuchsergebnisse nicht bestätigt. Die Ergebnisse werden im Jahr 2022 veröffentlicht.

Die weiteren Arbeiten im Rahmen des Projekts konzentrieren sich auf die Prüfung der SpRK- und Brucheigenschaften von Reaktor-Druckbehälterstählen in wasserstoff- und sauerstoffhaltigem Hochtemperaturwasser. Hierbei werden Proben im unbehandelten (as-received), thermisch gealtert und unter DWR-Bedingungen bestrahlten Zustand untersucht. Das Bestrahlungs- und Alterungsverhalten der eingesetzten Stähle deckt das Verhalten der in den Schweizer Anlagen verwendeten RDB-Stähle hinsichtlich eines Betriebs von 60 Jahren konservativ ab.

Im Jahr 2021 wurden die SpRK-Basiskurve sowie die Bruchcharakterisierung für den unbehandelten und den thermisch ge-

alterten Zustand der Stähle bestimmt. Die durchgeführte Wärmebehandlung stellt hierbei eine maximale Phosphor-Anreicherung zur Simulation des LTO-Verhaltens ein. Nach den bisherigen ersten Auswertungen wurden keine nachteiligen Auswirkungen der thermischen Alterung auf das SpRK-Verhalten festgestellt, dies möglicherweise aufgrund des niedrigen Phosphorgehaltes. Bei der Spröbruch-Übergangstemperatur scheint es Synergien zwischen Wasserstoffeinfluss und Anlassversprödung zu geben. Die Versuche und Auswertungen laufen weiter.

Teilprojekt III: Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrisssbildung in austenitischen CrNi-Stählen

Da sich die Lebensdauer von ermüdungsbelasteten Reaktorkomponenten unter Betriebsbedingungen von der unter Laborbedingungen erreichten zum Teil deutlich unterscheidet, wird die Übertragbarkeit der Ermüdungsbelastungen von Laborversuchen auf die tatsächlichen Ermüdungsbelastungen der realen Komponenten unter Betriebsbedingungen oft hinterfragt. Das Ziel dieses Teilprojekts ist es, Experimente zu entwickeln, die die Belastungsbedingungen der Komponenten besser nachbilden.

Das Teilprojekt besteht aus einem neuen Postdoktoranden-Projekt, das im Juni 2021 begann, und ist mit dem fünfjährigen internationalen Projekt INCEFA-SCALE verknüpft. Ziel dieser Projekte ist es, die Ermüdung von Bauteilen und den mediumsbedingten Einfluss auf die Ermüdung (Environmentally Assisted Fatigue EAF) unter repräsentativen Anlagenbedingungen zu bewerten. Zudem soll die Übertragung von Laborergebnissen auf das reale Komponentenverhalten hinsichtlich Geometrie, Lastfolge und Bewertungsprozedur verbessert werden. Damit sollen unnötige Konservativitäten in den derzeitigen Bewertungsverfahren verringert werden. Im Teilprojekt III liegt der Fokus auf der Rissinitiierung sowie dem Kurzrissswachstum austenitischer CrNi-Stähle im wasserstoffhaltigen Hochtemperaturwasser.

Im Jahr 2021 wurde eine Testreihe gestartet, um die Auswirkungen der Probengeometrie und -grösse auf die Ermüdungs- und EAF-Lebensdauer des austenitischen Stahls AISI 316L in Luft bei Raumtemperatur und in Umgebungen von Leichtwasserreaktoren bei 300 °C zu untersuchen. Die bisherigen Ergebnisse zeigten signifikante Unterschiede, die bisher noch nicht vollständig verstanden sind.

Im Rahmen des INCEFA-SCALE-Projekts wurde ab Dezember 2021 in der ersten Phase die Auswirkung von Belastungssequenzen untersucht, sowohl in Luft- als auch in Druckwasserreaktorumgebung. Hierbei wird auch explizit der Mittelspannungseinfluss untersucht, der in den bisherigen Bewertungsmethoden mit der modifizierten Goodman-Korrektur möglicherweise sehr konservativ berücksichtigt ist.

Teilprojekt IV: Spannungsrissskorrosionswachstum von Alloy 82/182 bei hohen und niedrigen Spannungsintensitätsfaktoren

Die Risswachstumsrate von SpRK variiert stark mit dem Spannungsintensitätsfaktor K_I der Bauteilbeanspruchung. Sie liegt in einer Grössenordnung von 0.1 mm pro Jahr bei niedrigen K_I -Werten bis zu mehreren cm pro Jahr bei hohen K_I -Werten. Ziel dieses Teilprojekts ist es, die Risswachstumsrate der Mischnaht-Schweisszusatzwerkstoffe Alloy 82/182 bei hohen und bei niedrigen K_I -Werten genauer zu untersuchen und die Datenlücke in diesen Bereichen zu schliessen. Diese Mischnahtverbindungen (Dissimilar Metal Welds DMW) aus Alloy 82/182 sind bekannt für ihre Anfälligkeit für SpRK sowohl in SWR- als auch DWR-Anlagen. Hohe K_I -Werte können insbesondere bei Schweissnahtreparaturen aufgrund der Dehnungsbehinderung des Eigenspannungsfeldes auftreten. Sehr kleine Risse hingegen wachsen nicht konstant K_I -gesteuert wie in den Labortests, sondern gesteuert durch die SpRK selbst und der Änderungsrate des grösser werdenden K_I -Feldes. Die Risswachstumsrate kann viel höher sein, als aufgrund der abgeleiteten Labordaten aus einem K_I -gesteuerten Riss-

wachstumsversuch zu erwarten ist. Die genaue Kenntnis des Risswachstumsverhaltens bei niedrigem K_I ist für die Festlegung der Inspektionsintervalle im Zusammenhang mit der Qualifizierung von Prüfsystemen für die Wiederholungsprüfung von Bedeutung, da die Phase des Kurzrisswachstums einen grossen Teil der Bauteil-Lebensdauer abdeckt.

Im Teilprojekt IV wurden 2021 vier Probekörper gefertigt. Für die Versuche mit hohen K_I -Werten wurden die entsprechenden Grossproben geschnitten und vorbereitet.

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 wichtig für einen sicheren Langzeitbetrieb angesehen.

Die Expertise von PSI-Experten zu ausgewählten Fragestellungen, insbesondere zum Thema Risskorrosion wird immer wieder für die ENSI-Beurteilungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit berücksichtigt. Durch die gute Vernetzung des Projektes mit weiteren internationalen Forschungsprogrammen (INCEFA-SCALE, MEACTOS, FRACTESUS) ist sichergestellt, dass die Ergebnisse des LEAD-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden und sich die Programme sinnvoll ergänzen. Die Entwicklung von neuen SpRK- und Ermüdungs-Grenzkurven für Druckbe-

hälterstahl und Alloy 82/182 DMW sind Beispiele hierfür.

In LEAD-II sind drei Postdoktoranden-Projekte integriert. Damit leistet das Projekt auch einen wichtigen 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 wichtigste Meilenstein des LEAD-II-Projekts im Jahr 2022 ist der Abschluss des MEACTOS-Projekts, das im Frühjahr 2022 beendet sein wird. Die Ergebnisse der Forschung werden in einem Abschlussbericht und einem abschliessenden öffentlichen Workshop vorgestellt. Im Rahmen des Teilprojekts II besteht die Hauptarbeit in der Durchführung von SpRK- und bruchmechanischen Tests an bestrahlten RDB-Stählen im PSI. Das Teilprojekt II kann voraussichtlich bis Ende 2022 abgeschlossen werden. Das Teilprojekt I verlängert sich um etwa ein Jahr.

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

Projektorganisation: Internationales Forschungsprojekt unter Leitung der amerikanischen Aufsichtsbehörde U. S. NRC
Schweizer Auftragnehmer: Nuklearinspektorat des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI-N) und Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiterin: Sandra Dugan

Einleitung

Das internationale Projekt PIONIC wurde im Jahr 2017 als Nachfolgeprojekt zum Projekt PARENT (Program to Assess the Reliability of Emerging Nondestructive Techniques) initiiert und im November 2018 gestartet, mit Laufzeit bis Ende Juli 2022. Gegenstand von PIONIC sind Untersuchungen zum besseren Verständnis von Einflussfaktoren wie Fehler- und Schweissnaht Eigenschaften 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 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 Auffindwahrscheinlichkeiten von Fehlern (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

Durch die Einschränkungen aufgrund der Pandemie-Massnahmen war das Projekt im Berichtsjahr 2021 weiterhin auf eine rein virtuelle Zusammenarbeit der Partner angewiesen. So fanden erneut die Projekttreffen ausschliesslich virtuell statt, in Form von separaten Videokonferenzen für jedes der Teilprojekte. 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 ebenfalls 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 erlauben. Über Simulationen der Ultraschallausbreitung und der Wechselwirkung der Ultraschallwellen mit Fehlern mittels spezialisierter Modellierungssoftware kann der Einfluss von Fehlereigenschaften auf die Ultraschallantwort schnell und umfassend untersucht werden. Im Berichtszeitraum wurden die Ultraschallmodellierungen der beteiligten Projektpartner fortgeführt. Vom Pacific Northwest National Laboratory (PNNL) in den USA wurde ein Übersichtsbericht mit den Ergebnissen aus den ersten Aufgaben des Simulationsringversuchs zusammengestellt und im Projekttreffen vorgestellt. Sein

Fokus liegt auf der Modellierung und Implementierung der Simulation und dem Vergleich mit den Testkörpern. Im Berichtsjahr fand zudem ein weiterer Ringversuch statt, der sich mit der Simulation von vier Inspektionsaufgaben an den am PSI gefertigten Testkörpern befasste. Das Hauptaugenmerk lag dabei auf der möglichst realistischen Implementierung der anisotropen Schweißnaht sowie der Untersuchung von verschiedenen Fehlergeometrien; die Simulation eines Kalibrierungsszenarios war ebenfalls enthalten. Die Modellierung der Schweißnaht wurde über verschiedene Ansätze implementiert, und diese Ansätze wurden anschliessend miteinander verglichen. Unter anderem dienten dem PNNL die mittels EBSD (Electron Backscatter Diffraction) erfassten Daten zur Kornstruktur und Kornorientierung in der Schweißnaht der PSI-Testkörper als Basis für ein virtuelles Schweißnaht-Modell.

Teilprojekt 2 «Flaw Relevance Evaluation»

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

Im 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 EBSD-Untersuchun-

gen am PNNL. Die Ultraschall-Testkörper wurden dem PNNL zur Verfügung gestellt für Ultraschallprüfungen mit weiteren Prüftechniken. Diese Untersuchungen wurden im Berichtszeitraum abgeschlossen.

Der vom schwedischen Projektpartner koordinierte Ringversuch mit einem Ultraschalltestkörper für die Prüfung von Bodendurchführungen eines Reaktordruckbehälters konnte pandemiebedingt noch nicht abgeschlossen werden.

Teilprojekt 3 «Materials Degradation Monitoring»

Im Teilprojekt 3 werden anhand von entsprechenden Testkörpern Methoden zur Ermittlung und Bewertung der thermischen Alterung von austenitischen Gusskomponenten untersucht. Die Früherkennung der durch thermische Alterung bedingten Materialveränderungen im Stadium vor Rissentstehung stellt eine besondere Herausforderung für die zerstörungsfreie Prüfung dar.

Der unter Koordination der koreanischen Projektpartner erstellte vorgesehene Ringversuch mit verschiedenen ZFP-Verfahren an verschiedenen Testkörpern musste pandemiebedingt in geringerem Umfang als vorgesehen umgesetzt werden.

Teilprojekt 4 «Probability of Detection Analysis»

Gegenstand des Teilprojekts 4 ist die möglichst realistische Bewertung des Leistungsvermögens von Ultraschallprüftechniken im Feld unter Anwendung sogenannter Probability-of-Detection (POD)-Analysen. Dies 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.

Zu den wesentlichen Aktivitäten im Teilprojekt 4 gehörten die Arbeiten zur Erhöhung der verfügbaren Testkörper- und Fehlerpopulation für die statistische Auswertung durch Erzeugung künstlich veränderter («manipulierter») realer Datensätze und durch die Verknüpfung von realen Daten mit modellierten Daten aus dem Teilprojekt 1. Dieses Vorgehen dient dazu, eine realistischere Bewertung unterschiedlicher 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 so genannten «Virtual Round Robin», des Ringversuches mit künstlich generierten Ultraschalldaten, in einem Bericht zusammengestellt sowie eine ausführliche Anleitung zur Erstellung und Interpretation von POD-Kurven erstellt. Die Untersuchungen sollen in einem zweiten Ringversuch mit einer grösseren Zahl an Signalen von kleinen Rissen fortgesetzt werden. Zu dessen Vorbereitung wurden die aufgenommenen Ultraschalldaten zu geeigneten Datensätzen aufbereitet, die dann den Teilnehmenden für die Auswertung zur Verfügung gestellt werden.

Der Austausch zu bestehenden beziehungsweise aktuell verfolgten Ansätzen für die Anwendung von maschinellem Lernen («Machine Learning») wurde im Berichtszeitraum weiter fortgesetzt. Im Fokus stehen auch dabei insbesondere die Analyse und Charakterisierung von Ultraschalldatensätzen. Primär handelt es sich um Implementierungen von «Deep Learning»-Algorithmen wie speziell den sogenannten Convolutional Neural Networks. Aktuell beginnt eine Konsolidierung der bestehenden Ansätze und Ausrichtung auf konkrete, zu spezifizierende Prüfscenarien. Aufbauend darauf kann bei einer Fortsetzung des PIONIC-Projektes die Erarbeitung von Vorgehensweisen sowie ein Erkenntnisgewinn insbesondere hinsichtlich der Zuverlässigkeit verfolgt 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 Beurteilung von Wiederholungsprüfungen und Prüfprogrammen in kerntechnischen Anlagen. Probabilistische Nachweise werden derzeit noch nicht bei der Bewertung von Befunden aus zerstörungsfreien Prüfungen eingesetzt. International ist jedoch klar ein Trend hin zur Anwendung probabilistischer Nachweise zu erkennen. Eigene Expertise in diesem Bereich ist daher auch für das ENSI hoch relevant.

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

Ausblick

Der Simulationsringversuch mit Fokus auf der Modellierung der Anisotropie der

Schweißnaht wird weitergeführt und finalisiert. Wenn es der zeitliche Projektrahmen erlaubt, soll zusätzlich ein weiterer Simulationsringversuch durchgeführt werden, um Inspektionsszenarien an Mischschweißnähten, hergestellt vom PNNL, zu modellieren und zu simulieren.

Die Arbeiten zur Entwicklung einer POD-Richtlinie für die Kerntechnik wird weitergeführt. Die Aktivitäten zur Einbeziehung von «Machine Learning» werden dabei weiterhin berücksichtigt.

Hinsichtlich des bevorstehenden PIONIC-Projektabschlusses werden zudem mögliche Themen für ein Folgeprojekt ausgearbeitet und entsprechende Projektaufgaben erarbeitet und definiert. Hierbei sollen der aktuelle Forschungsbedarf im Bereich Modellierung und Simulation, menschliche Einflussfaktoren auf die Zuverlässigkeit zerstörungsfreier Prüfungen, Datenwissenschaft und Machine Learning, automatische Inspektion sowie POD-Analysen analysiert und relevante Fragestellungen identifiziert werden.

1.1.7 ZINC – Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted f 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 Struktur-

materialien 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 Nickel-Basis-Legierung (Schweißgut Alloy 182) und einem Edelstahl (kaltverformter AISI 316L, Abbildung 5). 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

Im zweiten Projektjahr lag der Schwerpunkt auf Expositions- und beschleunigten SpRK-Initiierungstests in SWR-Wasserstoffchemie (HWC) und DWR-Umgebungen. Viele Analysetechniken zur Charakterisierung wurden auf ihre Eignung hin untersucht und danach wurde die Mikrocharakterisierung der Oxidschicht begonnen.

Die Proben aus Alloy 182 und kaltverformtem Edelstahl AISI 316L wurden etwa zwei Wochen lang SWR-HWC- und DWR-Umgebungen jeweils ohne und mit 40 ppb Zn ausgesetzt. In allen Fällen lässt sich ein deutlicher

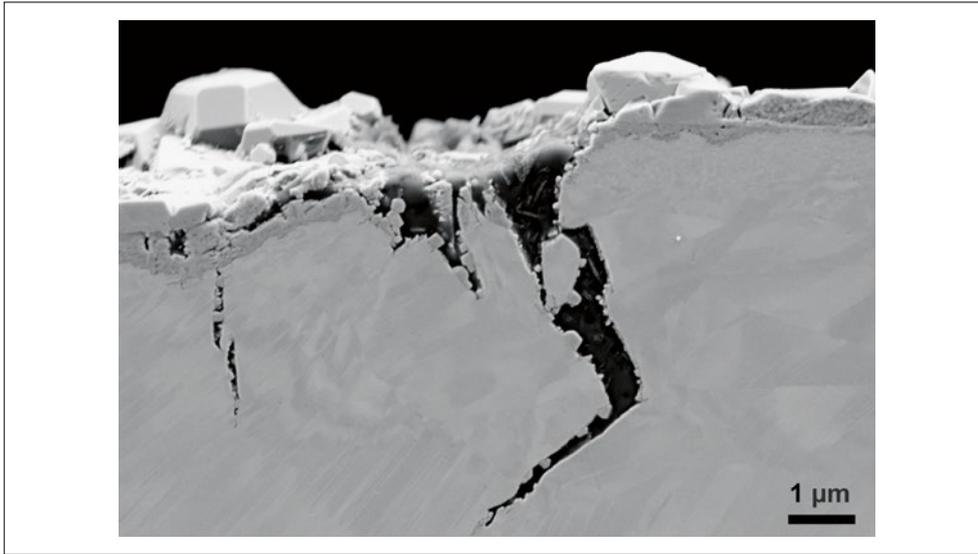


Abbildung 5: Rasterelektronenmikroskopische Aufnahme eines interkristallinen Rissverlaufes infolge Spannungsrisskorrosion im rostfreien Stahl AISI 316L (20% kaltverformt) im Querschliff. Der Riss ist während eines Zugversuchs mit niedriger Dehnrates unter simulierten Bedingungen der Siedewasserreaktor-Wasserstoffchemie ohne Zinkeinspeisung entstanden. Quelle: PSI.

Unterschied zwischen den Zn-behandelten und den Zn-freien Oberflächen feststellen. Bei den Zn-behandelten Oberflächen wurden in beiden Umgebungen weniger und kleinere Oxidkristalle gebildet. Dies ist ein erster Hinweis darauf, dass sich in Gegenwart von Zn eine dünnere, aber dichtere und kompaktere Oxidschicht zu bilden scheint, was zu einem besseren Schutz gegen SpRK führen könnte.

Es wurden beschleunigte SpRK-Initiierungstests für die beiden Materialien in SWR-HWC- und DWR-Umgebungen mit drei verschiedenen Expositionsszenarien durchgeführt: Zn-frei, mit 40 ppb Zn und ca. zwei Wochen lang ohne Zn, gefolgt von der Zugprüfung mit 40 ppb Zn.

Für Alloy 182 wurden sowohl in SWR-HWC- als auch in DWR-Umgebungen höhere Spannungsschwellen mit 40 ppb Zn beobachtet. Dies bedeutet eine geringere Anfälligkeit für die Entstehung von SpRK und deutet somit auf eine positive Wirkung von Zn hin.

Beim kaltverformtem Edelstahl AISI 316L wurden ähnliche Tendenzen mit höheren Spannungsschwellen für die Zn-haltigen, im Vergleich zu den Zn-freien, SWR-HWC- und DWR-Bedingungen beobachtet, wenn auch in geringerem Ausmass.

Die Oxidations- und Rissbildungscharakteristika werden noch ausgewertet, um weite-

re Details und die zugrundeliegenden Mechanismen der Wirkung von Zn zu ermitteln.

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 dritten Projektjahr werden die SpRK-Wachstumsversuche und die Expositionsversuche mit Zn-Injektion fortgesetzt. Die Charakterisierung der Oxidschicht und der SpRK-Risse wird ein Schwerpunkt sein. Darüber hinaus wird die Literaturübersicht veröffentlicht und die Ergebnisse werden bei verschiedenen Konferenzen vorgestellt. Ausserdem wird ein Aufsatz mit den Ergebnissen bei einer wissenschaftlichen Zeitschrift eingereicht werden.

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», 9th 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.

1.1.8 PROACTIV – Probabilistische Integritäts-Analysen von Primärkreislauf-Komponenten in KKWs Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI ENSI-Projektbegleiter: Ralph Döring Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Wichtige Sicherheitsnachweise in Kernkraftwerken sind Leck-vor-Bruch-Nachweise (Leak-Before-Break, LBB) für drückführende Rohrleitungen und der Nachweis gegen Sprödbruch des Reaktordruckbehälters (RDB) bei Notkühlszenarien mit Thermochock (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 der deterministischen auch die probabilistische Nachweisführung zuzulassen.

Neben der quantitativen Abschätzung der tatsächlich vorhandenen Sicherheitsreserven können probabilistische Methoden auch mithelfen, 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 war ursprünglich bis Ende 2021 geplant. Aufgrund von unvorhersehbaren Verzögerungen werden einige experimentelle Untersuchungen noch 2022 durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In nuklearen Regelwerken wird in der Regel der Versagensausschluss auch beim Vorhandensein von Rissen gefordert. Hierzu dienen unter anderem Leck-vor-Bruch-Konzepte, welche fordern, 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 (Battelle Columbus) und PROST (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GRS) durchgeführt. Seit 2020 steht auch der von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC genutzte Code xLPR (**e**xtrêmement **L**ow **P**robability of **R**upture) zur Verfügung.

Im Berichtsjahr wurde im TP I unter anderem die Versagenswahrscheinlichkeit eines Rohres mit einer umlaufenden Mischschweissnaht (Dissimilar Metal Weld DMW) unter realitätsnahen Betriebsbedingungen, einschliesslich des Innendrucks (7,34 MPa) und der Temperatur (290 °C), untersucht. Ein wichtiger Faktor dabei stellt die Verteilung der Schweisseigenspannungen dar. Des Weiteren wird angenommen, dass ein fertigungsbedingter Anfangsfehler in der Schweissnaht vorhanden ist. 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 Schweissreparaturen, Schweisseigenspannungen (Weld Residual Stress WRS),

thermischen Spannungen, Ermüdung, Spannungsrisskorrosion und Erdbebenbelastung betrachtet. Als Versagenskriterium wird ein Ansatz der europäischen Fehlerbewertungsprozedur SINTAP angewendet. Die SINTAP-Prozedur ist im vorliegenden Fall in der Bruchmechaniksoftware GRS PROST implementiert, welche angewendet wird, um den Einfluss der Inspektionen auf die Leckagewahrscheinlichkeit der Mischnaht (DMW) zu untersuchen. Weiterhin wird der Einfluss von Risstiefe, WRS, POD und Inspektionsintervallen auf die Leckagewahrscheinlichkeit analysiert. Die Erkennungswahrscheinlichkeit hat dabei den signifikantesten Einfluss auf die Verringerung der jährlichen Leckagewahrscheinlichkeit bei kleinen Anfangsrisstiefen gezeigt, da die Anfangsrisstiefe der primäre Faktor ist. Die Kompetenzen und Erfahrungen konnten auch im Rahmen von verschiedenen Vergleichsrechnungen der OECD-NEA (sogenannte Benchmarks) eingebracht werden. Dies sind konkret der LBB-Benchmark Phase II, welcher Anfang 2021 gestartet wurde, sowie die Benchmarks zur Leckratenberechnung und zur probabilistischen Bruchmechanik.

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 werden Thermoschock-Experimente mit Hilfe eines verkleinerten RDB-Ersatzmodells aus dem Stahl 17MoV8-4 durchgeführt. Die Sprödbbruch-Übergangstemperatur wird mit entsprechender Wärmebehandlung auf einen möglichst hohen Wert von ungefähr $RT_{NDT} = 235^\circ\text{C}$ eingestellt. Wegen der aufgetretenen Probleme mit der Materialverfügbarkeit war es erwartungsgemäss zu Verzögerungen im experimentellen Teil gekommen. Es wird erwartet, dass die experimentellen Arbeiten bis spätestens Juli 2022 abgeschlossen sein werden.

Die numerischen Simulationen konnten im aktuellen Berichtsjahr durchgeführt werden. Dazu wurden die zylindrischen Testkörper zweidimensional (Querschnitt) abgebildet, wobei sowohl der ebene Spannungszustand als auch der ebene Dehnungszustand untersucht wurden. Der Riss wird beginnend von einem Anfangsriss dabei solange schrittweise verlängert, bis der Rissstopp eintritt. Der Rissstopp ist eine Folge der zeitlich transienten Gradienten von Spannungs- und Temperaturfeld über den Querschnitt der Probe. Ab einer bestimmten Risstiefe unterschreitet der Spannungsintensitätsfaktor die Rissstopp-Zähigkeit. Dabei werden im ebenen Dehnungszustand etwas grössere Risslängen erreicht, weil die Dehnungsbehinderung in Axialrichtung zu höheren Spannungen führt. Die Risswachstumsrichtung wird mit einem sogenannten Mixed-Mode-Kriterium bestimmt. Während ein reiner Mode I-Riss (Zugbeanspruchung in Richtung der Rissflanken) geradeaus weiterwachsen würde, bewirken Mode II-Anteile (Schubbeanspruchung parallel zum Riss) eine Richtungsänderung. Abbildung 6 zeigt zwei Beispiele für numerische Simulationen der Rissausbreitung unter Thermoschockbedingungen (linkes Bild während des Rissfortschritts, rechts Endzustand mit vier Rissen nach Rissstopp).

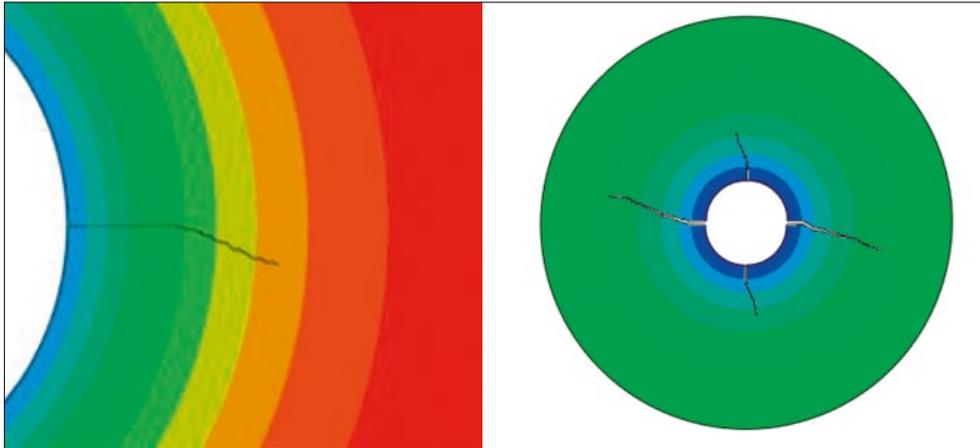


Abbildung 6:
Numerische Simulation des Risswachstums mit Rissstopp unter Thermoschockbedingungen in einem zylindrischen Testkörper. Quelle: PSI.

Das TP III beschäftigt sich mit der Anwendung von Kleinproben zur Ermittlung der Sprödbrucheigenschaften 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 IT-Proben (25mm 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 10mm 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 Anwendbar-

keit demonstriert. 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.

Im aktuellen Berichtszeitraum konnten entsprechende experimentelle Untersuchungen an Proben aus dem japanischen JRQ-Stahl durchgeführt werden. Eine besondere Eigenschaft dieses Stahles ist eine deutlich inhomogene Verteilung der Sprödbuch-Übergangstemperatur. Für das Forschungsvorhaben ist diese Eigenschaft vorteilhaft, da die Quantifizierung von Materialinhomogenitäten einen Teil des Untersuchungsprogrammes darstellt. Getestet wurden C(T)-Proben der Grössen 0,5T und 0,18T. Dazu wurde nach den Vorgaben der Norm E1921 der American Society for Testing and Materials (ASTM) die jeweilige Referenztemperatur T_0 nach dem Masterkurvenkonzept bestimmt. Bei den kleineren Proben zeigte sich auf Grund des Constraint-Einflusses erwartungsgemäss ein steilerer Übergangsbereich von tiefen zu hohen Bruchzähigkeiten. Es ist geplant, zukünftig noch kleinere Proben zu testen, für die eine noch steilere Bruchzähigkeitskurve erwartet wird. Der steilere Übergangsbereich erleichtert es auch, Inhomogenitäten im Material deutlicher zu erkennen.

Durch die Beteiligung des PSI am 2020 gestarteten EU-Projekt FRACTESUS zum Thema Mini-CT-Proben sind signifikante Synergien mit dem TP III von PROACTIV und dem Folgevorhaben zu erwarten. Die Hauptziele für das Jahr 2021 konnten erreicht werden.

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 bei 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 Expertise steht dem ENSI für Gutachten und weitere Dienstleistungen zur Verfügung.

Ausblick

Das Ende des Projekts PROACTIV war für den 31.12.2021 vorgesehen. Die experimentellen Untersuchungen zum TP II, die Thermoschockversuche an zylindrischen Testkörpern, konnten jedoch wegen der Schwierigkeiten bei der Materialbeschaffung noch nicht abgeschlossen werden. Die Arbeiten werden voraussichtlich bis Juli 2022 abgeschlossen sein. Dann können die durchgeführten numerischen Analysen mit den experimentellen Ergebnissen verglichen werden. Parallel dazu wurde im Januar 2022 das Nachfolgeprojekt PROACTIV II gestartet. Das Nachfolgeprojekt besteht ebenfalls wieder aus drei Teilprojekten. Dabei werden die Themen aus PROACTIV weitergeführt. Im TP 1 werden die Untersuchungen mit Kleinproben zur Ermittlung der Bruchzähigkeit von inhomogenen RDB-Stählen untersucht. Das TP 2 beschäftigt sich mit der weiteren Validierung der Extended Finite Element Methode (XFEM) bezüglich der Anwendung für Risswachstumsberechnungen. Insbesondere sollen vergleichende Untersuchungen zwischen experimentellen und numerischen Ergebnissen durchgeführt und die Modelle auf dieser Basis weiterentwickelt werden. Beim TP 3 werden probabilistische Integritätsuntersuchungen von Komponenten des Kühlkreislaufs durchgeführt. Es sollen Parameter ermittelt werden, welche die Anwendung für Schweizer Kernkraftwerke ermöglichen. Eine Sensitivitätsstudie für epistemische Unsicherheiten von Eigenspannungen in Schweissnähten ist vorgesehen. Dabei soll die Software xLPR, welche auch von der US NRC eingesetzt wird, verstärkt einbezogen werden. Die bewährte Partizipation des PSI

an den derzeit noch laufenden Benchmark-Projekten der OECD-NEA sowie neuen, thematisch zu PROACTIV II passenden Benchmarks soll fortgesetzt werden.

1.1.9 NEA SMILE – Studsvik Material Integrity Life Extension Project

Auftragnehmer: Studsvik (Schweden), unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency NEA

ENSI-Projektbegleiter: Thomas Dorsch, Reiner Mailänder

Einleitung

In den letzten Jahren wurden zwei Siedewasserreaktoren (SWR) und ein Druckwasserreaktor (DWR) in Schweden stillgelegt. Diese befinden sich im Rückbau. Studsvik hat das Projekt NEA SMILE initiiert, mit dem Ziel, Betreiber von Leichtwasserreaktoren (LWR) und Aufsichtsbehörden weltweit beim Alterungsmanagement von Anlagen unterstützen. Durch die geplanten Untersuchungen an Material, welches realen Betriebsbedingungen ausgesetzt war, können zusätzliche Daten zum Werkstoffverhalten und ein mechanistisches Verständnis der Materialalterung gewonnen werden. Mit fundierten Kenntnissen sollen das Alterungsmanagement von Anlagen sowie die Prozesse beim Übergang zum Langzeitbetrieb und bei Erneuerung von Betriebsgenehmigungen unterstützt werden. Gleichzeitig bietet die Probennahme auch die Möglichkeit, die Ergebnisse der während des Betriebs durchgeführten zerstörungsfreien Prüfungen zu verifizieren.

SMILE wurde Anfang 2021 gestartet. Es ist ein auf zunächst fünf Jahre angelegtes Projekt unter der Leitung der schwedischen Firma Studsvik, das Experten aus der ganzen Welt zusammenbringt. Es schafft ein Forum für den Wissenstransfer zwischen den teilnehmenden Organisationen auf der Grundlage experimenteller Untersuchungen und Tests von gealterten Materialproben aus Leichtwasserreaktoren (LWR), die nach mehr als 40 Betriebsjahren stillgelegt wurden.

Am SMILE-Projekt sind Organisationen aus Belgien, China, Tschechien, Deutschland,

Japan, Schweden, der Schweiz und den USA beteiligt.

Das Projekt gliedert sich in vier Teilprojekte. Das erste Teilprojekt umfasste die Datensammlung der zu untersuchenden Materialien, die Beschaffung der Proben, deren Einlagerung bei Studsvik inklusive einigen Standarduntersuchungen und die Datenbank des Projekts. Die anderen drei Teilprojekte befassen sich jeweils mit den Alterungsphänomenen der spezifischen Werkstoffgruppen des Primärkreislaufes und den typischerweise betroffenen Komponenten:

Niedriglegierte Druckbehälterstähle:

- Bestrahlungsinduzierte Versprödung
- Versprödung durch thermische Alterung
- Langzeitstabilität von Guss- und Schmiedegänzen
- Spannungsrissskorrosions- und Korrosionsermüdungseigenschaften von bestrahlten Stählen des Reaktordruckbehälters (RDB).

Hochlegierte austenitische CrNi-Stähle (Chrom-Nickel-Stähle) bzw. Nickelbasislegierungen der Reaktorkern-Tragstrukturen, Reaktorkern-Stützstrukturen und Kerneinbauten:

- Bestrahlungsinduzierte Versprödung hochlegierter CrNi-Stähle und deren Schweissnähte
- Anfälligkeit für bestrahlungsinduzierte Spannungsrissskorrosion und Korrosionsermüdung
- Thermische Alterung von austenitischen Stahlgusskomponenten mit Bestrahlungseinfluss.

Hochlegierte CrNi-Stähle und Nickelbasislegierungen der druckführenden Umschliessung ohne signifikante Bestrahlungseffekte:

- Widerstandsfähigkeit von Schweissnähten hochlegierter austenitischer CrNi-Stähle und Nickelbasislegierungen gegen Spannungsrissskorrosion in SWR und DWR
- Beständigkeit gegen Primärwasser-Spannungsrissskorrosion und thermische Stabilität der Nickelbasislegierungen 690/152/52 im DWR

- Korrosionsermüdung bei niedrigen Zyklen unter SWR- und DWR-Umgebungsbedingungen sowie Ermüdungs- und Verschleissverhalten bei hohen Zyklen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt NEA SMILE ist langfristig angelegt. Für die erste Projektperiode von fünf Jahren mussten die diversen Teilprojekte und Teilaufgaben durch die teilnehmenden Organisationen priorisiert werden, um die Arbeiten zu ermitteln, die innerhalb dieses Zeitraums mit den verfügbaren Ressourcen durchgeführt werden können. Zudem stehen die Proben aus den Reaktoren, abhängig vom Fortschritt bei den Rückbauarbeiten, teilweise erst im Laufe der kommenden Jahre zur Verfügung.

Im Berichtsjahr 2021 konzentrierten sich die Arbeiten von Studsvik auf das Teilprojekt 1, also auf die Entnahme des im Zuge des Rückbaus der stillgelegten Reaktoren bereits zur Verfügung stehenden Probenmaterials (darunter Reaktoreinbauten aus Oskarshamn 1 und 2, Probenkapseln des RDB-Bestrahlungsüberwachungsprogramms aus Ringhals 2, etc.). Die Probenentnahme umfasst dabei auch die Zusammenstellung der zugehörigen Dokumentation aus den Archiven und ihre Erfassung in einer Datenbank, die Berechnungen zur erreichten Neutronendosis und -aktivierung sowie die damit verbundenen Transporte aktivierter Materialien von den Anlagen in die Heiss-Zellen-Laboratorien von Studsvik (Abbildung 7).

Darüber hinaus wurden Koordinations- und Vorbereitungsarbeiten durchgeführt, insbesondere um in Absprache mit allen Teilnehmern technische Details der geplanten Tests festzulegen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Untersuchung von Alterungsprozessen ist mit Bezug auf den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken ein vordringliches Thema. Dies gilt sowohl international als auch für die Schweiz. Proben von Materialien, die



Abbildung 7: Aktivierte Proben von den schwedischen Kernkraftwerken werden in einem 29 Tonnen schweren weissen Behälter (unten im Bild) zur Firma Studsvik transportiert. Dort werden die Proben in rund acht Meter tiefen Wasserbecken gelagert und zu Forschungszwecken bearbeitet. Quelle: Studsvik.

jahrzehntelang realen Reaktorbedingungen ausgesetzt waren, sind dafür besonders wertvoll und werden in diesem Umfang nur selten verfügbar.

Alterungsüberwachungsprogramme basieren einerseits auf Modellen zur Kinetik der verschiedenen Alterungsmechanismen und andererseits auf dem Austausch von Komponenten mit Werkstoffen, die ein bewährtes und überprüftes Betriebsverhalten aufweisen. Mit dem SMILE-Projekt soll der Wissensstand und die Datengrundlage zu den diversen Alterungsphänomenen vertieft und verbessert werden. Die dabei gewonnenen Daten liefern die Grundlage für ein verbessertes Verständnis des Alterungsverhaltens der Strukturmaterialien und Komponenten von Leichtwasserreaktoren für Laufzeitverlängerungen über 40 Jahre hinaus. Mit den Daten sollen zudem die heutigen angewendeten Modelle verifiziert und verbessert werden. Zur Beurteilung der Betreiberkonzepte für den Langzeitbetrieb sind diese Erkenntnisse wichtig.

Ausblick

Das zweite Projektjahr ist vorgesehen für die Entnahme weiterer Materialproben aus

den stillgelegten Reaktoren, die Fertigung der Proben und Durchführung der diversen Werkstoffprüfungen (Kerbschlagbiegeversuche, Zugversuche, Bruchzähigkeitsbestimmungen, etc.) sowie den Start der Risswachstumsversuche unter simulierten SWR-/DWR-Bedingungen.

1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Nuclear Energy Agency NEA koordiniert, die zur Organisation for Economic Co-operation and Development OECD gehört. Sie fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle in Kernkraftwerken sowie über Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, in die systematisch Schadensfälle und Ereignisse aus den teilnehmenden 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. Neu sind seit 2021 die Vereinigten Arabischen Emirate mit dabei.

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 Berichtjahres und deren Umsetzung

Der Schwerpunkt des Projektes lag 2021 auf der Sammlung von Daten, um mit deren Auswertung die Alterungsüberwachung in den Werken zu unterstützen.

Der siebte Erfahrungsbericht befasst sich mit Erkenntnissen und der Bewertung der Betriebserfahrung mit Fokus auf den verlängerten Betrieb bzw. den Langzeitbetrieb (A review of operating experience involving passive component material degradation in periods of extended/long term operation). Er wurde von CSNI akzeptiert und soll demnächst publiziert werden.

Im Projektjahr fanden zwei virtuelle Projekt-treffen statt.

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 klassierten mechanischen Ausrüstungen zur Verfügung. Diese kann unmittelbar angewendet werden zur Beurteilung von

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

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

Ausblick

Der Fokus liegt unverändert auf der weiteren Datensammlung. Weitere Schwerpunkte sind laufende Verbesserungen in der Handhabung der Datenbank sowie der Entwurf eines achten Topical Reports.

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

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das ICDE-Projekt wird seit 1998 unter der Federführung der OECD Nuclear Energy Agency (NEA) betrieben. Das übergeordnete Ziel dieses Projekts ist die Förderung

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2021 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

■ **Datenerfassung:** Die Datenbank enthält über 2000 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen. Seit Anfang der Phase 8 des Projekts (Januar 2019) hat sich die Anzahl Datensätze in der Datenbank um ca. 13% erhöht.

■ **Komponentenberichte:** Zu jedem betrachteten Komponententyp wird im Rahmen des ICDE-Projektes ein so genannter Komponentenbericht erstellt. Auf Grund der vom ICDE gesammelten Daten werden darin zum Beispiel die häufigste identifizierte Fehlerart oder die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF dargelegt. Um die Aktualität der Komponentenberichte sicherzustellen, werden diese regelmässig überarbeitet. Im Berichtsjahr wurde der aktualisierte Komponentenbericht zu **Motorarmaturen** fertiggestellt. Aus dem Bericht ergibt sich, dass die häufigsten Fehlerursachen Mängel bei der Auslegung, mangelhafte Teilkomponenten und unangemessene Vorschriften, zum Beispiel bei der Wartung von Komponenten, sind. Ferner wurde an der Aktualisierung des Komponentenberichtes zu **Batterien** gearbeitet. Im Berichtsjahr wurden die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, zu untersuchen, ob sich aus den ICDE-Komponentenberichten Verbesserungs-mass-

nahmen für ihre Anlage ableiten lassen. Die Analysen wurden dem ENSI termingerecht zur Überprüfung eingereicht.

■ **Berichte zu definierten Themen (sogenannte «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. Im Jahr 2021 wurde ein Bericht zum Thema «Pre-initiator human errors» verabschiedet. In diesem Bericht werden unangemessene menschliche Handlungen wie Fehlausrichtungen und Fehlkalibrierungen, die zu einem mehrfachen Komponentenausfall führen, analysiert. Dabei ergab die Analyse Verfahrensmängel als Hauptursache für vollständige CCF.

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

Für das nächste Jahr ist vorgesehen, den Komponentenbericht zu **Batterien** weiterzuentwickeln.

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. Bedingt durch Massnahmen zum Infektionsschutz beschränkte sich die Tätigkeit des Projekts seither hauptsächlich auf administrative Angelegenheiten. Zur weiteren Gestaltung der Datenbank wird erwogen, wie mit Ereignissen, für welche mehrfache Grundursachen angegeben sind, umzugehen ist.

Eine Erhebung zum Vergleich von Ausstattung und Fähigkeiten der Feuerwehreinheiten in KKW in den teilnehmenden Ländern wurde erneuert. Die Erhebung von Informationen zu diesbezüglichen regulatorischen Anforderungen wurde mit der Planung der Erstellung eines Themenberichts fortgesetzt.

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. Es zeigte sich, dass eine

entscheidende Einflussgrösse für die Zerstörungskraft von Lichtbögen die Gegenwart von Aluminium in stromführenden Teilen der betroffenen Komponente ist. Die Betreiber der Schweizer KKW haben ihre vom ENSI geforderten Überprüfungen hierzu abgeschlossen und zur Prüfung eingereicht.

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. Es soll festgelegt werden, wie Berichte zu Brandereignissen in Kernanlagen, welche nominell noch nicht zur Datenbank beitragen, wie Forschungsreaktoren oder Kernkraftwerke im Rückbau, systematisch unter den Teilnehmerländern weitergegeben werden können. Auch besteht Interesse, die Nützlichkeit der Erkenntnisse aus der Datenbank bei Entwurf und Betrieb neuartiger modularer Reaktoren (Small Modular Reactor, SMR) zu prüfen.

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. Daneben unterstützt das ENSI Arbeiten zum Thema Flugzeugabsturz.

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», mit dem Zusatz NEREID «NEw Research Effort in the Impact Domain», wird vom VTT Technical Research Centre (Finnland) organisiert und läuft voraussichtlich bis 2024. 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 Projektilanprall und Versuchen mit randnahen Belastungen. Um die geometrisch skalierten Versuche an grösseren Platten durchführen zu können, hat VTT eine neue Versuchsanlage geplant, die 2022 errichtet werden soll. 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ursprüngliche Projektziel, im Jahr 2021 die neue Versuchseinrichtung für die Tests mit grösseren Spannweiten zu realisieren, wurde wegen der Corona-Pandemie nicht erreicht. Deshalb sind im Berichtsjahr die Versuchsreihen mit der bestehenden Versuchsanlage zum Abschluss gebracht worden. Dazu gehören die Tests zur Untersuchung der Auswirkungen der Plattendicke auf das Durchstanzverhalten beim Anprall von Hartgeschossen («Increased Thickness Punching Tests» ITP). Für diese Tests ist auch bei grösserer Plattendicke eine Spannweite der quadratischen Platten von 2,0m ausreichend. Nach den bereits 2019 realisierten Tests ITP2 und ITP4 sind im Berichtsjahr vier weitere Tests in dieser Reihe durchgeführt worden. Zusätzlich erfolgte ein Test zur Untersuchung des Tragverhaltens von Stahlbetonplatten bei einem Projektilaufprall in der Nähe von unterstützenden Wänden («Near

Edge Impact Test» NEX1). Des Weiteren wurden noch zwei Tests zur Untersuchung des Einflusses von Übergreifungstössen (kraftschlüssige Verbindung von zwei Bewehrungsstäben durch eine planmässige Überlappung der Enden) auf das Biegetragverhalten von Stahlbetonplatten durchgeführt («Rebar Overlapping Tests» ROL1 und ROL2).

In der Versuchsreihe ITP wurden insgesamt sechs Versuche mit einer Plattendicke von 0,35m durchgeführt, drei davon an Platten ohne Schubbewehrung (ITP2, -2R, -2RR) und drei an Platten mit einer aus Doppelkopfbolzen bestehenden Schubbewehrung (ITP4, -4R, -4RR). Die im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019 behandelten Tests ITP2 und ITP4 zeigten das unvorhergesehene Verhalten, dass die eigentlich als Hartkörper konzipierten Projektilen vom Kopf ausgehend in Längsrichtung aufrissen. Durch die damit verbundene Energiedissipation wurden die eingetragenen Anpralllasten unbeabsichtigt reduziert. Da diese Belastungen rechnerisch nicht nachvollziehbar sind, können die in den Tests gewonnenen Messdaten nicht zur Verifizierung der rechnerischen Simulationen herangezogen werden.

Die Tests ITP2 und ITP4 wurden deshalb unter den neuen Bezeichnungen ITP2R und ITP4R im Berichtsjahr mit einem konstruktiv verstärkten Geschoss mit verbesserter Formgebung (Typ H3A), welches in Abbildung 8 im Vergleich zu dem bisher verwendeten Projektiltyp H2 dargestellt ist, wiederholt. Während der Test ITP2R mit einer Aufprallgeschwindigkeit von 162m/s erfolgreich durchgeführt wurde, ist im Test ITP4R mit nur 144m/s die in gleicher Höhe angestrebte Aufprallgeschwindigkeit nicht erreicht worden. Deshalb wurden die Tests mit den Bezeichnungen ITP2RR und ITP4RR nochmals wiederholt. Leider verliefen auch diese Tests nicht plangemäss, da die Betonfestigkeit nicht die gewünschte Grössenordnung der bisherigen Versuche dieser Reihe erreichte. Zu berücksichtigen ist aber die deutlich höhere Aufprallgeschwindigkeit des Tests ITP4RR (mit Schubbewehrung) im Vergleich zum Test ITP2RR (ohne Schubbewehrung).

Zusammen mit den in beiden Versuchen nahezu identischen Restgeschwindigkeiten nach Perforation der Platten kann dennoch darauf geschlossen werden, dass die Schubbewehrung die Durchstanztragfähigkeit der Stahlbetonplatte wie erwartet erhöht hat.

Dieses Bauteilverhalten konnte auch in den numerischen Simulationen der Tests mit der Berechnungssoftware LS-DYNA nachvollzogen werden. Die Simulationen wurden mit einem aus Volumenelementen für den Beton und Stabelementen für die Bewehrung bestehenden Finite-Elemente-Modell durchgeführt. In Abbildung 9 wird dieses Erkenntnis anhand der einander gegenübergestellten berechneten und gemessenen Restgeschwindigkeiten veranschaulicht. Der Vergleich zeigt zudem, dass das Durchstanzverhalten der Platte mit den zum Teil ohne Kenntnis der Versuchsergebnisse durchgeführten Berechnungen grundsätzlich gut vorhergesagt werden konnte.

Der Untersuchungsgegenstand des Tests NEX1 ist das Tragverhalten von Platten, die Stossbelastungen in der Nähe von unterstützenden Wänden ausgesetzt sind. Abbildung 10 zeigt den zu diesem Zweck nach einem Entwurf von Electricité de France (EDF) und VTT hergestellten Stahlbeton-Versuchskörper mit einer Breite von 2,5 m, einer Tiefe von 2,1 m und einer Höhe von 2,0 m. Die dem Projektilaufprall ausgesetzte 0,25 m dicke Vorderwand wird rückseitig von zwei 0,2 m dicken Wänden mit einer lichten Spannweite von 0,8 m gestützt. Die beiden Stützwände sind mit vier Stahlrohren in horizontaler Richtung kraftschlüssig mit der Felswand der Testhalle verbunden. In den numerischen Analysen mit einem LS-DYNA-Modell des Versuchskörpers konnte das Gesamtergebnis des Tests – keine Perforation, Abplatzungen an der Vorderseite und Risse an der Rückseite der Platte – korrekt vorhergesagt werden.

Die Tests mit gestossenen Bewehrungseisen haben unterschiedliche Resultate gezeigt. Beim Test ROL1 gab es keine negativen Einflüsse der Bewehrungsstösse. Bei ROL2 haben die Bewehrungsstösse einen negativen Einfluss auf das Verhalten der Stahlbeton-

platte gezeigt. Diese beiden Versuche wurden von anderen Partnern vorgeschlagen und waren für das ENSI von untergeordneter Bedeutung. Der Problematik der Bewehrungsstösse ist dadurch zu begegnen, dass diese in Zonen von geringer Beanspruchung anzuordnen sind.

Das ENSI hat im Berichtsjahr für die ersten geometrisch skalierten Versuche mit kombiniertem Biege- und Durchstanztragverhalten (GSX) an grösseren Platten mit Spannweiten von 3,5 m konstruktive Überlegungen und rechnerische Simulationen durchgeführt. Während die Abmessungen der Platte ausgehend vom gewählten Referenztest X3 aus der Projektphase IMPACT III problemlos skaliert werden können, ist die Skalierung bei der Bewehrung schwieriger. Einerseits sind im Handel nur gewisse Durchmesser der Bewehrungsstäbe erhältlich und andererseits müssen die Abstände der Biege- und Querkraftbewehrung aufeinander abgestimmt sein. Aus diesem Grund kann das Ziel der Bewehrungsskalierung nur darin bestehen, mit den gewählten Bewehrungsdurchmessern und -abständen möglichst nahe an den gewünschten Skalierungsfaktor heranzukommen. Das ENSI hat für den ersten GSX-Test drei Varianten vorgeschlagen. Die bereits durchgeführten numerischen Simulationen für eine mit dem Faktor $\lambda = 1,75$ skalierte Platte und ein entsprechend skaliertes Projektil mit $50 \text{ kg} \cdot \lambda^3 = 268 \text{ kg}$ Masse haben ergeben, dass das Projektil die gleiche Verformungscharakteristik zeigt und die Platte darauf in gleicher Weise reagiert wie im Referenztest.

An den insgesamt vier Projekttreffen im März, Mai, Juni und Dezember nahm das ENSI zusammen mit seinen Experten teil. Bestandteil der Treffen im Juni und Dezember waren auch Workshops, bei denen die Partner die Methodik der Analysen und die daraus folgenden Resultate präsentierten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Mit der Beteiligung an IMPACT IV – NEREID wird sichergestellt, dass dem ENSI weiterhin der weltweit aktuelle Stand von Wissen-

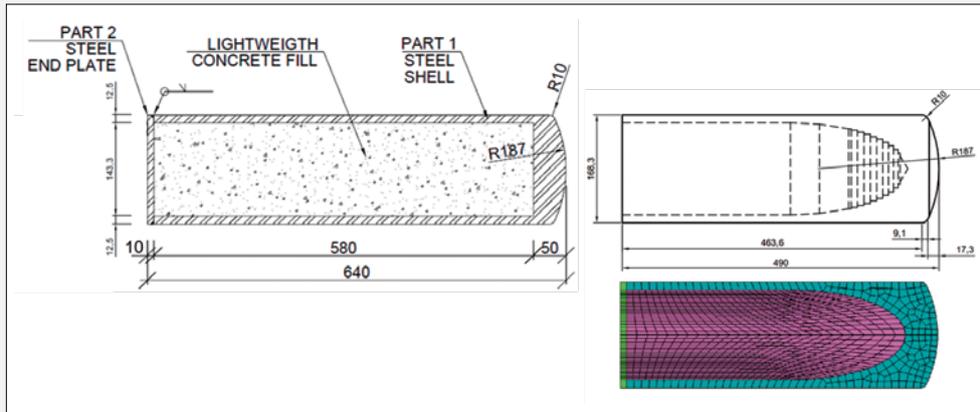


Abbildung 8: IMPACT IV – NEREID, Projektilypen H2 (links) und H3A (rechts, verwendet für Tests ITP2R ff.) mit Finite-Elemente-Modell. Quelle: VTT, B&H

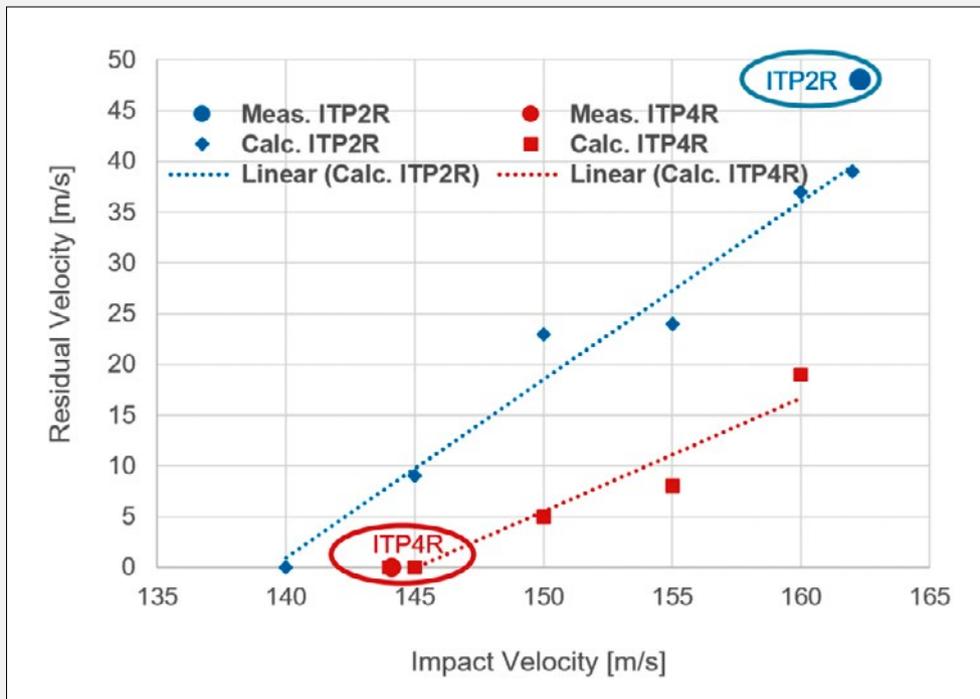
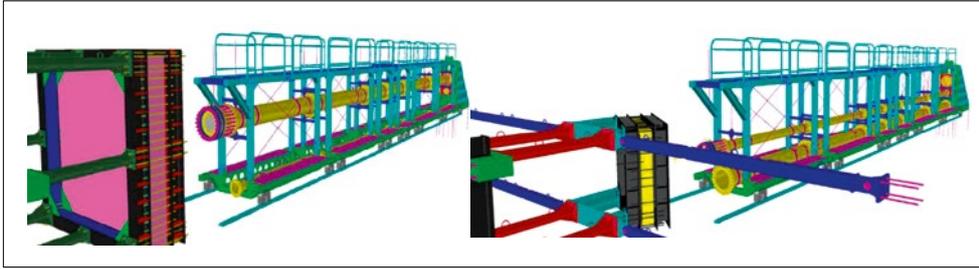


Abbildung 9: IMPACT IV – NEREID, Vergleich der berechneten und gemessenen Restgeschwindigkeiten für die Tests ITP2R und ITP4R. Quelle: B&H



Abbildung 10: IMPACT IV – NEREID, Ansichten des Versuchskörpers für den Test NEX1 von vorne (links) und hinten (rechts). Quelle: VTT



**Abbildung 11: IMPACT IV – NEREID, Ansichten der neuen Versuchsanlage (Planungsstand 12/2021) mit grossem (links) und geneigtem Rahmen (rechts).
Quelle: VTT**

schaft 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 verwendeten Berechnungsmodelle haben das in den Tests beobachtete Verhalten der Projektile und der Stahlbetonteile gut abgebildet. Somit hat das ENSI die Bestätigung, dass seine Berechnungsmethoden dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechend zuverlässige Sicherheitsbeurteilungen erlauben.

Das ENSI festigt und erweitert durch die Teilnahme am Projekt IMPACT IV – NEREID die Fachkompetenz zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen bei Stossbelastungen. Des Weiteren kann das ENSI die Erkenntnisse aus diesem Projekt anhand von Präsentationen und Berichten an internationalen Konferenzen vorstellen, was einen regelmässigen Austausch mit den Experten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder garantiert. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Nach der Demontage der alten Versuchseinrichtung soll im Jahr 2022 die neue Versuchseinrichtung installiert und nach Abschluss einer Testphase in Betrieb genommen werden, so dass die Versuche mit grösserer Spannweite durchgeführt werden können. Das ENSI rechnet mit weiteren Verzögerungen und das Projekt wird voraussichtlich erst 2024 abgeschlossen.

Die für die geometrisch skalierten Versuche geplante neue Versuchsanlage muss neben dem Umgang mit grösseren Versuchsobjekten darauf ausgelegt werden, massstabsgerecht grössere und schwerere Projektile auf mindestens die gleichen Geschwindigkeiten zu können. Gemäss der in Abbildung 11 wiedergegebenen Planung können damit Platten mit bis zu 3,5m Spannweite getestet werden.

1.3.2 NEA IRIS Phase 3 – Erschütterungswiederleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten

Projektorganisation: Nuclear Energy Agency der OECD (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» geht von Testkörpern aus, die stossartigen Einwirkungen ausgesetzt sind, vergleichbar mit den Lasten 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 – 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 bereits im Juni 2017 mit einem Workshop in Paris abgeschlossenen 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. Nach Bekanntgabe der Versuchsergebnisse aus den Tests mit Aufprall von verformbaren Projektilen wurden von den Benchmark-Teilnehmern in der Projektphase B zum Vergleich mit den Testresultaten Kalibrierungsberechnungen durchgeführt. Deren Ergebnisse wurden den Organisatoren im März 2019 zugestellt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Auch im Berichtsjahr 2021 war geplant, den Abschlussbericht durch die Organisatoren auszuarbeiten und den finalen Workshop zur Vorstellung der Berechnungsergebnisse durch die Benchmark-Teilnehmer durchzuführen. Vor allem aufgrund der Corona-Pandemie konnte diese Planung wiederholt nicht umgesetzt werden. Als wissenschaftliche Berater wurden auch Experten von SPI und B&H eingeladen, an der Prüfung des Abschlussberichts mitzuwirken.

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 grö-

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

Ausblick

Gegenüber den geplanten Terminen hat sich das Projekt weiter verzögert und konnte auch 2021 nicht abgeschlossen werden. Seitens des Organisationskomitees ist geplant, dass der Schlussworkshop im Februar 2022 als Online-Veranstaltung stattfindet und anschliessend der Abschlussbericht fertiggestellt wird.

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 Gefährdungsanalyse der Schweiz zuständig. Zudem ist der SED aktiv in Forschung und Lehre tätig. Die Forschenden des SED beschäftigen sich auch mit aufsichtsgerichteten erdbebenspezifischen Forschungsthemen und der dazugehörigen Datenaufarbeitung. Übergeordnete Ziele 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 Gruppe der

Forschenden steht ausserdem für die Erarbeitung erdbebenrelevanter Teile von ENSI-Richtlinien und Dokumenten internationaler Organisationen (IAEA, NEA) zur Verfügung. Die Erdbebenforschung zu den Schweizer Kernanlagen am SED berücksichtigt Fragestellungen zur Erdbebengefährdung von bestehenden Kernkraftwerken sowie zum Sachplanverfahren und damit der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untergrundanlagen für geologische Tiefenlager. Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Analyse. Dabei geht es um folgende Themen:

1. Eine umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd und der Erdbebenskalierung;
2. Das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nicht-linearen Medien sowohl an der Erdoberfläche (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 des SED zu den Schweizer Kern-

anlagen 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 die im letzten Jahr entwickelte mathematische Methode zur Abschätzung der Amplifikation und der oberflächennähen Gesteiseigenschaften sowie deren Unsicherheiten in der Praxis angewandt und getestet. Die Methode basiert auf Daten der Standortcharakterisierung mittels passiver (wie H/V-Verhältnis, also Verhältnis des horizontalem zum vertikalen Spektrum, 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. Die Methode wurde neben einigen Standorten des Starkbebennetzes auch an Ozeanboden-Seismometern im Vierwaldstättersee sowie an dem Seismometer auf dem Mars erfolgreich getestet. Die Methode erlaubt mittels geringem Aufwand standortspezifische Eigenschaften wie beispielsweise V_{s30} (durchschnittliche Schwerwellengeschwindigkeit in den obersten 30 m), Tiefe der Felsoberfläche, Geschwindigkeitsprofil oder die Amplifikation sowie deren Unsicherheiten zu bestimmen. Das verwendete Inversionsverfahren erlaubt eine umfassende Quantifizierung der Unsicherheiten bei der Standortcharakterisierung und verbessert die Grundlage für standortspezifische Abschätzungen der Erdbebengefährdung. Das Verfahren wird zukünftig zur Weiterentwicklung des stochastischen Abminderungsmodells der Schweiz beitragen.

Ein weiterer Forschungsschwerpunkt war die Bestimmung der Veränderung der Amplitude und Dauer von seismischen Signalen im tiefen Untergrund gegenüber jenen an der Oberfläche mittels eines Physik-basierten Modells. Dies ist ein wichtiger Aspekt für Erdbebengefährdungsstudien im Hin-

blick auf geologische Tiefenlager, weil dafür in der Regel weniger empirische Bodenbewegungsdaten aus dem tiefen Untergrund (zum Beispiel von Bohrlochseismometern) zur Verfügung stehen. Im Berichtsjahr wurde das Physik-basierte Modell zur Beschreibung der Bodenbewegungen in der Tiefe an Daten aus Japan getestet. Die gute Übereinstimmung der theoretisch modellierten mit den empirisch gemessenen Amplitudenspektren bestätigen das Potenzial dieser Methode, um eine Abschätzung der Bodenbewegung bei fehlenden Bohrloch-Seismometern durchzuführen. In der Praxis hat diese Methode das Potential, die standortspezifische Abschätzung der Erdbebengefährdung, 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 zu optimieren.

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. Der Schwerpunkt im Teilprojekt 2 ist daher die Entwicklung und Implementierung eines numerischen Programmes für die Hybridmodellierung, um Bodenbewegungen in ihrem Frequenzinhalt breitbandig und standortspezifisch zu simulieren. In den vergangenen Jahren lag der Fokus auf einzelnen Aspekten, darunter die Abschätzung der Grenzen der Bodenbewegung, die Modellierung von komplexen und nicht-linearen lokalen Effekten wie Bodenverflüssigung, ein verbessertes Verständnis des Abminderungsfaktors κ , und der Einfluss von kleinen zufälligen Variationen im Geschwindigkeitsfeld. Im Weiteren lag in diesem Jahr ein starker Fokus auf dem Abschluss von Arbeiten im Teilprojekt 2 sowie der Dokumen-

tation von bisher entwickelten Programmen und Modellen.

Die Kombination von synthetischen und stochastischen Simulationen wird als hybrides Modell bezeichnet. Ein solches Modell erlaubt es, mittels fokussierter Analyse spezifischer Teile der Seismogramme, realistische seismische Signale für einen Standort zu simulieren. Dabei zeigen sich Hinweise, dass der Beitrag der Streuung aufgrund von lokalen Materialheterogenitäten gegenüber jenen aufgrund der verschiedenen Geschwindigkeitsprofile gering ist und diese Streuung unabhängig von Baugrunderklassen gemäss Baunorm SIA 261 ist. Diese Ergebnisse könnten darauf hindeuten, dass die Ursachen der standortspezifischen Streuung eher bei den Eigenschaften des Untergrunds in der Erdkruste zwischen der Quelle und einem Standort zu suchen sind. Abbildung 12 zeigt standortspezifische Parameter für die Streuung auf Basis der Analysen von seismischen Aufzeichnungen an Schweizer Stationen.

Die im letzten Jahr vorgestellte Methode, um existierende geophysikalische 3D-Modelle zu validieren und basierend auf Ergebnissen der Standortcharakterisierung mittels passiver Seismik zu verfeinern, wurde im Berichtsjahr weiterentwickelt. Im Rahmen eines breit abgestützten Projektes der ETH Zürich, des Bundesamts für Umwelt und dem Bundesamt für Bevölkerungsschutz wurde unter Beteiligung dieses Forschungsprojektes ein geophysikalisches 3D-Modell für die Region Visp fertiggestellt. Basierend auf diesem Modell konnten Erdbebensignale in guter Übereinstimmung mit den beobachteten Bodenbewegungen modelliert werden. Damit wurde, unter Berücksichtigung von im Rahmen der Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen entwickelten Methoden, eine mögliche Strategie für die Entwicklung eines lokalen geophysikalischen Modells dargestellt. Gleichzeitig wurde der Aufwand und der notwendige Detaillierungsgrad zur Kalibrierung aufgezeigt, der für eine realitätsgetreue Modellierung notwendig ist.

Mit dem Teilprojekt 3 nimmt die Erdbebenforschung am SED konkrete Fragestel-

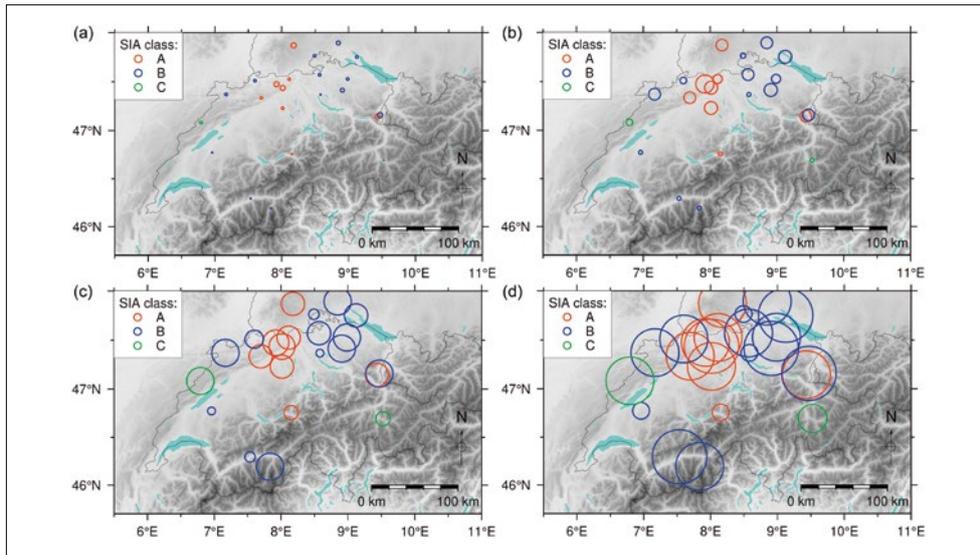


Abbildung 12: Im Teilprojekt 2 bestimmte standortspezifische Parameter für die Streuung für Standorte von seismischen Stationen in der Schweiz: Die vier Bilder stellen die Streuung für verschiedene Frequenzbereiche dar (a) 2–4 Hz, (b) 4–8 Hz, (c) 8–16 Hz und (d) 16–32 Hz. Die Grösse der Kreise ist proportional zum Qualitätsfaktor für die Schwerwellen-Streuung. Die Farben weisen auf die Baugrundklasse gemäss SIA 261 hin. Quelle: SED

lungen 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 sollen in die regulatorischen Anforderungen für die nächsten Verfahrensschritte einfließen. Im Zentrum stehen dabei konkrete Fragestellungen im Bereich bau- und lagerinduzierter Seismizität.

Aufgrund der Temperaturentwicklung im Untergrund um ein Tiefenlager für hochradioaktive Abfälle können zum Beispiel die Deformationen und die Spannungsänderungen berechnet werden. Damit kann unter Berücksichtigung geologischer Informationen das Potential für die Reaktivierung von Störungen mit bestimmten Orientierungen abgeschätzt werden. Im Berichtsjahr wurden die Analysen zur Identifizierung möglicher Zonen mit höheren Spannungsänderungen und potentiell erhöhter Seismizität weiter verfeinert. Hierzu wurden die Scher- und Normalspannungen für Störungen parallel zum Untergrundbauwerk und mit einem gewissen Einfallswinkel berechnet. Diese Ergebnisse wurden um ein stochastisch-mechanisches Modell erweitert, um induzierte Seismizität zu simulieren. Die Ergebnisse zeigen, dass der Bereich unterhalb eines geologischen Tiefenlagers ten-

denziell am ehesten zu Instabilität neigt. Die zeitliche Entwicklung der synthetisch modellierten Seismizität folgt erwartungsgemäss der thermischen Entwicklung des Gebirges, sie konzentriert sich räumlich auf einen Umkreis von ca. 1 km Distanz zum Tiefenlager. Im Weiteren wurde der Effekt der Rheologie auf die Spannungsänderungen und die indizierte Seismizität analysiert, wobei eine elastisch-geschichtete und eine plastisch-anisotrope Rheologie betrachtet wurde. Die Resultate deuten darauf hin, dass die Rheologie für die ersten 200 bis 300 Jahre einen Einfluss hat, langfristig jedoch eine untergeordnete Rolle spielt. Neben der sicherheitstechnischen Einstufung der Resultate können die Ergebnisse ebenfalls als Grundlage für Monitoringkonzepte dienen, zum Beispiel zur Klärung der Frage, 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. Bei einer Verlängerung des Projektes sollen die behandelten Themen Bodenbewegungs- und Abminderungsmodelle weiterentwickelt werden. Dabei werden die Themen Bodenbewegungs-Abminderungsmodelle und Simulationen von Bodenbewegungen weiterhin im Fokus stehen.

Die Ergebnisse aus der Datenanalyse aus Teilprojekt 1 und der Physik-basierten Modellierung aus Teilprojekt 2 sollen im Verlaufe der nächsten Projektphase sukzessive das Verständnis des Einflusses der Geologie auf die relevanten Parameter zur Beschreibung der Bodenbewegungen verbessern. Dies soll unter anderem genutzt werden um das Schweiz-spezifische Bodenbewegungs-Abminderungsmodell (Swiss Stochastic Model) aufzudatieren oder die Methoden zur Bestimmung der Bodenbewegungen in der Tiefe an realen Daten zu testen (zum Beispiel an Bohrlochstationen in der Schweiz oder Japan).

Das bisherige Teilprojekt 3 läuft im Sommer 2022 aus. In Zukunft können mittels der Berücksichtigung der Gasentwicklung realistischere physikalische Modelle entwickelt werden, um die zeitliche und räumliche

Entwicklung des Spannungsfelds und der Verteilung der Seismizität zu berechnen. Die bisherigen Arbeiten sollen bis Ende des Projektes in einer Publikation festgehalten werden.

Mit einem neuen Fokus sollen in den nächsten Jahren im neuen Teilprojekt 3 faktenbasierte und reproduzierbare Prozesse als Entscheidungsgrundlage bei zukünftigen Erdbeben erarbeitet werden. Hierzu werden zunächst grundlegende Arbeiten wie beispielsweise Skaleninvarianz und Stationarität der Seismizität adressiert.

1.3.4 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen

Auftragnehmer: ETH Zürich, Institut für Baustatik und Konstruktion IBK
ENSI-Projektbegleiter: Tadeusz Szczesiak
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Bei der Bestimmung der seismischen Tragfähigkeit der Stahlbetonstrukturen in nuklearen Bauten spielt das Verhalten der vorwiegend auf Schub beanspruchten Stahlbetonwände (Schubwände) eine entscheidende Rolle. Trotz intensiver internationaler Forschungstätigkeit ist es aber immer noch nicht möglich, das komplexe Last-Verformungs-Verhalten dieser Wände unter zyklischer Belastung im inelastischen Bereich zuverlässig vorherzusagen.

Ziel des im November 2021 gestarteten und auf drei Jahre angelegten Projekts ist die Entwicklung eines konsistenten mechanischen Materialmodells für Stahlbetonschalen unter zyklischer Belastung. Dieses Modell soll anschliessend in ein mit nichtlinearer Finite-Elemente-Analyse (FEA) arbeitendes Programm implementiert werden. Das FEA-Programm soll für die numerischen Simulationen des Verhaltens der nuklearen Bauten bei schweren Erdbeben verwendet werden können. Von besonderem Interesse ist das Verhalten von gedrungene Schubwänden unter zyklischer Belastung, da die Schubwände in der Regel zur Abtragung der Horizontalkräfte in Nuklearbauten dienen.

Die Qualität des neuen Programms wird vor allem durch den Vergleich der Resultate der Simulationen mit den Werten überprüft, die in repräsentativen Versuchen ermittelt wurden. Weitere wichtige Aspekte sind die Rechenleistung und die Anzahl der in den Modellen verwendeten Parameter. Es ist wünschenswert, eine möglichst kleine Anzahl von Parametern zu verwenden, die mit physikalischen Materialeigenschaften übereinstimmen und bei der Strukturplanung oder -bewertung zuverlässig bestimmt werden können. Aus diesem Grund werden im neuen Materialmodell im Gegensatz zu bestehenden Softwareprogrammen hauptsächlich Standard-Materialeigenschaften als Eingabe verwendet, und die FEA basiert auf konsistenten mechanischen Modellen. Diese Modelle wurden an der ETH Zürich unter der Leitung von Prof. P. Marti und seinem Nachfolger Prof. W. Kaufmann entwickelt, erweitert und validiert, bisher aber nur für unidirektionale, also monoton steigende Beanspruchungen. Sie bilden dennoch eine solide Grundlage für die im Projekt geplanten Arbeiten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Startsituation für das Projekt fand erst im November 2021 statt. In diesem frühen Stadium des Projekts wurden noch keine Ergebnisse erwartet.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Bei der Bestimmung der seismischen Grenztragfähigkeit der nuklearen Bauten und insbesondere der bestehenden Anlagen spielt das nichtlineare Verhalten des Stahlbetons eine entscheidende Rolle. Mit dem neuen nichtlinearen Materialmodell wird das ENSI in der Lage sein, die in Kernkraftwerken weit verbreiteten gedruckten Stahlbetonwände realistischer in den Berechnungsmodellen zu berücksichtigen. Die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der im Rahmen der Aufsichtstätigkeit durchgeführten unabhängigen Berechnungen wird dadurch stark verbessert.

Die in diesem Projekt behandelten Themen sind nicht nur weltweit für den Nuklearbereich, sondern auch für das allgemeine Erdbeben-Ingenieurwesen relevant. Das ENSI wird dank der gewonnenen Erkenntnisse weiterhin relevant zu den Diskussionen im Rahmen von internationalen Aktivitäten beitragen können, insbesondere in den Arbeitsgruppen der Nuclear Energy Agency.

Ausblick

Das Projekt ist in fünf Arbeitspakete gegliedert. Das erste Arbeitspaket, das bis Ende 2022 abgeschlossen werden soll, beinhaltet die Erweiterung von bestehenden konsistenten mechanischen Materialmodellen von unidirektionaler auf zyklische Beanspruchung durch die Einarbeitung neuer theoretischer Erkenntnisse über Verbundabbau, Rissverzahnung und unterbewehrte Elemente. Die Stoffgesetze für Bewehrungsstahl werden kritisch überprüft, ausserdem werden die Druckmodelle für Beton überprüft und überarbeitet. Anschliessend werden die Algorithmen für das neue Materialmodell in Python programmiert, getestet und optimiert, insbesondere im Hinblick auf die Rechenleistung. Schliesslich werden die Algorithmen an Versuchen validiert, die an Stahlbetonbauteilen unter zyklischen Belastungen durchgeführt wurden.

1.3.5 NEA SOCRAT Benchmark – Seismische Simulation eines Brückenkrans auf einem Rütteltisch

Projektorganisation: Nuclear Energy Agency der OECD (OECD-NEA)

Auftragnehmer: Basler & Hofmann AG,

Ingenieure, Planer und Berater

(Zürich), Stangenberg und Partner

Ingenieur-GmbH (Bochum, Deutschland)

und Principia Ingenieros Consultores

(Madrid, Spanien)

ENSI-Projektbegleiter:

Christian Schneeberger

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das 2020 gestartete Projekt SOCRAT (Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking

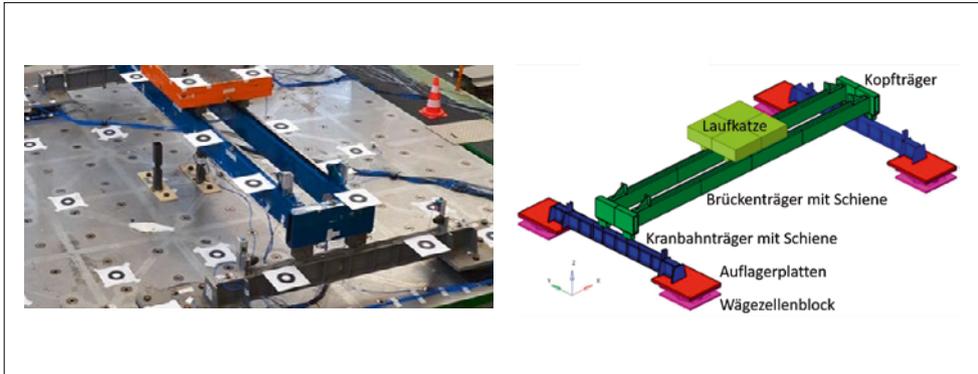


Abbildung 13:
SOCRAT, Brücken-
krankenmodell auf
Rütteltisch (links)
und CAD-Modell
(rechts). Quelle:
Géodynamique &
Structure

Table) ist ein internationales Forschungsprogramm, das von der OECD-NEA in Zusammenarbeit mit IRSN (Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire) und EDF (Electricité de France) organisiert wird. Das seismische Verhalten von Brückenkränen ist aufgrund ihres hohen Gefährdungspotentials bei der Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken von Bedeutung. Krane müssen so ausgelegt sein, dass von ihnen unter Erdbebeneinwirkung keine Gefährdung für sicherheitsrelevante Anlagenteile ausgehen kann. Die Modellierung des mechanischen Verhaltens von Brückenkränen unter seismischer Belastung ist eine herausfordernde wissenschaftliche und technische Aufgabe. Denn die Berücksichtigung von durch Energiedissipation gekennzeichneten Vorgängen wie Reibung und Stößen zwischen Rädern und Schienen ist bei der Analyse ihrer nichtlinearen dynamischen Reaktion von Bedeutung. Mit dem SOCRAT-Benchmark wird die Zielsetzung verfolgt, die am besten geeigneten Modellierungspraktiken für Brückenkrane zu ermitteln sowie die relevanten Versagenskriterien solcher Anlagen zu identifizieren. Hierzu sollen rechnerische Simulationen eines im Jahr 2015 auf dem Rütteltisch der CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) getesteten Modells eines Brückenkrans durchgeführt werden, also ein sogenannter Benchmark. Die in Abbildung 13 gezeigte Teststruktur auf dem CEA-Rütteltisch ist ein vereinfachtes Modell eines 22,5m langen Brückenkrans im Massstab 1:5, welches aus den ebenfalls in Abbildung 13 bezeichneten Bauteilen besteht. Neben den Wägezellen ist das Modell mit Beschleuni-

gungssensoren und Wegaufnehmern ausgestattet.

Das ENSI nimmt zusammen mit drei Teams bestehend aus den Bauexperten von Basler & Hofmann (B&H), Stangenberg und Partner (SPI) und Principia Ingenieros Consultores (Principia) an dem Benchmarkprojekt teil. Insgesamt beteiligen sich 22 Teams aus acht Ländern (Belgien, Deutschland, Frankreich, Indien, Russland, Schweden, Schweiz, Spanien) daran. Von den Ländern Indien und Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden vertreten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der ersten Phase wurden numerische Simulationen zur Charakterisierung und Kalibrierung der Modellannahmen durchgeführt und in der zweiten Phase blinde nichtlineare numerische Simulationen des Modells unter hochintensiven seismischen Belastungen.

Die Phase 1 des Benchmarks wurde bereits im Oktober 2020 begonnen. Sie umfasst Aufgaben zur modalen Kalibrierung des Brückenkrankenmodells und einiger seiner Komponenten sowie zusätzliche Aufgaben mit Zeitverlaufsberechnungen zur Kalibrierung der Reibungskoeffizienten, Dämpfungsgrade und lokalen Schockparameter sowie zu einer Kalibrierung bei einer hohen seismischen Intensität. Phase 2 begann im Juni 2021 und umfasst Aufgaben mit blinden nichtlinearen Berechnungen unter hochintensiven seismischen Belastungen. Abgesehen von den unterschiedlichen Eingangssignalen für die seismische

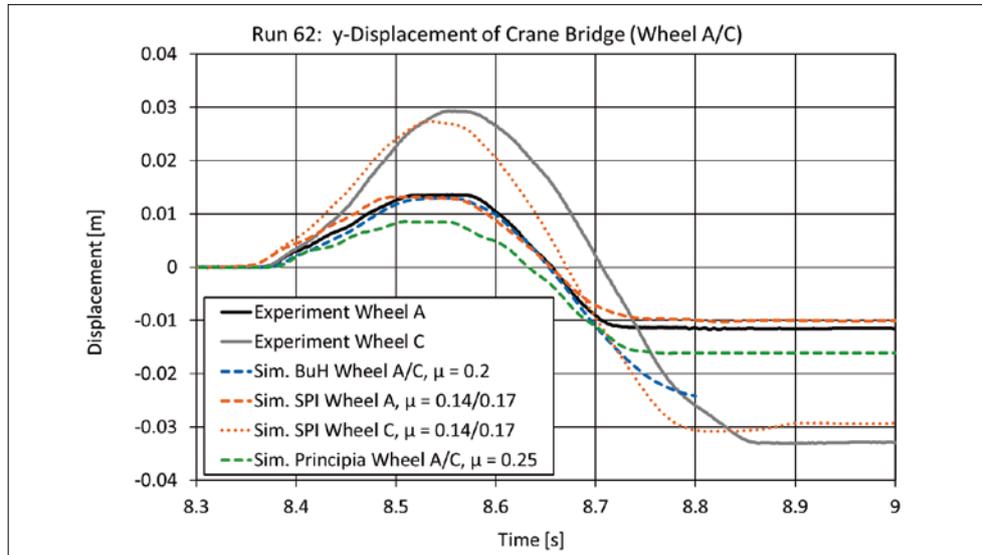


Abbildung 14:
SOCRAT, Aufgabe 5,
Lauf 62, Relativver-
schiebungen der
Kopfträger der
Kranbrücke. Quelle:
B&H, SPI, Principia

Anregung unterscheiden sich die Aufgaben in der Position der Laufkatze und der Kranbrücke (zentriert oder dezentriert) sowie der Möglichkeit, dass die Räder von Laufkatze und Kranbrücke auf den Schienen teilweise rollen können oder nicht (gemischte oder Gleitkonfiguration).

Die ersten Aufgaben beziehen sich auf die Kalibrierung der Finite-Elemente-Modelle des Wägezellenblocks, des Kranbahnträgers und des gesamten Brückenkrans hinsichtlich ihres Eigenschwingverhaltens. Die ENSI-Teams haben mit unterschiedlichen FE-Modellen, die mit den Programmen SOFISTiK (SPI), LS-DYNA (B&H) und Abaqus (Principia) berechnet wurden, in gleicher Qualität mit den Versuchsergebnissen übereinstimmende erste Eigenfrequenzen erhalten. Daraus konnte geschlossen werden, dass alle FE-Modelle das linearelastische Verhalten des Brückenkrans unter der Annahme, dass seine Bestandteile fest miteinander verbunden sind, gut wiedergeben.

Bei der Kalibrierung der Reibungskoeffizienten zwischen Rädern und Schienen war das nichtlineare Verhalten des Brückenkrans zu berücksichtigen. Zwischen den Rädern der Laufkatze und den Schienen der Brückenträger sowie zwischen den Rädern der Kranbrücke und den Schienen der Kranbahnträger treten Reibungskräfte auf. Dieses Verhalten hängt davon ab, ob die Räder rollen können oder blockiert sind und daher nur auf

den Schienen gleiten können. Aufgrund der Spalte zwischen den Rädern und den Schienen ist neben der Schienenlängsrichtung auch ein Gleiten in Querrichtung möglich. Da diese Spalte nur wenige Millimeter messen, können die Spurkränze der Räder zudem gegen die Schienen stossen. Diese nichtlinearen Aspekte des Rad-Schiene-Kontakts wurden in den einzelnen FE-Modellen auf unterschiedliche Weise berücksichtigt. Neben Feder-Dämpfer-Systemen kamen Verbindungselemente in Form einer Langlochbuchse bis hin zu einer diskreten Modellierung der Radnabe mit Definition von Kontaktflächen zum Einsatz.

Die verschiedenen Zeitverlaufsberechnungen haben gezeigt, dass eine zeitaufwändige iterative Anpassung der Reibungskoeffizienten der acht Räder erforderlich ist, um im Einzelfall eine gute Annäherung der berechneten Relativverschiebungen der Laufkatze und der Kranbrücke an die im Versuch gemessenen Werte zu erzielen. Zumindest ist eine Unterscheidung zwischen den Rädern der Laufkatze und der Kranbrücke zu treffen. Als für diese Feststellung repräsentatives Ergebnis sind in Abbildung 14 die berechneten und gemessenen Zeitverläufe der Relativverschiebungen der beiden Enden der Kranbrücke im Lauf 62 dargestellt, in dem eine Impulsbelastung in Richtung der Kranbahn auf die Kranbrücke einwirkt. Obwohl Laufkatze und Kranbrücke zentrisch positioniert

und alle Räder blockiert sind, so dass sie nur gleiten können, deuten asymmetrische Verschiebungen des linken und rechten Kopfträgers darauf hin, dass sich die Kranbrücke um die Hochachse dreht. Reibungskoeffizienten für die Räder der Kopfträger zwischen $\mu = 0,14$ und $\mu = 0,17$ führen nach der SPI-Berechnung zur besten Übereinstimmung zwischen den berechneten und gemessenen Werten. B&H und Principia verwenden $\mu = 0,2$ bzw. $\mu = 0,25$ für die Reibung der Räder der Kranbrücke auf den Kranbahnen.

Als Schlussfolgerung aus den parametrischen Analysen in der Phase 1 ist festzustellen, dass es sich als nicht möglich erwies, einen einzigen Satz von Reibungskoeffizienten zu finden, der zu einer umfassend guten Übereinstimmung zwischen numerischer Simulation und Test für alle untersuchten Konfigurationen und seismischen Anregungen führt. Für die ohne Kenntnis der Versuchsergebnisse zu bearbeitende Phase 2 des Benchmarks waren somit Reibungskoeffizienten anzunehmen, die in der Kalibrierungsphase insgesamt zu den besten Übereinstimmungen geführt haben. Davon ausgehend verwendete SPI unterschiedliche Reibungskoeffizienten für beide Seiten der Laufkatze ($\mu = 0,26 / 0,3$) und der Kranbrücke ($\mu = 0,16 / 0,24$). Sowohl B&H als auch Principia wählten für die Räder der Laufkatze $\mu = 0,3$. Für die Räder der Kranbrücke auf der Kranbahnschiene wurden von B&H und Principia unterschiedliche Annahmen getroffen. Hier wählte B&H $\mu = 0,2$ und Principia $\mu = 0,25$. Die Ergebnisse der blinden Vorausberechnungen in Phase 2 des Benchmarks wurden dem Organisationskomitee bis Ende 2021 eingereicht.

In regelmässigen Projektmeetings tauschten die ENSI-Teams die Ergebnisse ihrer Berechnungen aus und diskutierten ihre Erkenntnisse. Am 6. Mai 2021 fand ein vom Organisationskomitee veranstalteter Online-Workshop statt, bei dem die einzelnen Teams über verschiedene Aspekte ihrer Berechnungen berichteten.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme des ENSI am Benchmark-Projekt SOCRAT führt zu einer wertvollen Erweiterung der praktischen Erfahrung bei der numerischen Simulation von Brückenkranen unter Erdbebenbelastung. Damit sichert das ENSI seine Kompetenz bei der Bewertung der Tragsicherheit solcher Anlagen. Die Präsentation der Erkenntnisse aus diesem Projekt an internationalen Konferenzen bietet die Möglichkeit zum regelmässigen Austausch mit Experten und atomrechtlichen Aufsichtsbehörden anderer Länder und leistet damit einen wesentlichen Beitrag zur Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen.

Ausblick

Es ist geplant, im März 2022 in Paris einen Workshop durchzuführen. Die drei Teams vom ENSI werden an diesem Workshop die Ergebnisse der blinden numerischen Simulationen vorstellen. An dem Workshop werden dann auch die Versuchsergebnisse zu der Phase 2 vorgestellt. Der Vergleich der Versuchsergebnisse mit den numerischen Simulationen wird mit Spannung erwartet. Der Einfluss der komplexen Definitionen der Kontaktbedingungen zwischen Rädern und Schienen auf die Vorhersagefähigkeit der Modelle wird dann erkennbar sein.

1.4 Menschliche Faktoren

Der Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung steht im Mittelpunkt dieses Forschungsbereichs. Die Zuverlässigkeit des Operateurerhaltens 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 Fehlerwahrscheinlichkeiten für Handlungen zu bestimmen, die während eines Störfalls gefordert sind, aber nicht gemäss der für sie definierten Erfolgskriterien durchgeführt werden. Diese Nichtdurchführung wird als Error of Omission (EOO) bezeichnet. Für die EOO-HRA gibt es eine Reihe etablierter Verfahren. Hingegen fehlt ein etabliertes Verfahren für die EOC-HRA, das heisst zur systematischen Identifizierung und Quantifizierung von ungeplanten menschlichen Handlungen, welche den Verlauf eines Störfalls 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 der Richtlinie ENSI-A05 zu Umfang und Qualität einer PSA vom Jahr 2018 wurde die Methode deshalb zur EOC-Identifizierung als geeignet bezeichnet. 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 als eine akzeptable Methode genannt werden kann.

■ **Simulator-HRA-Daten:** 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.

■ **Bewertung von EOO-HRA-Methoden:** Es soll der aktuelle Stand der Entwicklung und Verwendung von HRA-Methoden 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 2021 erfolgten entsprechend einer notwendigerweise leicht angepassten Planungsvorgabe. Die Projektziele und deren Umsetzung sind nachfolgend zusammengefasst.

HRA-Anleitung für EOC

Ziel war die Ausarbeitung eines modellhaften Rahmens für die Anleitung zur Bestimmung von EOC-Wahrscheinlichkeiten. Der hierzu erstellte Rahmen besteht aus acht Faktoren, welche die EOC-Wahrscheinlichkeit beeinflussen. Jeder dieser Einflussfaktoren umfasst diskrete Einstufungen (Grade des Vorliegens) in Form verbaler Charakterisierungen (zum Beispiel: mittelhohe Schwierigkeit für das Erkennen einer auf einen EOC hinauslaufende Handlungsweise aufgrund der vorliegenden Informationen), welche den Anwender unterstützen, eine Einstufung vorzunehmen. Aus der Gesamtheit der Einstufungen generiert das Modell, welches mittels EOC-Ereignissen aus der Betriebserfahrung hergeleitet wurde, eine Verteilung der zu erwartenden EOC-Wahrscheinlichkeit. Auswertungen neuerer Ereignisse aus der nuklearen Betriebserfahrung, welche den Einfluss der in dem Modell verwendeten

Faktoren aufzeigen, wurden im Berichtsjahr publiziert.

Simulator-HRA-Daten

Ziel war die Spezifizierung eines gesamt-haften Leistungsindikators, der mittels Beobachtungen simulierter Störfälle bestimmbar ist und Rückschlüsse auf Fehlerwahrscheinlichkeiten von in der PSA abgebildeten Handlungen zulässt. Zu diesem Zweck wurde eine Skala entwickelt, welche sowohl die Erfüllung als auch die Nichterfüllung des Erfolgskriteriums der Handlung in drei verfeinerte Stufen unterteilt. Jede dieser Stufen ist ein Indikator dafür, inwieweit das Erfolgskriterium deutlich oder weniger deutlich erreicht bzw. verfehlt wurde. Dieser Indikator wird noch mit einer arbeitswissenschaftlichen Bewertung des Verhaltens (beispielsweise zum Verständnis der Störfallsituation) kombiniert, um den gesamt-haften Leistungsindikator auf einer sechsstufigen Skala zu erhalten. Entsprechende Zuordnungsregeln wurden erarbeitet.

Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten

Ziel war die Auswertung der Fachliteratur zu Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten hinsichtlich Anforderungen an die Modellierung und verwendeter Methoden bei der Modellierung. Die diesbezüglichen Arbeiten sind in Verzug geraten, weil das PSI im Berichtsjahr das ENSI bei einer sehr umfangreichen Aufsichtstätigkeit unterstützte.

Bewertung von EOO-HRA-Methoden

Ziel war die Bewertung einer grossen Anzahl von EOO-HRA-Methoden in einer ersten Prüfstufe, um eine kleinere Anzahl von EOO-HRA-Methoden für weitergehende Prüfungen (zweite Prüfstufe) zu identifizieren. Die in der ersten Prüfstufe verwendeten Kriterien (empirische Basis; Einbeziehung von Entscheidungsfehlern; Umfang der Einflussfaktoren; Nutzbarkeit; Anwendungsbreite in der PSA; Anwendungsreife) wurden festgelegt und davon ausgehend fünf Methoden für die zweite Prüfstufe identifiziert. Diese fünf Methoden sind: EPRI method (Cause-Based Decision Trees CDBT) – Human Cognitive Reliability HCR); HuRECA; IDHEAS-At

Power; NARA; SPAR-H. Die zweite Prüfstufe (geplant für das Jahr 2022) soll vertiefende Kriterien umfassen wie die empirische Validität sowie erweiterte Kriterien wie die Eigenschaft für durch externe Ereignisse ausgelöste Störfälle.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

EOC werden mangels etablierter Analysemethoden in den Risikomodellen für Kernkraftwerke bislang wenig 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 bereits teilweise erstellte «kochbuchartige» Anleitung für die EOC-HRA ist ein wichtiger Schritt für die Erstellung einer geeigneten technischen Basis für die diesbezügliche Erweiterung der Richtlinie ENSI-A05. Von der erweiterten PSA verspricht sich das ENSI, dass die – im HRA-Ablauf übliche – Identifizierung und Beurteilung von Szenarien mit EOC-Gelegenheiten in Erkenntnisse zur Verbesserung der Sicherheit mündet.

Sowohl die Einbindung von Simulator-Daten als auch die Bewertung neuer HRA-Methoden sind Elemente, die letztendlich zur Qualitätsverbesserung der HRA beitragen können. Dies trägt wiederum dazu bei, dass die Anwendungen der PSA verbessert werden. Die genaue Spezifizierung eines gesamt-haften Leistungsindikators, der mittels Beobachtungen simulierter Störfälle bestimmbar ist, stellt einen Fortschritt dar auf dem Weg, Simulatordaten allenfalls für die HRA systematisch zu verwenden.

Das Vorliegen von Abhängigkeiten zwischen mehreren Fehlerwahrscheinlichkeiten kann zur Unterschätzung der Wahrscheinlichkeit für die Eskalation (Verschlimmerung) eines Störfalls beitragen, wenn mehrere Handlungen zur Abwendung dieser Eskalation vorhanden sind. Die Entwicklung eines datenbasierten Verfahrens zur Einbeziehung derartiger Abhängigkeiten ist daher von Be-

deutung, um (wenn möglich) bisherige Ansätze zu verbessern.

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 2022 umfassen hauptsächlich:

- Zusätzliche Hilfestellungen für Einstufungen der die EOC-Wahrscheinlichkeit beeinflussenden Faktoren (betrifft EOC-HRA);
- Einholung und Einbeziehung von Rückmeldungen der Schweizer Kernkraftwerke zu dem Verfahren für die Nutzung von Simulator-Daten;
- Auswertung der Fachliteratur zu Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten;
- Berichtsentwurf zur Bewertung von EOC-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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter:

Werner Barten, Jiri Dus

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Aufgabe des STARS-Projekts ist die Pflege und Weiterentwicklung von Methoden

und Rechenprogrammen für die Durchführung von deterministischen Sicherheitsanalysen. Diese schliessen das Anlageverhalten vom Normalbetrieb bis zu auslegungsüberschreitenden Störfällen ein und umfassen sowohl Druckwasser- (DWR) als auch Siedewasserreaktoren (SWR). Das Forschungsprojekt legt die Basis für eigene detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Nachdem die amerikanische Aufsichtsbehörde U.S.NRC neue Kriterien für Reaktivitätsstörfälle in Leichtwasserreaktoren veröffentlichte (siehe NUREG 1.236), setzte sich STARS mit den technischen Grundlagen und der Anwendung dieser Kriterien für Schweizer Reaktoren auseinander. Die Kriterien beruhen auf aktuellen Daten und Erkenntnissen, die bisher in den integralen und den für Einzeleffekte angelegten Tests gewonnen wurden. Nicht mehr am Abbrand, sondern am Wasserstoffgehalt in den Hüllrohren korrelierte Kriterien stellen teilweise strengere Grenzwerte im Vergleich zu den in der Schweiz aktuell gültigen dar, was einer konservativen Ableitung zuzuschreiben ist. Die Hochtemperatur- und PCMI-Grenzwerte (pellet cladding mechanical interaction) müssen separat überprüft werden. Um die Margen zu den neuen Kriterien auszuloten, wurde eine Berechnungskette CMSYS/S3K/FALCON von STARS entwickelt und angewandt (siehe Berechnungsbeispiel in Abbildung 15).

Das Modellieren des Brennstabverhaltens bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss of Coolant Accident, LOCA) erfolgt mit dem Brennstabprogramm FALCON gekoppelt an die Eigenentwicklung FRELAX. Dabei finden die speziell entwickelten Modelle für Diffusion und transiente Freisetzung des Spaltgases sowie dessen axiale Verschiebung im Brennstab während eines LOCA Anwendung. Da diese Modelle an kurzen Stabsegmenten in den Tests des Halden-Reaktors gewonnen wurden, muss die Übertragbar-

keit auf die Vollstäbe im Realfall weiter untersucht werden.

Die Wasserstoffaufnahme im Hüllrohr während des Reaktoreinsatzes beeinflusst die Hüllrohrduktilität. Sie weist eine grosse sicherheitstechnische Bedeutung nicht nur für die Beherrschung von Auslegungsstörungen wie Reaktivitätsstörungen (Reactivity-Initiated Accidents, RIA) und LOCA auf, sondern auch für die Lagerung und die Integrität der Brennelemente vor deren Entsorgung. Aus diesem Grund wurden die von der U.S.NRC veröffentlichten Korrelationen der Wasserstoffaufnahme im SWR und DWR analysiert und mit den vorhandenen Messdaten aus in der Schweiz eingesetzten Brennelementen verglichen. Zum Grössteil sind die Korrelationen geeignet, nur für DWR-Duplex-Hüllrohre (mit Aussenbeschichtung) werden eigene materialspezifische Korrelationen empfohlen.

Reaktorkern

Um das Kernverhalten des Reaktors im Kernkraftwerk Gösgen (KKG) mit dem neusten Simulator SIMULATE-5 genauer berechnen zu können, wurden einige Kern- und Brennelementparameter von deren idealisierten Werten so verändert, dass sie näher an den realistischen Werten liegen. Diese wurden entweder aus Messungen oder speziell dafür durchgeführten Berechnungen gewonnen. Es erfolgte eine Anpassung der Kühlmitteleinsatz-Verteilung, die aus den Berechnungen der numerischen Strömungsmechanik (Computational Fluid Dynamics, CFD) des unteren Reaktorplenums abgeleitet wurde. Dies und die Veränderungen der Brennstababstände, die anhand der gemessenen Brennelementverbiegungen abgeschätzt wurden, führten zu wesentlichen Verbesserungen der simulierten Signale im Kern. Andere Anpassungen der thermohydraulischen Grössen hatten keinen grossen Einfluss auf die Ergebnisse.

Das dynamische Reaktorverhalten in der Nähe der Stabilitätsgrenzen eines SWR wurde mit dem Kernsimulator SIMULATE-S3K weiter analysiert. Die berechnete starke Sensitivität von einigen lokalen und globalen Kernparametern zeigt eine Koexistenz

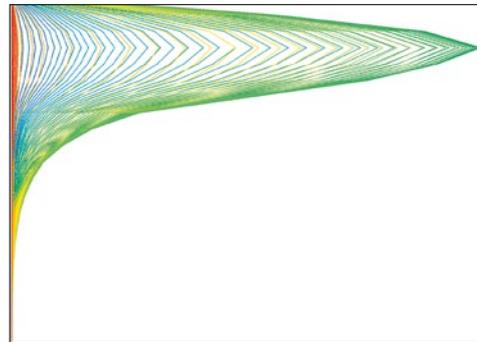


Abbildung 15: Zeitliche Entwicklung der axialen Brennstableistung während eines reaktivitätsinitiierten Störfalls in einem SWR. Charakteristisch für diesen Störfall ist die schnelle Leistungszunahme und -abnahme. Die lokale Leistung des Reaktors gibt das thermo-mechanische Verhalten der Brennstäbe vor.
Quelle: PSI.

von stabilen und instabilen Kernzuständen in eng beieinander liegenden Betriebszuständen. Dieses Phänomen wurde in dieser Art noch nicht beschrieben und bleibt daher auch im weiteren Jahr ein Forschungsthema. Auf dem Gebiet der SWR-Rausch-Analysen wurden einige Fortschritte erzielt und spezifische Simulationsmodule zur Kopplung an das dynamische Simulationssystem S3K entwickelt. Diese sollen gezielt Störungen im System hervorrufen, um die simulierten Signale mit den gemessenen vergleichen zu können und so die Messsignale im komplexen Zusammenspiel besser zu deuten.

Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten

Die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE bleibt eine Schlüsselaktivität im STARS-Projekt. Es wurden verschiedene Analysen zu neuen Experimenten im Projekt NEA RBHT (siehe Kap. 1.5.2) durchgeführt, die zur Quantifizierung der Unsicherheiten bei der Vorhersage des Verhaltens von DWR-Brennelementen bei einem LOCA dienen. Damit wurden die Möglichkeiten des TRACE-Codes untersucht und Limitierungen des Codes identifiziert. Insbesondere werden die maximalen Hüllrohrtemperaturen überschätzt. Mit einer Korrektur-Methode wurde an der Verbesserung der Vorhersagefähigkeit (predictive power) gearbeitet. Die Validierung von TRACE wurde ebenfalls mit gemessenen Daten von integralen Tests aus internationalen Forschungsprogrammen (PKL, LSTF und ATLAS-2), die das Systemverhalten von Druckwasserreaktoren betreffen, fortgesetzt. Die Möglichkeit der verbesserten Modellierung gegenläufiger

Strömung wurde für LOCAs mit verschiedenen geometrischen Modellierungsoptionen (1-D und 3-D) in TRACE weiter untersucht. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE und der damit gekoppelten Codes bei Störfallanalysen.

Mit dem Unterkanalcode COBRA-TF wurden Unterkanalanalysen für verschiedene SWR-Brennelementtypen durchgeführt und die Brennelementmodelle weiterentwickelt. Ausgerichtet auf die Verbesserung der Vorhersagefähigkeit des Codes wurden Methoden des maschinellen Lernens und der Metamodellierung getestet. Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik wurden durch Validierungsrechnungen des Mischungsverhaltens in einem DWR mit den Codes STAR-CCM+ und verstärkt mit OpenFOAM fortgesetzt.

Die Arbeiten zum Verständnis von Thermoschock-Effekten (Pressurized Thermal Shock PTS) in DWR wurden fortgesetzt. Dazu wurde im Rahmen des europäischen APAL-Projektes ein TRACE-Modell der Upper Plenum Test Facility (UPTF), einer Versuchsanlage in Deutschland, weiterentwickelt. Der Einfluss von Operateurhandlungen (human factors) und Unsicherheitsanalysen hinsichtlich der PTS-Auswirkungen stehen bei diesem Projekt im Vordergrund.

Gekoppelte Modellierung

Im KKL TRACE/S3K Modell wurden Arbeiten zur Verfeinerung der Zuordnung der Brennelemente zu thermohydraulischen Kernkanälen fortgesetzt. Hierbei wurde der Einfluss auf das Kernverhalten bei zunehmender Verfeinerung hinsichtlich Anzahl der thermohydraulischen Kernkanäle für ausgewählte Transienten bewertet, insbesondere für eine Generatorlastabwurf-Transiente (Load Rejection with No Bypass, LRNBP).

Für Analysen mit dem Programm COBRA-TF zu kritischen Wärmeströmen wurde erstmalig die Kombination mit fortgeschrittenen Methoden der Datenanalyse (maschinelles Lernen) getestet. Dabei wurden mit S3K berechnete zeitabhängige Kernparameter aus Transientenanalysen verwendet. Die sehr aufwändigen Berechnungen zur Bestimmung des kritischen Wärmestroms

konnten in den betrachteten Fällen mit dem maschinellen Lernen effizienter gehandhabt werden.

Die Kopplung des Programm COBRA-TF mit dem PSI-Programm Tortin, das die Kerngeometrie auf Brennstabebene darstellt, verspricht eine bessere Berechnungsgenauigkeit sowohl bei der Thermohydraulik als auch Neutronenphysik. Somit ermöglicht diese Weiterentwicklung lokale und gekoppelte Effekte realitätsnäher als kommerzielle Programme abzubilden. Dies wurde für DWR- und SWR-Kerngeometrien und jeweils für unterschiedliche Brennelementtypen untersucht. Wie erwartet sind die thermohydraulischen Rückkopplungen bei SWR aufgrund grösserer radialer Kühlmittel-Inhomogenitäten stärker ausgeprägt als bei DWR. Die weitere Kopplung von COBRA-TF an das stabweise Neutronikprogramm nTRACER wurde für die VVER-Geometrie (russischer Anlagentyp) im Rahmen eines internationalen Benchmarks (Vergleichsrechnungen) erfolgreich angewendet.

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).

Aufgrund 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 Kernkraftwer-

ke sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit (Integrität) der Barrieren fundiert beurteilen. Die kontinuierliche Arbeit an den Modellen und die ständige Verbesserung und Validierung der Randbedingungen sieht das ENSI als wichtig an, um im Rahmen der Aufsichtstätigkeit die komplexen Neuanalysen bei Anlage- und Methodenänderungen bewerten zu können.

Ausblick

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Aufgaben zum weiteren sicheren Betrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz bearbeiten zu können. Dazu sind fortgesetzte Qualifizierungen und Validierungen der Methoden durch die Mitarbeit in internationalen Forschungsprogrammen und Expertengruppen unerlässlich. Die Analysen neuer Reaktorauslegungen im Rahmen der Freigabeverfahren zu den jährlichen Brennelementwechseln sollen beibehalten und – wie schon 2021 – sukzessive erweitert werden. Einen weiteren Schwerpunkt bilden nukleare, thermohydraulische und thermomechanische Detailanalysen zum Verhalten von SWR-Brennelementen und die Validierung der dazu verwendeten Rechencodes mit verfügbaren Messdaten aus Testständen. Das PSI wird im kommenden Jahr die Validierung von TRACE mit gemessenen Daten von integralen Tests und spezifischen Messungen aus internationalen Programmen fortsetzen. Die vertieften Untersuchungen mit Vergleichsrechnungen zu den vorliegenden neuen Experimenten zum Verhalten eines DWR-Brennelements nach einem Kühlmittelverlust-Störfall im Rahmen des Benchmarks werden weitgehend abgeschlossen (siehe Projekt NEA RBHT, Kap. 1.5.2). Darauf aufbauend werden die gewonnenen Erkenntnisse zum TRACE-Code vertieft untersucht. Die Arbeiten zu möglichen CFD-Anwendungen werden mit OpenFOAM konsequent fortgesetzt. Die fortgeschrittenen Methoden (globale Sensitivitätsanalysen, Meta-Modellierung, ma-

schinelles Lernen und Korrekturmethode) zur Quantifizierung der Unsicherheit werden bei der gekoppelten Modellierung weiter angewandt und verfeinert.

Der Einsatz des neuen Kernsimulators SIMULATE-5 für die Analysen der Kernbeladungen in den Schweizer Reaktoren soll vorangetrieben werden. Ebenfalls sollen die Untersuchungen der lokalen Einflussgrößen auf den Betrieb eines SWR weiter detailliert untersucht werden, um die Sicherheit beim Brennelementeinsatz weiterhin garantieren zu können. Als Schwerpunkte bleiben die Studien zur Anwendung der neuen Kriterien der U.S.NRC für Reaktivitätsstörfälle und gegebenenfalls der Kühlmittelverlust-Störfälle. Die neuerdings gewonnenen Messdaten bei den Stabilitätstests des KKL sollen analytisch untersucht werden, um eine vom Betreiber unabhängige Analyse des Reaktorverhaltens zu erhalten.

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.

Im Rahmen des auf drei Jahre angelegten Forschungsprojekts werden 16 Experimente an einem Versuchsstand der Pennsylvania State University (PSU), der Rod Bundle Heat Transfer-Testanlage (RBHT), durchgeführt (Abbildung 16). Der zentrale Teil der Apparatur besteht aus einer elektrisch auf

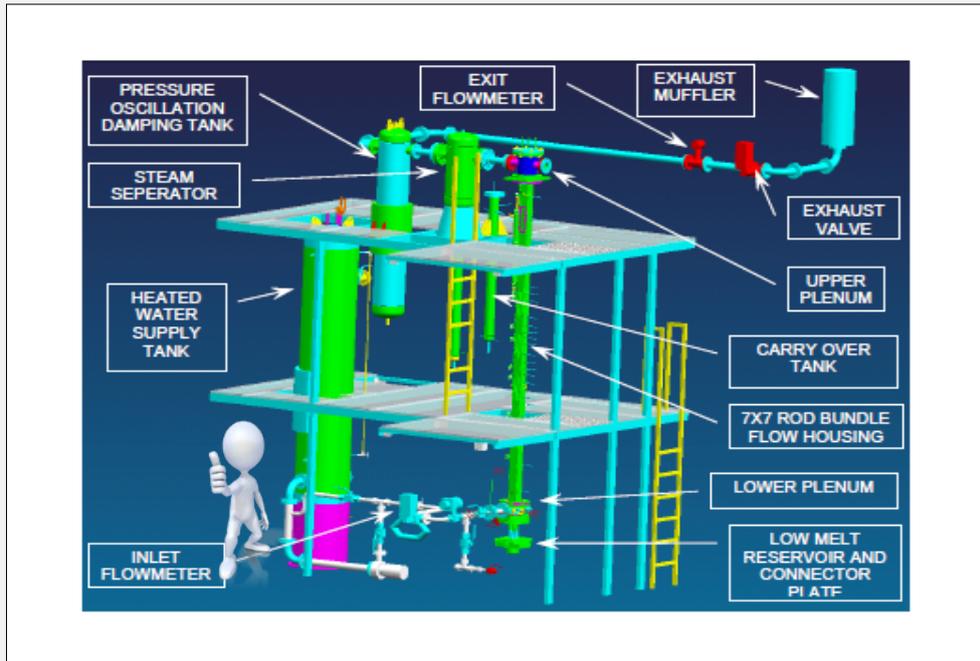


Abbildung 16: Der hier schematisch dargestellte RBHT-Messtand mit dem analysierten Brennelement (im Zentrum, grün) und der aufwendigen, kontrollierten Thermohydraulik erstreckt sich über drei Stockwerke. Quelle: Pennsylvania State University

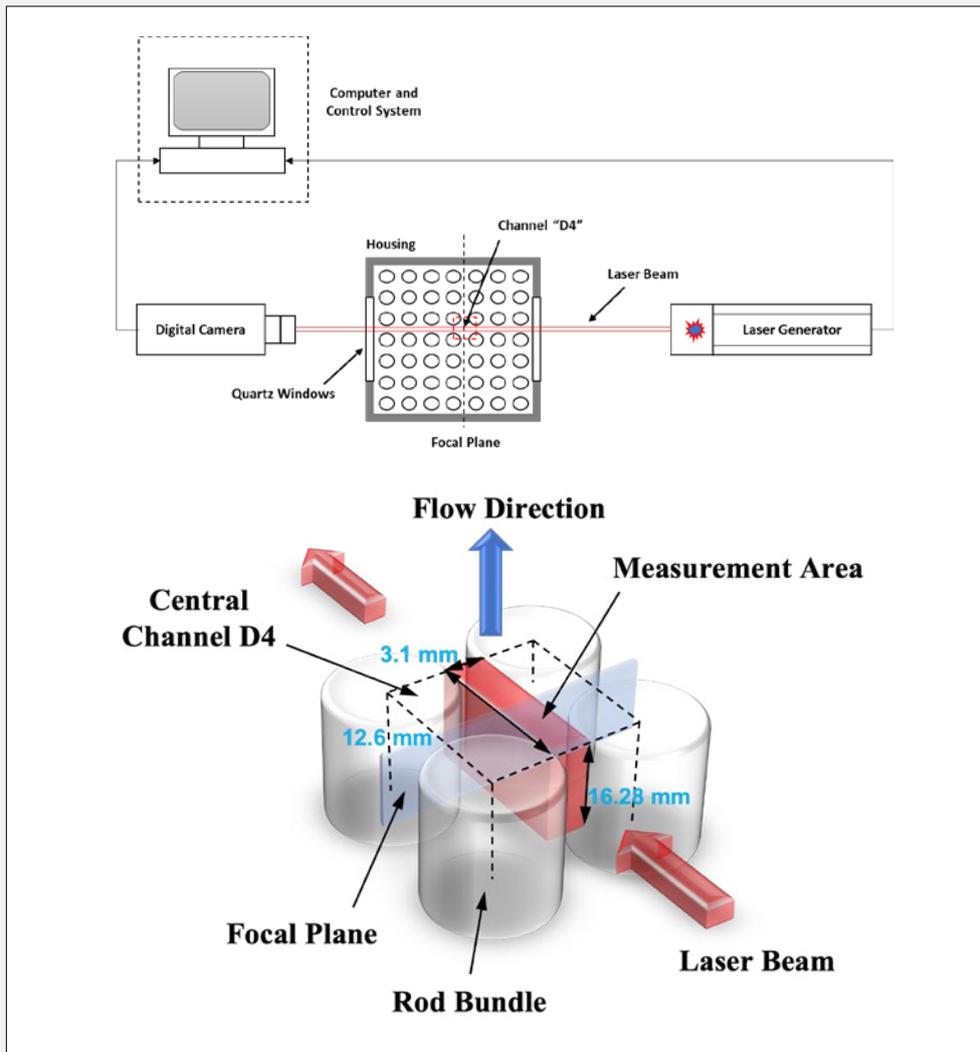


Abbildung 17: Im Bildteil oben ist Messtechnik zur Tropfenzählung mittels Digitalkamera und Lasertechnik schematisch dargestellt. Das für die Tropfenzählung verfügbare Volumen zwischen den Brennstäben (Measurement Area, rot dargestellt) wird im Bildteil unten stärker aufgelöst gezeigt. Quelle: Pennsylvania State University

bis zu 1200°C aufheizbaren Brennelementstruktur. Die Anlage ist mit umfangreicher Messtechnik aufwändig instrumentiert: Thermoelemente, Lasersystem und Infrarotkameras zur Tröpfchenzählung (Abbildung 17) und Drucksensoren an den Abstandhaltern. Das Zeitverhalten von Einlassströmung und Wiederauffüllen kann detailliert kontrolliert werden. Auf der Basis sollen thermohydraulische Systemcodes und Unterkanalcodes 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). Sie haben die Möglichkeit, ihre Codes anhand der Datensätze zu validieren, darunter aus der Schweiz das ENSI und das Paul Scherrer Institut (PSI) mit der STARS-Projektgruppe. Das Projekt wurde in der zweiten Jahreshälfte 2019 gestartet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahre 2020 waren elf Experimente mit variierenden Heizleistungen, Flutungsraten und Eintrittsunterkühlungen durchgeführt worden. Zu diesen haben die Teilnehmer anhand der zur Verfügung gestellten Datensätze mit verschiedenen Systemcodes sowie einem Unterkanalcode ihre Validierungsrechnungen vervollständigt oder erweitert (sogenannter «offener» Benchmark). Mit den Experimenten und den Berechnungen wurde der Fall von geringen und von starken Flutungsraten (Wiederauffüllen, reflood) und der Einfluss sich zeitlich ändernder Heizleistung und Flutungsraten untersucht. Von den Teilnehmern wurden 7 verschiedene Systemcodes, darunter von 5 Organisationen TRACE und von 2 Organisationen RELAP5 sowie der Unterkanalcode COBRA-TF ohne radiale Kanalunterteilung verwendet. Mit den im «offenen» Benchmark kalibrierten Modellen haben die Teilnehmer weitere fünf Vorhersagerechnungen durchführen

können, für die nur die Randbedingungen übergeben wurden (sogenannter «blinder» Benchmark). Die Teilnehmer haben dann ihre Ergebnisse einschliesslich ausgewählter Unsicherheitsanalysen an einem Workshop vorstellen können, ohne die weiteren Messergebnisse (wie Brennstabtemperaturen, Bündelmassenstrom, Dampfgeschwindigkeit) zu kennen. Unter anderem hat das PSI im Projekt STARS (siehe Kap. 1.5.1) verschiedene Analysen mit dem Systemcode TRACE sowie Unsicherheitsanalysen durchgeführt und Limitierungen des Codes identifiziert. Mit dem Ziel der Verbesserung der Vorhersagefähigkeit hat die Gruppe STARS mit fortgeschrittenen Methoden (Meta-Modell) gearbeitet.

Die Messergebnisse zu den parallel an der Penn State University durchgeführten Experimenten wurden im vierten Quartal 2021 dann den Teilnehmern für Nachtestbewertungen und -analysen präsentiert und zur Verfügung gestellt.

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 Jahr 2022 soll die aktuelle dreijährige Projektphase abgeschlossen werden. Im ersten Quartal 2021 sollen dazu die Benchmark-Berechnungen zu den elf «offenen» Tests dokumentiert werden. Die «blinden» Benchmark-Berechnungen werden an einem Workshop im zweiten Quartal 2022 mit den nicht vor-

her bekannten Messergebnissen der fünf Tests verglichen. Eine Dokumentation der verwendeten Methoden zur Quantisierung der Unsicherheiten (UQ) ist ebenfalls vorgesehen. Die Organisatoren sehen vor, an dem Workshop ein neues zukünftiges, ebenfalls mit dem RBHT-Messtand verbundenes Projekt vorzuschlagen.

1.5.3 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 Schutzziel-einhaltung. Beim Mitte-Loop-Betrieb ist nicht nur die Kühlmittelmenge reduziert, sondern es werden auch Automatismen der Notkühlssysteme ganz oder teilweise ausser Betrieb gesetzt. Dies ist notwendig, um den Reaktordruckbehälter-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 wird im Rahmen dieses Forschungsprojekts mithilfe der sogenannten integralen deterministischen probabilistischen Sicherheitsanalyse (IDPSA) untersucht. Eine solche Analyse, die deterministische mit probabilistischen Untersuchungen kombiniert, hat sich in den letzten Jahren zu einem Forschungsschwerpunkt entwickelt. Die von der GRS verwendete Methode MCDET (Monte Carlo Dynamic Event Tree) zur Durchführung einer IDPSA ist eine Kom-

bination aus Monte-Carlo-Simulation und der dynamischen Ereignisbaummethode. Mit ihr kann der Einfluss von Unsicherheiten (aleatorische und epistemische) auf das Verhalten dynamischer Systeme analysiert und quantifiziert werden. 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 (Abbildung 18).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt konzentriert sich auf das Unfallszenario «Ausfall der Nachwärmeabfuhr während Mitte-Loop-Betrieb durch Fehl-anregung des Reaktorschutzes» bei einem generischen Druckwasserreaktor. Als Vorbereitung für die Durchführung der IDPSA mit MCDET wurden für das gewählte Unfallszenario Analysen mit dem Systemcode ATHLET durchgeführt, um das Systemverhalten und die Umsetzbarkeit entsprechender Vorgaben des Betriebshandbuchs zu überprüfen. Für die Analysen wurden unterschiedliche Endzustände berücksichtigt, darunter der sichere Zustand, der Kernschaden sowie ein Szenario, das alle zur Beherrschung erforderlichen Operateurmassnahmen beinhaltet. Für das Erreichen dieser Endzustände notwendige Systemeingriffe und Handmassnahmen wurden in maschinenlesbarer Form protokolliert und gehen im weiteren Verlauf in die MCDET-Analysen ein. Erste Ergebnisse zeigen, dass das überarbeitete thermohydraulische Modell in der Lage ist, alle notwendigen Endzustände zu simulieren.

Das Verhalten der Operateure in Reaktion auf das Systemverhalten und in Interaktion mit der Anlage wird in Form eines Handlungsmodells dargestellt, welches im Zuge der Arbeiten entwickelt wurde. Es besteht aus 22 Bedienaktionen, die weiter in einfachere Teilaktivitäten gegliedert sind. Jeder Aktivität sind eine menschliche Fehlerwahrscheinlichkeit sowie ein Zeitraum für ihre Ausführung zugeordnet. Zudem

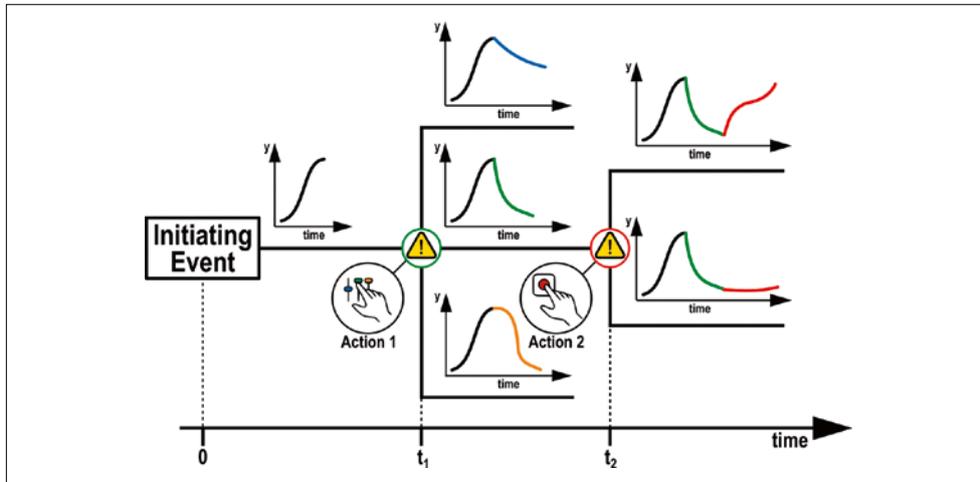


Abbildung 18:
Schematische
Darstellung des
Einflusses
menschlicher
Handlungen auf die
Entwicklung eines
dynamischen
Ereignisbaums.
Quelle: GRS

werden Ausfallwahrscheinlichkeiten und Verfügbarkeiten von für die Unfallbeherrschung kritischen Systemen oder Komponenten bei Fehlschlägen von Bedienhandlungen in die Analyse einbezogen. Unter Anwendung des Crew-Moduls von MCDET werden Wahrscheinlichkeiten sowie Zeitverteilungen möglicher Handlungsabläufe innerhalb des Handlungsmodells abgeleitet. Diese gehen ebenfalls in die anschließende MCDET/ATHLET-Analyse ein. Als Resultat zufälliger Ausfälle und zeitabhängiger Einflüsse ist so die deterministische Analyse einer Vielzahl von Ereignisabläufe und Endzustände mit unterschiedlichen Eintrittswahrscheinlichkeiten möglich.

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 Nachwärmeabfuhr während des Nichtleistungsbetriebs eine Stellungnahme erarbeitet. Weiterhin erlangt im Zuge der revidierten Richtlinie ENSI-A01 die Analyse von Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb eine grössere Bedeutung. Speziell bei Störfällen im Mitte-Loop-Betrieb kommt den durchzuführenden Operateurhandlungen und der Verfügbar-

keit von einzelnen Sicherheitssystemen (Unverfügbarkeit aufgrund der Zulässigkeit der Ausserbetriebnahme gemäss technischer Spezifikation) eine grosse Bedeutung zu. Zudem bestehen Unsicherheiten hinsichtlich der notwendigen Operateurhandlungen. Daher 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.

Ausblick

Im Jahr 2022 sollen die Crew-Modul-Berechnungen durchgeführt werden. Basierend auf diesen Ergebnissen und den Automatisierungsprotokollen für die Handmassnahmen in den deterministischen Simulationen werden die MCDET-Eingaben finalisiert und IDPSA-Simulationen durchgeführt.

Die MCDET-Analysen werden unter anderem Aufschluss geben über den Einfluss menschlichen Handelns auf:

- die Kühlmittelmenge, die in das Containment freigesetzt wird,
- den Zeitpunkt dieser Freisetzung,
- den Zeitpunkt des Überdruckversagens des Primärkreises,
- den Beginn der Kernfreilegung und -schädigung,
- die zugehörigen Wahrscheinlichkeitsverteilungen.

1.5.4 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Yann Stempfel
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation von schweren Unfällen in Leichtwasserreaktoren. Es bildet Unfallverläufe vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung ab. Das Programm wurde von den Sandia National Laboratories (SNL) für die amerikanische Aufsichtsbehörde U.S.NRC entwickelt und wird laufend den aktuellen Erkenntnissen der Unfallforschung angepasst.

Ein bedeutendes Phänomen bei schweren Unfällen ist die Oxidation der Brennstoff-Hüllrohre bei Luftzufuhr, wenn die Brennstäbe bei ungenügender Kühlung trockenfallen. Lufteinbruch kann die Zerstörung des Kerns beschleunigen und die Freisetzung von Spaltprodukten erhöhen. Der Aufheiz- und Oxidationsprozess soll mit MELCOR realistisch berechnet werden können. Ein Vorgängerprojekt zur Untersuchung der Phänomene startete Mitte 2013 und dauerte bis Mitte 2017. Hierbei wurden Oxidationsexperimente, in welchen Hüllrohrproben unter verschiedenen Temperaturen und Sauerstoff/Stickstoff-Verhältnissen oxidiert wurden, am Karlsruher Institut für Technologie (KIT) durchgeführt. Im Laufe des Vorgängerprojektes wurde der Oxidationsprozess besser verstanden, sodass nun von den folgenden drei Reaktionsphasen ausgegangen wird: Oxidations-, Nitrierungs- und Reoxidationsphase.

Um die Mechanismen der Reoxidation genauer zu analysieren und in einem Modell zu berücksichtigen, wurde ein Nachfolgeprojekt gestartet, welches Mitte 2021 abgeschlossen wurde.

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. Diese ist von Bedeutung, da die Reaktionsraten stark temperaturabhängig sind.

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

Im Berichtsjahr wurde die Integration des Modells in MELCOR 1.8.6 abgeschlossen. Dabei wurde insbesondere der Quell-Code vom entwickelten Oxidations-Modell dokumentiert, sodass er von den MELCOR-Entwicklern der SNL übernommen werden kann. Um das MELCOR-Modell für Temperaturen höher als 1100 °C zu validieren, wurden die Resultate mit denjenigen von Experimenten verglichen. Dabei zeigte sich eine gute Übereinstimmung. Abbildung 19 verdeutlicht dies anhand eines Vergleiches der berechneten mit der gemessenen Massenzunahme durch den Oxidationsprozess. Um den Einfluss des neuen Oxidationsmodell zu demonstrieren, hat das ENSI eine Auswirkungsstudie initiiert, die im Rahmen eines Nachtragsprojektes 2022 abgeschlossen wird. Dabei wurde die MELCOR-Version, welches das PSI-Oxidationsmodell enthält, mit der Standardversion von MELCOR (ohne PSI-Oxidationsmodell) verglichen. Dies erfolgte für einen hypothetischen Unfall in einem Brennelement-Lagerbecken bei einer generischen Anlage. Vorläufige Ergebnisse zeigen, dass die Be-

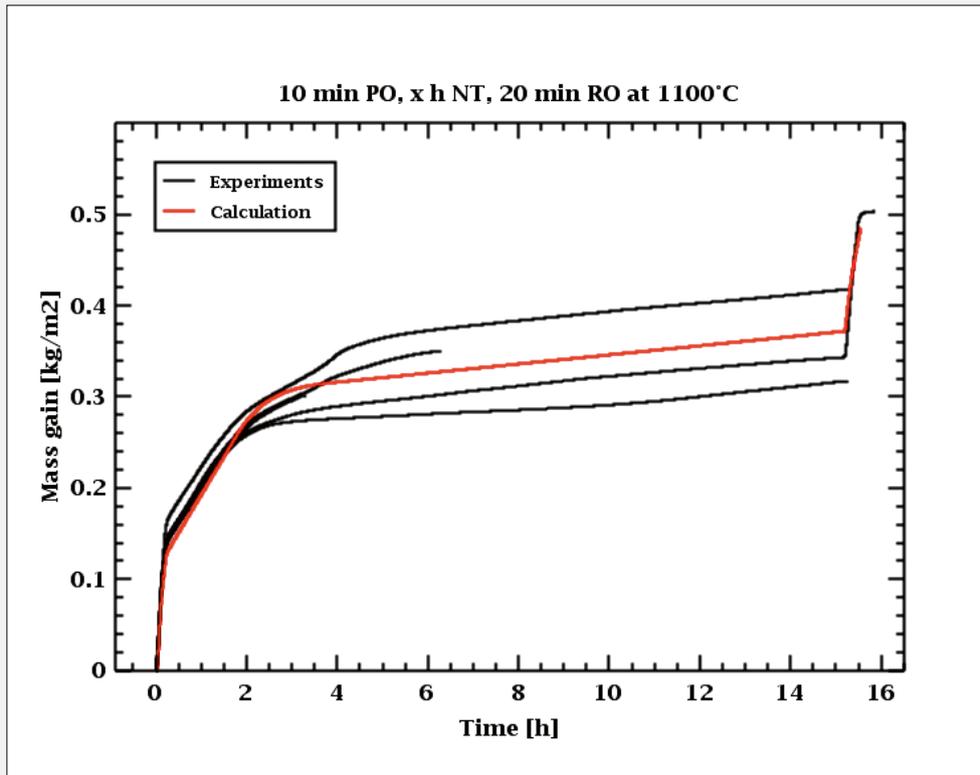


Abbildung 19: Massenzunahme des Hüllrohrs bei einer Temperatur von 1100 °C: Vergleich zwischen experimentellen Daten und Ergebnissen des modifizierten MELCOR-Modells, welches das PSI-Oxidationsmodell enthält. Quelle: PSI

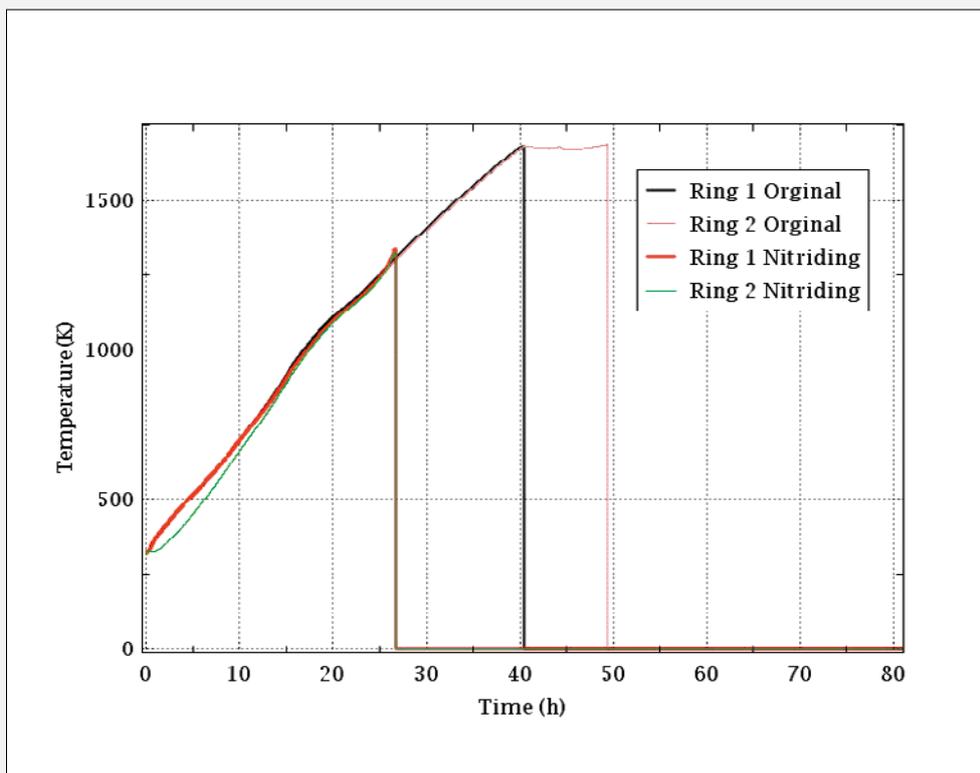


Abbildung 20: Zeitlicher Verlauf der Hüllrohrtemperatur bei einem Unfall in einem Brennelement-Lagerbecken mit Dry-Out: Vergleich zwischen dem Standard-MELCOR-Modell (Original) und dem modifizierten MELCOR-Modell (Nitriding), welches das PSI-Oxidationsmodell enthält. Der steile Abfall stellt den Integrationsverlust des Hüllrohrs dar. Quelle: PSI

rücksichtigung des Nitriding-Effekts durch das PSI-Oxidationsmodell eine signifikante Auswirkung auf den Zeitpunkt des Brennelementschadens hat und bestätigen damit die Relevanz des Forschungsprojekts (Abbildung 20).

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Das Projekt dient zudem dem Erhalt 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, seine Überprüfung und die zugehörige Dokumentation wurden im Jahr 2021 abgeschlossen. Die vom ENSI angeregte Studie, welche die Verbesserung des Standard-MELCOR-Codes bezüglich Modellierung von Unfällen in einem Brennelement-Lagerbecken aufzeigen soll, wird Mitte 2022 abgeschlossen.

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 San-

dia National Laboratories und der U.S.NRC erfolgen.

1.5.5 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions: Late Phase Severe Accident Phenomena

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

Einleitung

Das Forschungsprojekt an der Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm wurde um weitere vier Jahre bis Mitte 2025 verlängert. Dabei wird das bereits bestehende Programm zur Erforschung der Interaktionen einer Kernschmelze mit Wasser (Programm Melt-Structure-Water Interaction, MSWI) vertiefend weitergeführt. Basierend auf Experimenten und Simulationen analysiert das KTH beispielsweise das Verhalten des Schüttbetts im Reaktordruckbehälter (RDB) oder mögliche Versagensmodi des RDB.

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation schwerer Unfälle, vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung. Gegenwärtig fehlen umfassende Modelle in MELCOR zur Simulation der Kühlung eines Schüttbetts in der Reaktorgrube. Eine verbesserte Simulation ist für die Prognose des Unfallablaufs daher von Bedeutung.

Das Ziel dieses Projektes ist insbesondere die Entwicklung eines verbesserten Simulationsmodells für die Kühlung einer Kernschmelze in Form eines Schüttbetts. Es ist geplant, dieses Modell anschliessend in MELCOR zu integrieren.

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. Diese Software kann unter anderem die Wärmeleistungsdichte, bei welcher alles

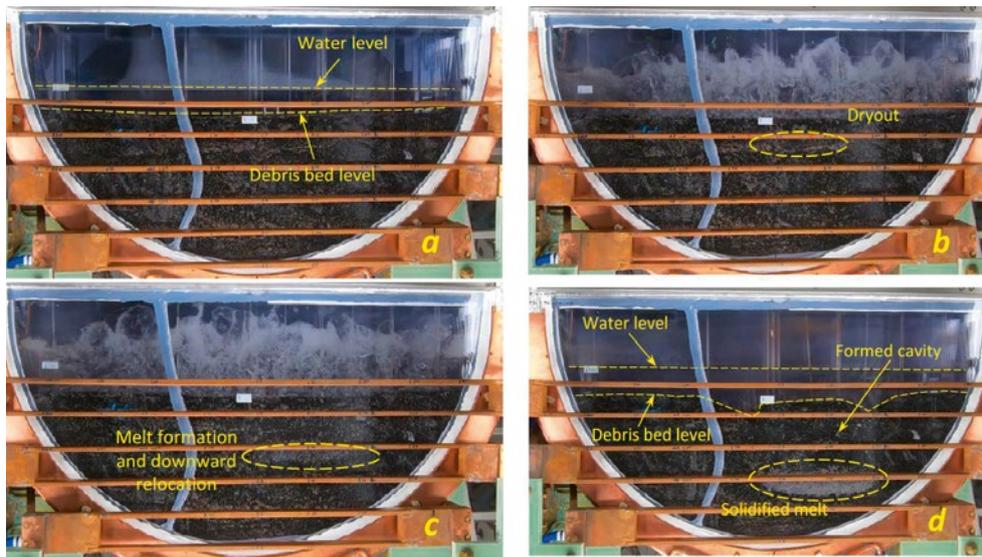


Abbildung 21: Bilder vor (a), während (b und c) und nach (d) dem Experiment mit der SIMECO-2-Anlage. Es wird hierbei auf die wichtigsten Phänomene hingewiesen. Die Anlage weist eine Breite von 1m, eine Höhe von 0,5m und eine Tiefe von 0,12m auf. Das für das Experiment betrachtete Schüttbett hatte anfänglich eine maximale Höhe von 340mm. Quelle: KTH Stockholm

Wasser in einem Schüttbett verdampft und das Schüttbett trockenfällt, besser bestimmen. Würde in MELCOR ein detaillierteres Modell eingebaut, wie es in COCOMO implementiert ist, führte dies jedoch zu unverhältnismässig langen Rechenzeiten. Daher hat das Projekt MSWI im Forschungsrahmen 2017 bis 2021 vorgesehen, ein geeignetes Ersatzmodell zu entwickeln. Dieses kann anschliessend an MELCOR gekoppelt werden. Das Ersatzmodell wurde im Rahmen einer Doktorarbeit 2021 abgeschlossen.

Weiter wurde 2021 mit der SIMECO-2 Anlage ein Experiment zur Analyse des Verhaltens von Schüttgut im RDB durchgeführt. Dabei wurde in einem halbkreisförmigen Stahlbehälter ein Schüttbett bestehend aus Carbonstahl und einer Zinn-Wismut-Legierung mittels Induktion erhitzt. Der Ausgangszustand weist zudem eine 40mm dicke Wasserschicht auf der Oberseite des Schüttbetts aus. In Abbildung 21 sind Beobachtungen für verschiedene Phasen des Experiments dargestellt. Zu den wichtigsten Ergebnissen dieses Experiments zählt die Erkenntnis, dass sich die Region, in welcher das Schüttgut trockenfällt und schmilzt, fortbewegt und sich somit die ganze Struktur des Schüttguts verändert. Erstmals wurden zu diesem Phänomen systematisch Daten erhoben.

Im Experiment DEFOR-M wurde die Interaktion zwischen dem Kühlmittel und der Kernschmelze nach dem Austritt aus dem

RDB untersucht, um die Entstehung des Schüttbetts besser nachzuvollziehen. Es wurden insgesamt fünf Tests durchgeführt, wobei das geschmolzene Metall als flüssiger Strahl in ein Wasserbecken fällt. Die Experimente wurden für unterschiedliche Temperaturkombinationen von Schmelze und Wasservorlage durchgeführt. Ausserdem wurde sowohl oxidiertes als auch nicht-oxidiertes Metall verwendet. Aus den erhaltenen Ergebnissen lassen sich weitere Rückschlüsse über den Winkel des Schüttbetthügels und dessen Porosität ziehen, welche wiederum Bedeutung für dessen Kühlbarkeit haben.

Ein weiteres Teilprojekt untersuchte die Kühlbarkeit des RDBs von aussen. Dabei wurde MELCOR an den ANSYS Mechanical Code gekoppelt. Anschliessend wurde für zwei Szenarien (kompletter Ausfall der Wechselstromversorgung mit und ohne Kühlmittelverlust) untersucht, wie sich die Struktur des RDB unter den Belastungen verhält. Die Ergebnisse der Simulation deuten darauf hin, dass der RDB unter den entsprechenden Bedingungen seine strukturelle Integrität beibehalten kann.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Rahmen des Projekts MSWI wird ein ergänzendes Modell zu MELCOR entwickelt, welches später 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

Im Jahr 2022 sollen mit Experimenten an der SIMECO-2 Anlage weitere Daten erhoben werden, um den Effekt unterschiedlicher Zusammensetzungen des Schüttnetts im RDB genauer zu studieren. Weiter sind Verbesserungen des thermomechanischen Modells zur Vorhersage des RDB-Versagens geplant, indem die Methode und die Simulation weiterentwickelt 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 Strahlenmessgeräten,

■ das Betreiben eines Radioanalytiklabors. Die Personendosimetrie, also die Messung der äusseren und inneren Strahlenexposition von Menschen, ist eine wichtige Aufgabe des Strahlenschutzes. Die Dosimetrieverordnung stellt hohe technische Anforderungen an die Dosimetriestellen.

Die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten ist eine wichtige Voraussetzung zum Nachweis der Einhaltung von gesetzlichen Grenzwerten. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Befreiung von Materialien, 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 Umweltpflanzen im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung von Inkorporationen.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für die Befreiung von Materialien von der Bewilligungspflicht und der Aufsicht aus einem Kontrollbereich ist unter anderem der Nachweis zu erbringen, dass die spezifische Aktivität des Materials unter der Befreiungsgrenze liegt. Zum Nachweis werden unterschiedliche Messmethoden verwendet, die kontinuierlich weiterentwickelt und an die aktuelle Situation, zum Beispiel bei Rück-

bauprojekten 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 Freimesung eingesetzt werden.

Im Bereich der radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Probenanalyse wurde eine neue, weniger zeitintensive Methode etabliert, um Betonproben aufzuschmelzen und die Radionuklide Strontium, Americium und Plutonium zu trennen. Im Weiteren wurden im Rahmen einer Doktorarbeit elektrochemische Ansätze für die Trennung von Radionukliden untersucht. Erste Ergebnisse sind vielversprechend.

Im Berichtsjahr wurden die Verfahren zur Analyse von asbesthaltigen Proben aus der Stilllegung von Kernanlagen verbessert. Dabei wurden Vorbehandlungsmethoden erfolgreich untersucht, um den Asbest aus den Proben zu entfernen bzw. zu deaktivieren, ohne dass man die aggressive Fluorwasserstoffsäure verwenden muss. Im Hinblick auf den Rückbau von Kernanlagen wurde ein einfaches Triage-Messverfahren mit einem Proportionalzählrohr zur Unterscheidung von Beta- und Alpha-Strahlern im Abwasser oder pulverisierten Demontageproben entwickelt. Das Verfahren funktionierte jedoch nur zufriedenstellend bei einfachen Proben, die beispielsweise nur Cäsium-137 und Yttrium-90/Strontium-90 enthielten. Eine Studie zeigte, dass die Anschaffung eines induktiv gekoppelten Plasma-Massenspektrometers (ICP-MS) viele analytischen Möglichkeiten eröffnen kann. Im nächsten Berichtsjahr sollen diese Möglichkeiten mit Hilfe des ICP-MS des Hotlabors technisch bewertet werden.

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 Vergleichsmessungen überprüft werden. Zur Kalibrierung von Oberflächenkontaminations-Monitoren werden Radionuklidquellen benötigt. Da



Abbildung 22: Der Prototyp des vom PSI entwickelten Neutronendosimeter-Auslesegeräts. Quelle: PSI

nicht immer Quellen mit einer geeigneten Geometrie zur Verfügung stehen, entwickelte das PSI eine Methode, um allfällige Geometrieeffekte der Quelle bei der Kalibrierung eines Monitors zu eliminieren.

Im Rahmen der Stilllegung werden sogenannte Freimessschränke zur Befreiung von Materialien eingesetzt. In der Regel werden solche Monitore mit Phantomen, in denen radioaktive Quellen eingebracht werden, kalibriert. Das PSI hat eine Methode entwickelt, um diese Monitore mittels Monte-Carlo-Simulationen ohne Phantome und Quellen zu kalibrieren.

Die Forschung im Bereich der Neutronendosimetrie konzentrierte sich im Berichtsjahr auf die Entwicklung eines Neutronendosimetrie-Lesegeräts sowie dem zugehörigen Algorithmus zur Dosisbewertung. Der Prototyp (Abbildung 22) wurde im Rahmen eines Ringversuches getestet. Dabei zeigte sich, dass der Algorithmus für Dosen kleiner 1 mSv verbessert werden muss.

Die International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) hat neue Dosisgrößen festgelegt. Deren Einfluss auf die Messungen mit Radiophotolumineszenz-Dosimetern wurden im Rahmen einer Doktorarbeit untersucht, ebenso die Leistung eines neuen Lesegeräts für die Dosimetrie an Extremitäten und die Auswirkung von hohen Protonen-Dosisleistungen auf Lumineszenzdosimeter.

Die alljährlich durchgeführten Aeroradiometrieübungen werden vom ENSI im Rah-

men der Aufsichtstätigkeit genutzt, um Informationen über die radiologische Situation in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen zu gewinnen. Die Aeroradiometrie ist auch ein wichtiges Instrument des Notfallschutzes, unter anderem um Informationen über die Kontamination in der Umgebung einer Kernanlage nach einem Störfall mit Aktivitätsfreisetzung zu gewinnen. Die Routinemessungen um das Kernkraftwerk Gösgen zeigte keine Veränderungen gegenüber früheren Messungen. Die Messungen um das Kernkraftwerk Mühleberg waren die ersten seit der endgültigen Einstellung seines Leistungsbetriebs im Dezember 2019. Dabei wurde Material mit dem Aktivierungsprodukt Kobalt-60, das auf dem Betriebsareal gelagert wird, deutlich erkannt. Auch wurden im Rahmen der Routinemessungen Monte-Carlo-Rechnungen auf Basis eines Detektor-Hubschrauber-Modells mit radioaktiven Röhrenquellen validiert.

Im Jahr 2021 nahm die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik und Dosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil. Zudem betreute sie im Rahmen der Strahlenschutzforschung zeitweise bis zu vier 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 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 2022 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. 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.
4. Wissenschaftliche Begleitung von Aeroradiometrieübungen: Die jährlich in der Schweiz durchgeführte Aeroradiometrieübung wird durch Experten des PSI be-

gleitet, die weiterhin die erhaltenen Messergebnisse interpretieren sowie einen unabhängigen Bericht erstellen.

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» wurde im April 2021 abgeschlossen. Zurzeit sind drei Doktorarbeiten im Bereich der Elektrochemie, der Lumineszenzdosimetrie und Aeroradiometrie in Arbeit.

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 Dissertation wird nun mittels Nanodosimetrie versucht, eine physikalisch messbare Grösse zu finden, mit der man die Variable der ab-

sorbierten 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. In diesem Jahr stand die Optimierung der Detektorgeometrie mit Simulationen von elektrostatischen Feldern in einem Nanodosimeter sowie die Durchführung von Monte-Carlo-Simulationen der Dynamik von Gasionen im Detektor im Vordergrund. Aufgrund der COVID-Pandemie wurden die Simulationen ausführlicher durchgeführt als ursprünglich geplant, da diese, im Gegensatz zum Experiment, auch von zu Hause aus durchgeführt werden konnten. Die Simulationen der Elektronenlawinen (Abbildung 23) hat den Forschern geholfen zu verstehen, wie verschiedene Parameter wie zum Beispiel die Kathodenspannung, Driftspannung, oder der Druck das Experiment beeinflussen. Die Forscher haben dabei unter anderem herausgefunden, dass bei niedrigem Druck die Kathodenspannung erhöht werden muss, um die Wahrscheinlichkeit zu vergrössern, dass die Elektronenlawinen den Auslesepunkt des Signals erreichen. Dieses Erkenntnis kann verwendet werden, um bei niedrigem Druck die gewohnte Messeffizienz beizubehalten.

Um mit dem Programm Garfield++ Ionen-driftsimulationen durchführen zu können, benötigt man die Mobilitätsdaten der im Experiment erzeugten Ionen. Für Propangas, welches beim Experiment verwendet wird, gibt es allerdings kaum experimentelle Daten. Die Mobilitätsdaten beeinflussen die Ankunftszeiten der beschleunigten Ionen, der ideale Lochabstand für das Design eines Mehrlochdetektors ist jedoch davon unabhängig. Die Forscher haben nun ein Verfahren entwickelt, um den idealen Lochabstand für eine beliebige Konfiguration des elekt-

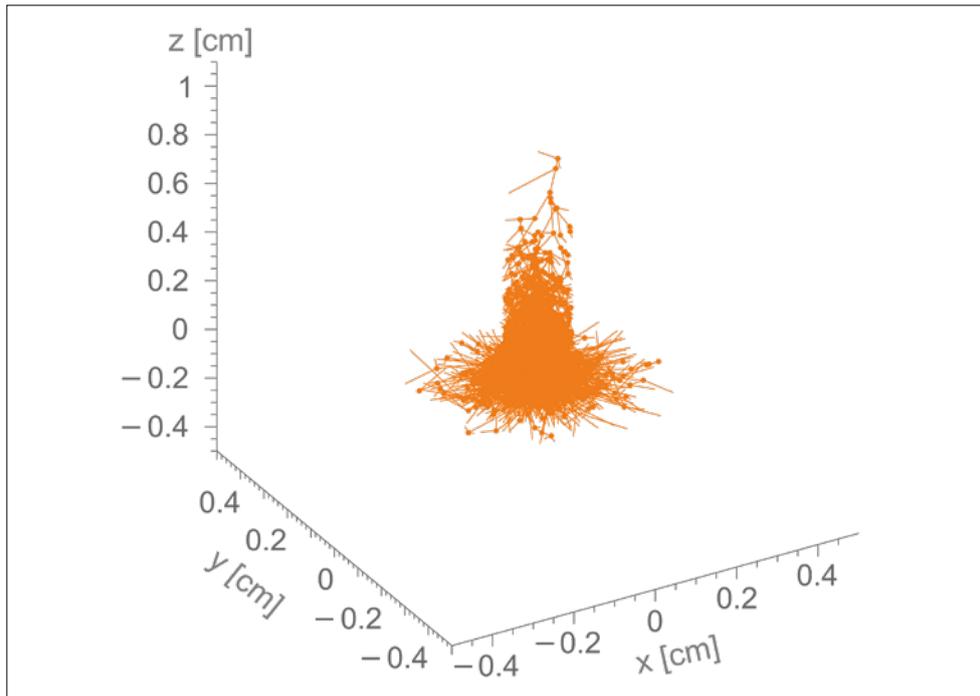


Abbildung 23:
Visualisierung einer
Elektronenlawine.
Quelle: Universität
Zürich

rischen Feldes, für einen beliebigen Lochdurchmesser, Gasdruck oder ein dielektrisches Plattenmaterial zu berechnen. Dieses Verfahren wurde an der International Conference on Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications (ANIMMA) mit einem Poster präsentiert.

Um den Messungen Informationen über die Pulsform hinzuzufügen und diese zu vereinfachen, wurde ein neues Datenerfassungssystem beschafft. Das neue System wird aktuell im Rahmen einer Masterarbeit programmiert und getestet, wobei die ersten Ergebnisse vielversprechend sind.

In diesem Jahr wurden zudem neue Materialien beschafft, um die Eigenschaften des Detektors zu testen und dessen Effizienz zu optimieren. In diesem Rahmen wurden neue Keramik-Detektoren und THick Gas Electron Multipliers (THGEM, dicker Gas-Elektronen-Vervielfacher, Abbildung 24) mit verschiedenen Lochdurchmessern und Dicken sowie eine andere Keramik für das Kathodenmaterial bestellt. Durch die COVID-Pandemie kam es zu Lieferverzögerungen bei den neuen Materialien für den Detektor. Daher konnten diese noch nicht wie geplant im Experi-

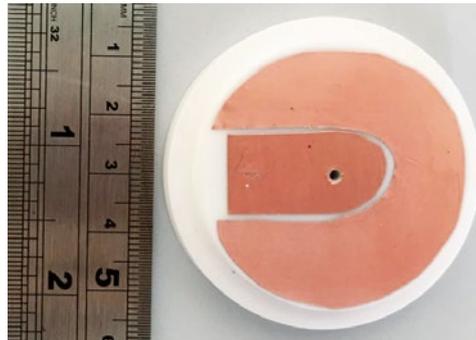


Abbildung 24: THGEM
aus Keramik. Quelle:
Universität Zürich

ment verwendet und getestet werden. Dies wird jedoch im nächsten Jahr nachgeholt.

Die Resultate aus den bisherigen Analysen wurden ausserdem in einer wissenschaftlichen Publikation zusammengefasst und bei der Zeitschrift «Nuclear Instruments & Methods in Physics Research» eingereicht. Die Publikation befindet sich aktuell im Überprüfungsprozess.

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

Im nächsten Jahr werden die neuen Detektormaterialien experimentell getestet. 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 wurden verschiedene dielektrische Platten aus Keramik beschafft, mit denen die Abhängigkeit des Detektors vom Lochdurchmesser und der Detektordicke analysiert werden wird. Aktuell wird zudem ein neues Datenerfassungssystem programmiert und getestet, welches in Zukunft verwendet werden soll, um die Messungen zu optimieren. Auch soll im nächsten Jahr analysiert werden, wie sich Clustergrössenverteilungen (Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Anzahl Ionisationen in einem kleinen Volumen) rekonstruieren lassen, wenn die Messeffizienz weniger als 100% beträgt. Des Weiteren soll mit der Entwicklung eines Strahlenwirkungsmodells für Protonen begonnen werden, mit dem die Strahlenwirkung basierend auf nanodosimetrischen Grössen mathematisch beschrieben werden soll.

1.7 Entsorgung

Die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung bildet den überwiegenden Teil im Forschungsbereich Entsorgung. Die Projekte behandeln die Eigenschaften der dafür relevanten Gesteine und die Prozesse, welche

die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers längerfristig beeinträchtigen können. Mit dem Fortschreiten des Verfahrens zum Sachplan geologische Tiefenlager hat dieser Bereich laufend an Bedeutung gewonnen. 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 ins Zwischenlager gebracht werden darf, muss die entsprechende Bauart durch das ENSI für den Transport zugelassen und für die Zwischenlagerung freigegeben werden. Grundlage dafür sind verschiedene gesetzlich vorgeschriebene Anforderungen. Im Transportrecht auf der Strasse gelten die Bedingungen des Gefahrgutrechts ADR (Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route) und im Zwischenlagerbereich die Anforderungen, die in der Richtlinie ENSI-G05 festgeschrieben sind. Die verschiedenen Anforderungen ergeben sich aus vier Schutzzielen, die bei den unterschiedlichen Bauarten für jeden einzelnen T/L-Behälter erfüllt sein müssen: Unterkritikalität von Kernmaterialien und hochradioaktiven Abfällen, Wärmeabfuhr, Dichtigkeit

und Integrität und Abschirmung zur Begrenzung der Strahlenexposition.

Im Rahmen der vorangegangenen Forschungsprojekte wurde eine unabhängige Berechnungsmethode entwickelt, um die existierende Sicherheitsmarge beim Schutzziel Wärmeabfuhr im Zwischenlagerzustand (vertikal stehender Behälter) sowie in Transportkonfiguration (horizontal liegender Behälter) bestimmen zu können. Im abgeschlossenen Projekt ist die entwickelte Berechnungsmethode von aktuell ausschliesslich radialer Wärmeabfuhr auf axiale Wärmeabfuhr erweitert worden. Dazu sind die Spalten zwischen Tragkorb und Behälterboden sowie zwischen Tragkorb und Primärdeckel zu analysieren. Die Umsetzung der Spalten im Modell erfolgt in gleicher Weise wie in radialer Richtung, nämlich über eine sogenannte thermische Spaltbedingung. Ausserdem sind weitere Wärmeübertragungsansätze integriert sowie weitere Randbedingungen für die Wärmeabfuhr am Behälteraussenmantel in das bestehende Berechnungsprogramm implementiert worden. An der Oberfläche des Behälters ist dazu eine Substitution der Rippen erfolgt. Zusätzlich ist Strahlung als Wärmeübertragungsfunktion integriert worden.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die dritte Projektphase wurde 2019 gestartet und dauerte gut zwei Jahre. Dabei stand zunächst die Entwicklung einer passenden Methodik für die axiale Wärmeleitung im Mittelpunkt. Die Methodik teilt sich dabei auf

in die Problemumsetzung, das heisst die Modellierung, wie die Wärme über die Bauteile und Spalten der Behälter an die Aussenwand kommen kann, und die computertechnische Umsetzung, also die Integration in das vorhandene Finite-Elemente-Programm aus den vorangegangenen Projekten. Dabei sind vor allem die unterschiedlichen Spaltmasse zwischen Tragkorb und Behältermantel sowie zwischen Tragkorb und Primärdeckel entscheidend.

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

Im Zuge dieser Arbeiten wurde identifiziert, dass die Integration von Strahlung notwendig wird. Die Wärmeübertragung durch Strahlung folgt nichtlinearen Zusammenhängen, wodurch ihre Integration als Spaltbedingung erschwert wird. Im Rahmen des Projektes ist eine iterative Integration von Wärmestrahlung als Spaltbedingung angedacht. Zusätzlich mussten die an- und abstrahlenden Flächen identifiziert werden. Die Strahlung wurde bereits in der vorangegangenen Projektphase berücksichtigt. Unterschiede gibt es vor allem bei der Identifikation der an- und abstrahlenden Flächen. Zusätzlich wurden Arbeiten durchgeführt,

die eine vereinfachte Modellierung der Aussenstruktur des Behälters vorsehen. Dazu wurden verschiedene Rippengeometrien untersucht.

Im ersten Projektjahr wurden zusätzlich zu der softwaretechnischen Umsetzung Analysen am bereits vorhandenen Validierungsprüfstand durchgeführt. Dabei musste festgestellt werden, dass eine Überarbeitung des Prüfstands notwendig ist, um den Einfluss der axialen Wärmeabfuhr zwischen Behältermantel und Tragkorb sowie zwischen Tragkorb und Primärdeckel auf die Wärmeabfuhr eindeutig messen zu können. Aus diesem Grund wurde basierend auf dem aktuellen Prüfstand ein komplett neues Verschlussystem entwickelt. Dabei ist es möglich, den axialen Spalt zwischen Tragkorb und Primärdeckel über Distanzringe zu variieren. Der Prüfstand hat an unterschiedlichen Stellen Temperatursensoren. Diese Anordnung berücksichtigt auch den Innen- (Tragkorb) und Aussenbehälter. Die Verifikationsmessungen sind anschliessend an unterschiedlichen Spalttiefen durchgeführt worden. Ausserdem wurden im zweiten Projektjahr die Verifikationen mit unterschiedlichen Gasfüllungen im Behälterinnenraum durchgeführt.

Zudem erfolgte die Implementierung und die softwaretechnische Umsetzung sowohl im Berechnungskern als auch in der Benutzeroberfläche, so dass die Berechnungssoftware nun gemäss den Vorgaben zur Verfügung steht. Ausserdem erfolgte durch Messungen am Prüfstand die Verifikation der Berechnungen. Weitere Verifikationen wurde anhand von Vergleichen mit anderen kommerziellen Softwaremethoden vorgenommen. Dabei wurden die Messwerte am Prüfmuster als Vergleichsgrösse herangezogen. Sowohl die kommerzielle Software als auch die entwickelte Software zeigen vereinzelt Abweichungen in der Temperatur von bis zu 15%. Dies ist jedoch nur an einzelnen Messpunkten der Fall. Der Durchschnitt der Abweichung von den Messungen zu den Berechnungen liegt bei etwa 7–9% bei beiden Berechnungsprogrammen. Dies gilt für die Temperaturen in Kelvin.

Die Software ist dem ENSI inklusive einer detaillierten Benutzeranleitung übergeben worden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die aktuellen Ergebnisse, vor allem die Erkenntnisse der Einflussgrössen bei der Wärmeabfuhr, können unmittelbar in die Beurteilung von aktuellen Gesuchen zur Freigabe von Behälterbauarten und Zulassung im Gefahrgutrecht einfliessen. Dem ENSI steht ein Berechnungswerkzeug zur Verfügung, dessen Basis einen anderen Ansatz verfolgt als die Nachweise der Gesuchsteller. Dadurch können die Ergebnisse der Gesuchsteller unabhängig durch das ENSI beurteilt werden. Dies ist notwendig, da die Betreiber der Kernanlagen die maximal mögliche Wärmekapazität der Behälter ausnutzen.

Des Weiteren kann das ENSI Abweichungen bei der laufenden Fertigung der Behälter schnell hinsichtlich deren Einfluss auf die nukleare Sicherheit bewerten und geeignete Konsequenzen ziehen. Durch die neue Softwarelösung vergrössert das ENSI das spezifische Wissen über die T/L-Behälter, die noch Jahrzehnte unter Aufsicht des ENSI stehen werden. Dies bezieht sich auch auf Alterungsaspekte und die Ermittlung des Istzustands nach einer allfälligen verlängerten Zwischenlagerung. Die Erkenntnisse können ebenfalls in der Beurteilung der Transportfähigkeit nach der Zwischenlagerung berücksichtigt werden.

Das Projekt verlief wie geplant. Der zeitliche Verzug beruht auf mehreren Punkten. Dabei ist vor allem der Einfluss durch andere Dienstleistungen für das ENSI zu nennen. Mit dem abgeschlossenen Projekt ist es möglich, T/L-Behälter bezüglich ihrer Wärmeabfuhreigenschaften vollständig zu simulieren. Dabei werden auch die axiale Wärmeabfuhr und heterogene thermische Beladungen berücksichtigt.

Ausblick

Ende des Jahres 2021 ist bereits mit der nächsten Projektphase begonnen worden. Im Mittelpunkt stehen die Entwicklung und



Abbildung 25: Ansicht auf das geöffnete Messgerät für Hochtemperatur-Mikrokerbttests. Quelle: PSI

Integration von geeigneten Modellen zur Bestimmung der Temperaturen in den Brennelementen. Damit soll eine noch detailliertere Betrachtung eines beladenen Behälters möglich sein

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 Kriecheigenschaften untersucht werden.

Hydrogen-Enhanced Local Plasticity (HELP) tritt auf, wenn sich im Metall aufgenommener Wasserstoff in fester Lösung befindet und mit den vorhandenen Versetzungen des Kristallgitters in Wechselwirkung tritt. Dieser Mechanismus fördert 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 für Zirkonium-Legierungen.

Der HELP-Effekt hat eine hohe Relevanz für die langfristige Trockenlagerung von abge-

brannten Brennelementen, da er sich negativ auf das Ermüdungsverhalten von Brennstab-Hüllrohren bei hohen Temperaturen auswirken kann.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachdem die Randbedingungen wie Temperatur und Wasserstoffgehalt, unter welchen die HELP-Mechanismen in Zirkonium-Legierungen aktiviert werden, untersucht wurden, erfolgten Analysen zur Mikrohärtigkeit mittels Nanokerbttest und zum Kriechverhalten. Dieses wurde durch Hochtemperatur-Druckversuche analysiert.

Im Laufe des Jahres 2021 wurde das Verständnis der mechanischen Eigenschaften von mit Wasserstoff in fester Lösung beaufschlagten Proben aus Zirkonium-Legierungen durch weitere Nanokerbttests vertieft. Im weiteren Verlauf wurden Hochtemperatur-Mikrokerbttests an Proben aus Zirkaloy-4, welche mit 48, 88, 230 und 700 wppm (Gewichtsanteil pro Million) Wasserstoff beladen wurden, unter Vakuum bei Temperaturen von 25 bis 400 °C vorgenommen. (Abbildung 25). Darüber hinaus wurde das Projekt um 3-Punkt-Biegetests an Proben aus Zirkaloy-4 mit einem Wasserstoffgehalt bis 400 wppm bei Temperaturen zwischen 100 °C und 400 °C erweitert.

Beide mechanischen Experimente zeigten, dass es bei hohen Temperaturen bereits bei niedriger Wasserstoffkonzentration zu weicheren Materialeigenschaften kommt. Die

Stabilität von Wasserstoff unter Hochvakuumbedingungen bei Testtemperaturen von bis zu 400 °C wurde experimentell bestätigt, um die erhaltenen mikromechanischen Testergebnisse weiter zu validieren.

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 Kriech-eigenschaften bewertet werden, um den Einfluss des HELP-Effekts auf die Hüllrohrintegrität bei der Langzeit-Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente berücksichtigen 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-Neutronen-

quelle des PSI geplant. Diese sollen zu einer Vertiefung des Verständnisses der HELP-Mechanismen und des atomistischen Modells in Zirkonium-Legierungen beitragen. Schlussendlich sollen noch Zugversuche durchgeführt werden.

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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach dem Erweitern des Brennstab-Codes FALCON um die Modelle der Hüllrohr-Kriechdehnung und des Helium-getriebenen Brennstoffschwellens im ersten Projektjahr lag der Fokus im Jahr 2021 auf der Entwicklung der Modelle für die Wasserstoffkinetik im Hüllrohr (siehe Abbildung 26). Die theoretisch abgeleiteten Modelle der Wasserstoffdiffusion und Hydridbildung wurden in dem extern an FALCON gekoppelten Modul namens HYPE gebündelt. Die umfangreich dokumentierte Validierung dieser Modelle an zahlreichen Laborexperimenten konnte ihre Anwendbarkeit für Hüllrohre nicht nur aus einer Zircaloy-Legierung, sondern auch für sogenannte Liner-Hüllrohre (Hüllrohre mit Innen- oder Aussenbeschichtung) bestätigen. Essenziell ist insbesondere der Liner-

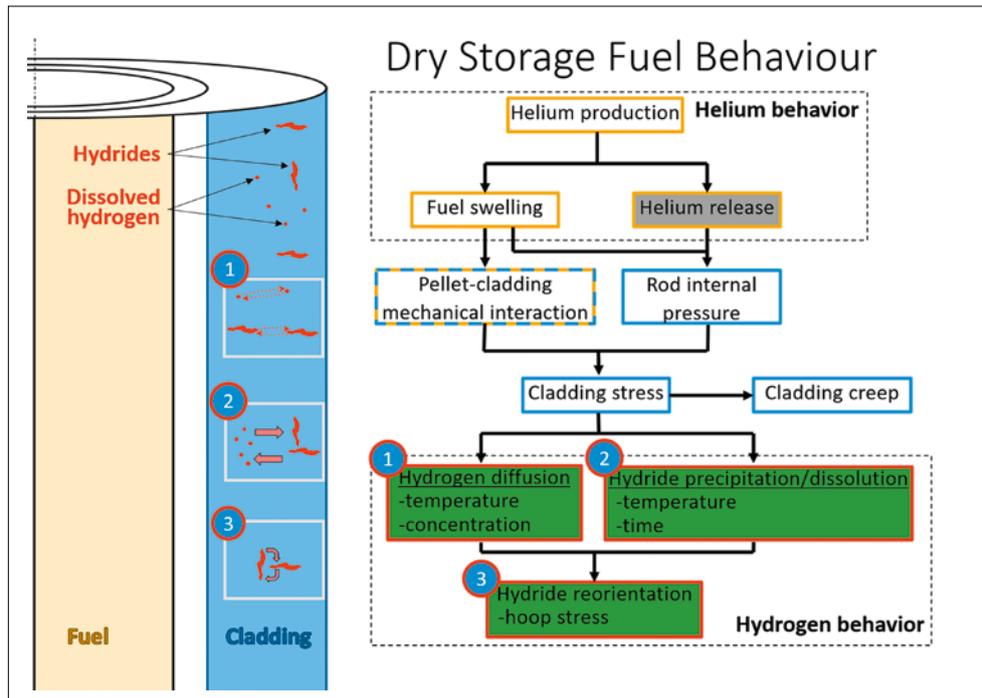


Abbildung 26: Schematische Darstellung des Wasserstoffverhaltens im Hüllrohr und der wichtigen Phänomene bei der Trockenlagerung. Quelle: PSI.

Anwendungsfall, da diese Hüllrohrtypen einige Vorteile bezüglich der Hydridbildung bieten und standardmässig für die in der Schweiz eingesetzten Brennelemente verwendet werden. Die beispielhaften Berechnungen für Brennelemente von Druck- und Siedewasserreaktoren lieferten die beobachtete Wasserstoffdiffusion in die Linerschicht bei langsamen Kühlgradienten. Obwohl dieses Phänomen national und international vielfach erforscht wurde, müssen weiterhin partielle Fragestellungen vor allem zu lokalen Konzentrationen und zum transienten Verhalten untersucht werden.

Das realitätstreue Modellieren der Wasserstoffkinetik mit der Phasenumwandlung ermöglichte die Implementierung von Modellen der Bildung radialer Hydride und der verzögerten wasserstoffgetriebenen Rissbildung (Delayed Hydride Cracking) in das Modul HYPE. Beide Phänomene weisen eine hohe Sicherheitsrelevanz für die Trockenlagerung auf, was die Resultate zahlreicher internationaler Experimente in den vergangenen Jahren belegen. Für die praktische Anwendung der entwickelten Modelle ist die anvisierte Validierung an bestrahlten Proben wichtig.

Die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit GRS plant eine zweite Phase des internationalen Benchmarks, in dem der Fokus auf dem Wasserstoffverhalten im Hüllrohr liegt. Dafür waren im Berichtsjahr keine Arbeiten möglich, denn der Start wurde ins Jahr 2022 verschoben.

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

Im letzten Projektjahr soll weiterhin die Validierung der Wasserstoffkinetik im Hüllrohr an bestrahlten Proben verfolgt werden. Des Weiteren sollen repräsentative Brennstäbe der Schweizer Reaktoren mit den entwickelten Modellen analysiert werden. Ebenfalls sollen die Besonderheiten des Einsatzes von Mischoxidbrennstoff (MOX) und dessen Auswirkungen für die Sicherheit bei der Trockenlagerung untersucht werden.

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 bei St-Ursanne (Kanton Jura) ist für das schweizerische Entsorgungsprogramm von zentraler Bedeutung. Die dort durchgeführten Experimente liefern wichtige Grundlagen zu den lithologischen Eigenschaften des Opalinuston, zu den Interaktionen zwischen dem tonigen Wirtgestein und den technischen Barrieren 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 sowie zur Wirkung der eingesetzten Barrierenmaterialien. Das ENSI ist seit rund 20 Jahren im Felslabor engagiert und führt 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 Experimenten im Rahmen seiner regulatorischen Forschung beteiligt. Zur Abwick-

lung der Forschungsarbeiten hat es mit den Ingenieurgeologie-Lehrstühlen 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 bis zum Berichtsjahr vier Doktorarbeiten entstanden sind (Yong 2007, Thöny 2014, Wild 2016, Williams 2021). Durch die Zusammenarbeit mit den Forschungspartnern und weiteren, an den Experimenten beteiligten Forschenden und 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 2021 folgende acht Experimente:

1. CD-A: Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf zyklische und langfristige Deformationen
2. PF: Progressive Entwicklung strukturkontrollierter Verbrüche
3. FS-B: Abbildung des allmählichen Verlusts der Wirtgesteinsintegrität
4. PD: Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen
5. SW-A: Durchführung eines Versiegelungsexperiments
6. DR-C: Diffusion in einem Wärmegradient
7. GT: Gastransport
8. HM-C: Materialmodell für den Opalinuston

Die Schwerpunkte der Arbeiten zu den Experimenten 2 bis 8 werden in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.5 bis 1.7.11 ausführlich 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 aufsichtliche Prüfung der Planung für das Tiefenlager. Das CD-A-Expe-

riment betrachtet die Entwicklung solcher gekoppelten 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 mit direkter Verbindung zu einer Galerie des Felslabors 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 mit der Installation einer gasdichten Zutritts-türe zu vermeiden. Mit einem umfangreichen Messprogramm in den Nischen werden die Deformationen sowie die Entwicklung der Porenwasserdrücke beobachtet.

Im Berichtsjahr wurden die Messungen fortgeführt und erweitert: Die Geometrie der Nischenwände wurde mit regelmässigen Laser-Scans abgetastet, um Verformungen zu erkennen. An einigen an den Nischenwänden inzwischen sichtbaren Rissen wurden Geräte installiert, um das Öffnen oder Schliessen in Abhängigkeit der Luftfeuchtigkeit erfassen zu können. In der teilgesättigten Zone in der näheren Umgebung der Nischen wurde neu die Saugspannung gemessen. Mit einem mobilen Gerät wurde während einer Messkampagne eine Kernspinresonanz-Untersuchung durchgeführt, um eine unabhängige Vergleichsmessung der Porensättigung zu erhalten. Zusätzlich wurden technische Verbesserungen vorgenommen, zum Beispiel an der Türdichtung nach einer Überprüfung mit einem Tracergas.

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. 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 die Pandemie wurden die Arbeiten insbesondere der internationalen Partner erschwert. Trotz zeitlicher Verzögerungen und wenigen Abstrichen bei den geplanten Experimenten konnte das Projekt seinen Beitrag zur nuklearen Sicherheit (siehe oben) leisten und die Ziele des ENSI erreicht werden. Das ENSI wird sich weiterhin aktiv an Experimenten im Felslabor beteiligen. Es ist zu erwarten, dass künftig auf technische Barrieren und methodische Fragen fokussiert wird, nachdem immer mehr geologische Daten aus den potenziellen Standortgebieten geologischer Tiefenlager vorliegen.

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.

■ Williams, Molly K. (2021): Self-sealing processes in Opalinus Clay shale identified within excavation damaged zones at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (Switzerland), Dissertation Eidgenössische Technische Hochschule ETH Zürich No. 27747, Zürich.

1.7.5 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche
Auftragnehmer: ETH Zürich, Ingenieurgeologie
ENSI-Projektbegleiter: Ernando 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 seismischer 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 führen. Auch grosse kaminartige Verbrüche in der Grössenordnung von mehreren Tunnelradien können infolge solcher ungünstigen Bedingungen dann auftreten. Solche Verbruchzonen im Opalinuston können die effektive Mächtigkeit der geologischen Barriere verringern und zur Aufgabe von einzelnen Einlagerungstollen oder -kavernen führen. Folglich würde der Platzbedarf eines Tiefenlagers für radioaktive Abfälle steigen. Solche Verbrüche können darüber hinaus die Arbeitssicherheit gefährden.

Strukturkontrollierte Verbrüche im Opalinuston können bereits während des Vortriebs eines Lagerstollens beginnen und die geologische Barriere fortschreitend schädigen. Derartige Verbrüche haben im Felsla-

bor Mont Terri beispielsweise in der Nische EZ-A stattgefunden (Abbildung 27). 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 Barriereeigenschaften tatsächlich auftreten, und
3. wie diesen Verbrüchen in einem laufenden Vortrieb allenfalls begegnet werden kann.

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

Die Auslegung des PF-Experiments ist in Abbildung 28 dargestellt. Für das Experiment wurden ein grosskalibriges, horizontales Bohrloch mit einem Durchmesser von 600 mm (Experimentbohrung) und sechs vorgängig mit messtechnischen Einrichtungen ausgestattete Überwachungsbohrungen (Durchmesser von 131 mm) durch eine bruchhafte Scherzone erstellt. Die Experimentbohrung simuliert einen ungestützten Lagerstollen mit einem Durchmesser von ca. 3 m. Solange ein Zugang möglich ist, werden die fortschreitende Gebirgsschädigung und die Entwicklung von Verbrüchen in der ungestützten Experimentbohrung innerhalb des Bohrloches mit photogrammetrischen Methoden und ausserhalb des Bohrlochs mit tomographischen Verfahren (Geoelektrik und Seismik) aufgenommen beziehungsweise gemessen. Die Luftfeuchtigkeit in der Experimentbohrung wird während

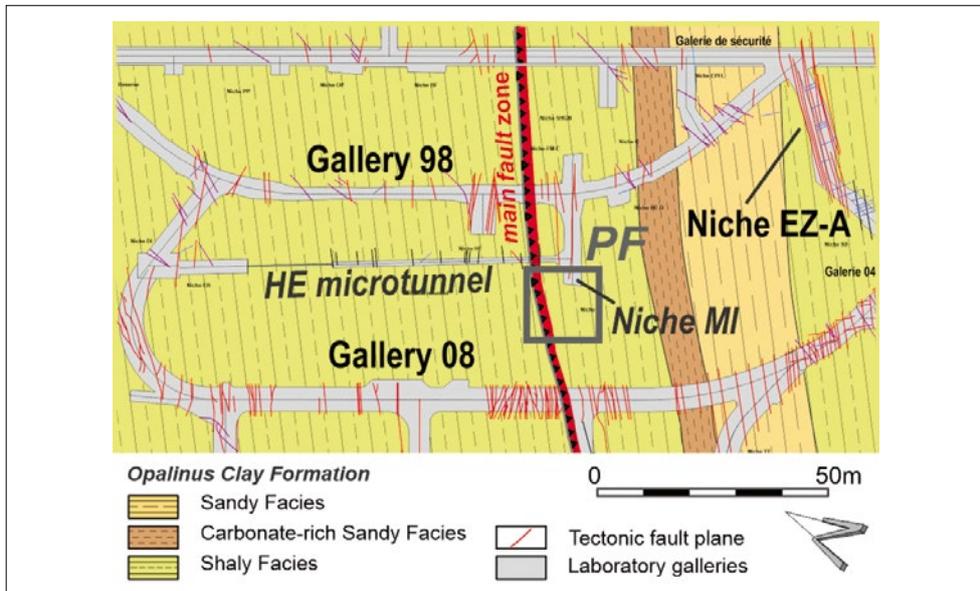


Abbildung 27: Geologische Übersichtskarte des Felslabors Mont Terri mit dem Standort des PF-Experiments in der Nische MI. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich 2020.

des Versuchs mit einem darin eingebauten Belüftungssystem kontrolliert, um zuerst eine Ventilationsphase 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 vor Ort sind felsmechanische Versuche im Labor geplant. Unter Berücksichtigung der Laborversuchsergebnisse sollen numerische Simulationen durchgeführt werden, um die Eigenschaften (unter anderem die Geometrie und Tiefe) und die kinematische Entwicklung von tiefen, strukturkontrollierten Verbrüchen und von tiefer, mikroskopisch kleiner Gebirgsschädigung besser zu verstehen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach Abschluss der Bohrarbeiten für die Erstellung der Experimentbohrung (BPF-7, Abbildung 28) und der ersten Messungen im Dezember 2020 (Abbildung 29) hat die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) im April und November 2021 weitere Messungen (elektrische Wi-

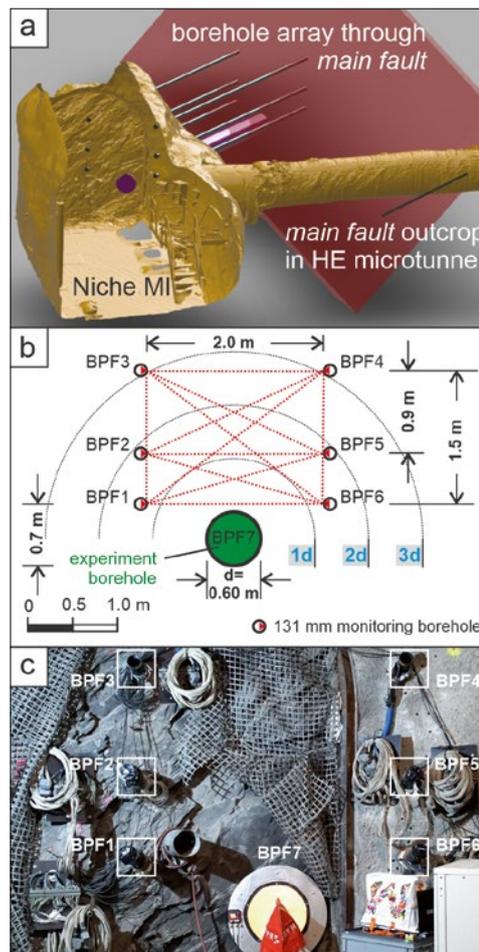
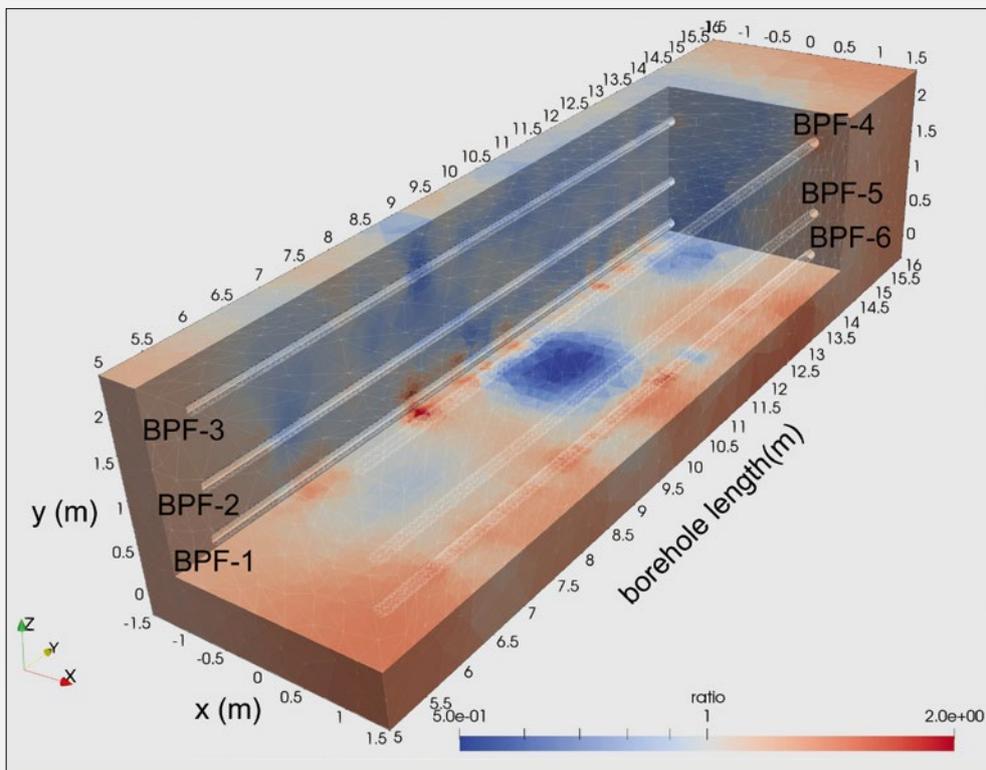
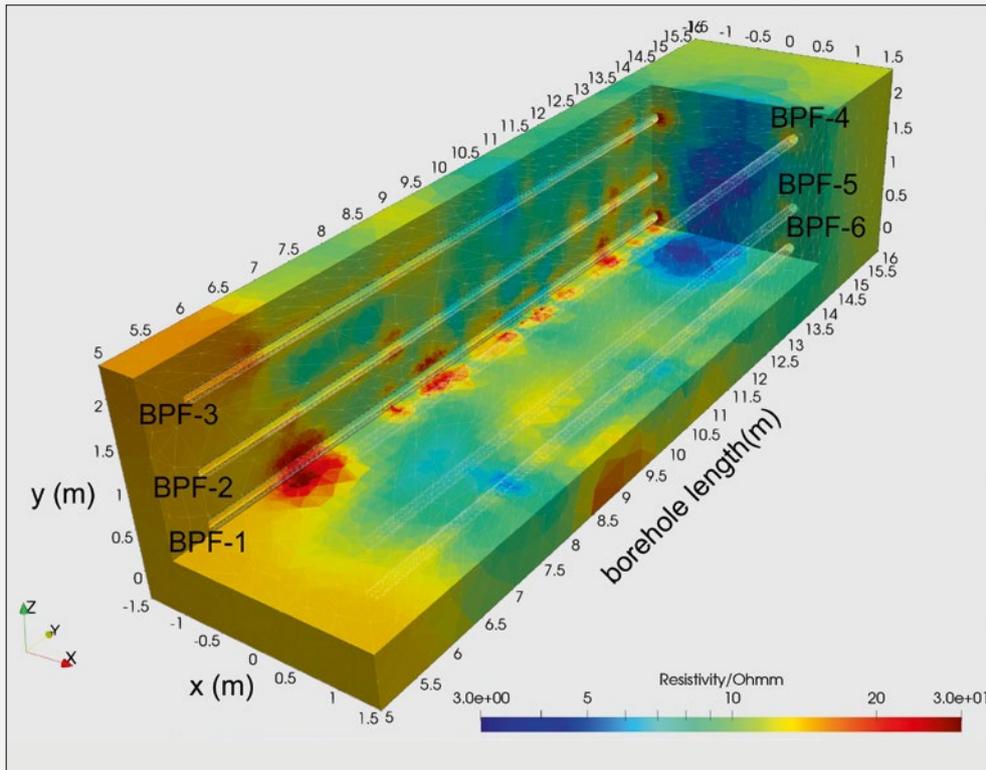


Abbildung 28: a) Verwendetes Laserscanmodell mit der MI-Nische (gelb) und dem HE-Mikrotunnel zur Abschätzung der Schnittpunkte der Hauptstörungszone (rot) mit den sechs Beobachtungsbohrungen und der Experimentbohrung (schwarz bzw. violett). (b) Anordnung der Beobachtungsbohrungen (BPF1–6) über der Experimentbohrung (BPF7). (c) Übersichtsfoto des Experimentstandorts in der MI-Nische nach Abschluss der Installationen. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich 2020.

derstands-Tomographie und seismische Durchschallungsmessungen) durchgeführt, um eine regelmässige Überwachung zu gewährleisten. Die seismischen Durchschal-



lungsmessungen wurden zwischen den Beobachtungsbohrungen (BPF-1 bis BPF-6) durchgeführt, um die Laufzeiten von Druckwellen zu messen und daraus dreidimensionale Geschwindigkeitsmodelle und deren Änderung als Folge der Veränderungen im Gebirge abzuleiten (Abbildung 30).

Im April 2021 wurden zusätzliche Messeinrichtungen (zwölf Ultraschallsender und vier Schallemissions-Sensoren) in die Beobachtungsbohrungen BPF-1, BPF-2, BPF-5 und BPF-6 (Abbildung 28) eingebaut, um häufigere (tägliche) seismische Messungen der Vorgänge im Opalinuston durchzuführen und eine Verbesserung der Aussagekraft des Experiments zu ermöglichen. Im Berichtsjahr konnten damit trotz technischer Schwierigkeiten insgesamt 200 zusätzliche tägliche Messungen durchgeführt werden. Neun photogrammetrische Vermessungen des Versuchsbohrlochs wurden durchgeführt und ausgewertet. Die endgültigen Datensätze enthalten Fotos der Bohrlochwand und der Bohrlochgeometrie mit einer Auflösung von 0,2 mm. Diese Daten dienen der Untersuchung und Quantifizierung von Veränderungen der Bohrlochgeometrie, Verschiebungen entlang von Verwerfungen und neu gebildeten Klüften im Opalinuston. Ferner wurden die Umweltbedingungen (relative Feuchtigkeit und Temperatur) in der Experimentbohrung (BPF-7, Abbildung 28) durchgehend kontrolliert. Die relative Feuchtigkeit schwankte zwischen 63% und 67%, während die Temperatur von 17,5 bis 19°C variierte.

Kenntnisse über die Reibungseigenschaften und die Scherfestigkeit von natürlich vorkommenden Brüchen im Gebirge, zum Beispiel tektonischen Verwerfungen, sind entscheidend, um die Stabilität und das kinematische Verhalten gestörter Gesteinsmassen zu analysieren. Solche Untersuchungen können mit numerischen Simulationen durchgeführt werden, erfordern aber unter anderem Daten zu den Scherfestigkeitseigenschaften des Gesteins und der Klüfte. Zu diesem Zweck wurden Laborversuche an Proben des Opalinustons aus den Beobachtungsbohrungen unter triaxialen Be-

lastungsbedingungen (Triaxialversuche) mit Einspannungen zwischen 2,5 MPa und 12,5 MPa durchgeführt und die Morphologie (Rauheit) der ursprünglichen, veränderten und neuen Brüche im Opalinuston gemessen. Während dieser Versuche wurden axiale Verschiebungen und kontinuierliche akustische Daten aufgezeichnet. Zum Vergleich mit Literatur wurden auch die einaxiale Druckfestigkeit, die Zugfestigkeit, die Wellengeschwindigkeit und die elastischen Eigenschaften der Proben untersucht. Gegenwärtig werden die Testergebnisse ausgewertet. Die geplanten Laborversuche sollen im Jahr 2022 abgeschlossen werden.

Um die physikalischen Mechanismen zu untersuchen, welche die Entstehung und Entwicklung der in der Experimentbohrung beobachteten Brüche im Opalinuston antreiben, wird derzeit ein numerisches 3D-Modell auf der Basis der Diskrete-Elemente-Methode (DEM) entwickelt. Dieses Modell zielt darauf ab, das Verformungsverhalten und das Bruchverhalten des Opalinustons während der Ausbruchphase (kurzfristig) und auch während der nachfolgenden Belüftungs- und Rücksättigungsphasen (langfristig) zu simulieren. Das im Laufe des Experiments beobachtete Bruchverhalten des Opalinustons und das aufgenommene Schadensausmass im Opalinuston werden mit den Ergebnissen der numerischen Simulationen verglichen.

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 Sachplans geologi-

sche Tiefenlager (SGT) gekoppelt und sollen für die Bewertung der bautechnischen Machbarkeit und der Bewertung des Platzbedarfs in Etappe 3 SGT wichtige Entscheidungsgrundlagen liefern.

Ausblick

Im Jahr 2022 sollen die Phasenverschiebungen und Amplitudenänderungen zwischen allen Sender-Empfänger-Paaren quantifiziert werden, die von der im April 2021 fest installierten seismischen Anlage aufgezeichnet wurden. Anschliessend soll die räumliche Verteilung der Änderungen mit einer probabilistischen Inversion abgeschätzt werden. Darüber hinaus sollen die Datenanalysen erweitert und verbessert sowie die Entwicklung verschiedener Gesteinseigenschaften analysiert werden. Diese Datensätze sollen integriert werden, um ein umfassendes Verständnis der zugrunde liegenden Prozesse zu erlangen und die radiale Ausdehnung der Schädigungen im Opalinuston zu untersuchen. Die Ergebnisse dieser Arbeiten sollen im Jahr 2022 in einem Fachartikel dokumentiert werden.

Die Belüftungsphase in der Experimentbohrung (BPF-7; Abbildung 28) soll im Januar 2022 abgeschlossen werden und das Experiment wird in die Rücksättigungsphase eintreten. Die bisher durchgeführten geophysikalischen und photogrammetrischen Untersuchungen sowie die tägliche seismische Überwachung werden fortgesetzt. Auch weitere Laborversuche sollen im kommenden Jahr durchgeführt werden. Eine zweite Charge von Proben mit prismatischer Geometrie und kleineren Abmessungen wird derzeit für weitere Tests an der Pennsylvania State University (USA) vorbereitet. Bei diesen Versuchen werden intakte, künstlich gebrochene und gesägte Proben verwendet, und es werden entwässerte und undrainierte Bedingungen sowie verschiedene Belastungsniveaus und Verschiebungsraten untersucht.

Was die numerischen Simulationen betrifft, soll im Jahr 2022 zunächst das kurzfristige Verhalten des Opalinustons mit dem bisher entwickelten Modell untersucht werden.

Die Ergebnisse sollen mit experimentellen in situ-Daten von kartierten Bohrlochausbrüchen und dem Muster der Bruchverschiebungen, die sich während und kurz nach der Bohrung entwickelt haben, verglichen werden. Das numerische Modell wird anhand dieser Daten kalibriert. Anschliessend soll das langfristige Verhalten des Opalinustons untersucht werden, einschliesslich zeitabhängige Randbedingungen und zeitabhängiges Bruchwachstum. Die numerischen Simulationen sollen über die physikalischen Mechanismen, die zur Bildung von strukturell kontrollierten Verbrüchen im Opalinuston führen, weitere Aufschlüsse geben.

1.7.6 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. Als Erweiterung zum FS-Experiment liegt der Fokus auf den Auswirkungen einer zyklischen Aktivierung und Deaktivierung auf die Permeabilität.

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 (CO₂: 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

Ziel der Bearbeitung im Jahr 2021 war die Auswertung der Daten, die während der Tests im November 2020 gesammelt wurden. Nach sechs Testintervallen mit insgesamt 277 Liter injiziertem Wasser kam es zu einer hydraulischen Verbindung mit Beobachtungsbohrungen in der Galerie 2008, welche 15 (BFS1) bis 18 m (BFS-B1) entfernt sind (Abbildung 31). Eine Verbindung zu den deutlich näher gelegenen Beobachtungsbohrungen des CS-D Experiments (8–10 m) konnte aber nicht beobachtet werden. Dies könnte auf eine bevorzugte Aktivierung der Störung in Streich-Richtung hindeuten. Die Deformationen waren damit in der Injektionsbohrung BFS-B2 und in der Beobachtungsbohrung BFS-B1 am grössten (Abbildung 32). Die Auswertung der seismischen Messungen zeigt, dass alle sechs Injektionsintervalle mit seismischen Ereignissen verbunden waren.

Die Ergebnisse des Tests zeigen, dass das Hauptziel des FS-B-Experiments erreicht werden konnte, in einer gering-permeablen Störungszone durch den steigenden Porenwasserdruck eine Aktivierung und damit verbunden einen signifikanten Wasserfluss zu erreichen. Die gesammelten Daten der Porenwasserdrücke, der Deformationen und der seismischen Daten sind konsistent. In der Beobachtungsbohrung BFS-B1 konnte vor dem Anstieg des Porenwasserdrucks klar die Scherung der Störung, welche mit dem

Eintreffen des injizierten Wassers verbunden ist, beobachtet werden. Damit führt die hydromechanische Aktivierung der Störung zu zwei aufeinander folgenden Fronten, bei der dem steigenden Wasserdruck der Bruch des Gesteins vorausgeht. Aus der Analyse der p-Wellensignale (Kompressionswellen) wird geschätzt, dass die Bruchfront etwa 10 m vor der Wasserdruckfront eintrifft.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Für die Einlagerung hochaktiver Abfälle ins Wirtgestein spielt die Wärmeproduktion durch den Nachzerfall eine wichtige Rolle. Die daraus resultierende Aufheizung des Gesteins führt zu dessen Ausdehnung und zum Anstieg der Porenwasserdrücke. Solche Effekte könnten zur Reaktivierung nicht identifizierter Störungszonen führen. Das FS-B-Experiment dient dazu, die gekoppelten hydraulisch-mechanischen Prozesse im Bereich von Störungszonen besser zu verstehen. Damit können insbesondere Rückschlüsse auf die Deformation von Störungen, die damit verbundene Änderung der Transmissivität infolge eines Anstiegs des Porenwasserdrucks sowie das zeitabhängige 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 November 2021 wurde an der gleichen Position wie beim Test im November 2020 ein erneuter Test durchgeführt. Im nächsten Jahr wird analysiert, ob sich das hydro-mechanische Verhalten der Störung im Vergleich zum ersten Test verändert hat. Aus dem Vergleich können Rückschlüsse über den Mechanismus der Selbstabdichtung gezogen werden, und es wird klar, wie effektiv die Selbstabdichtung über die Ruhezeit von einem Jahr ist. Für die Auswertung spielen

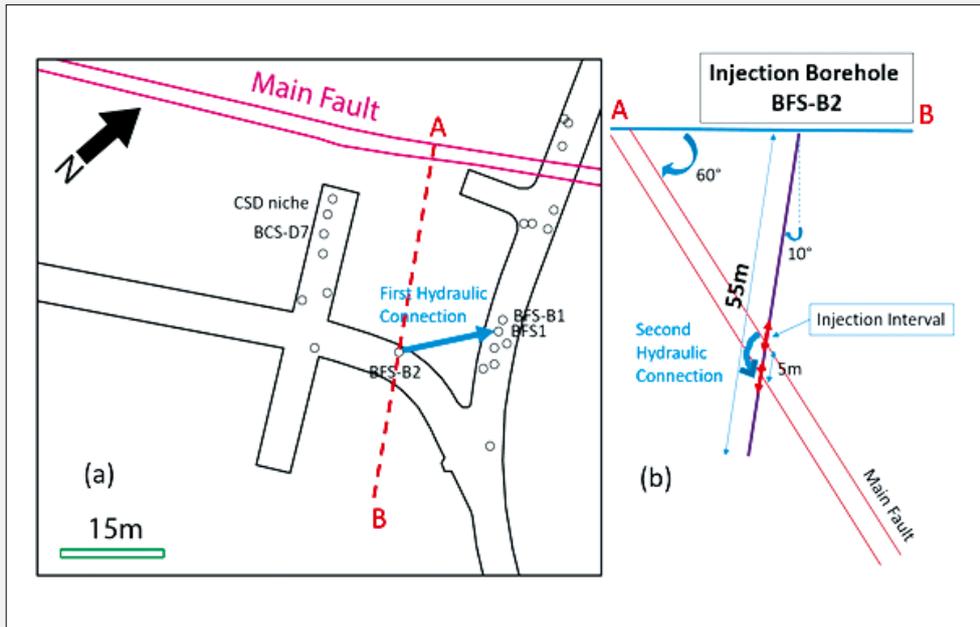


Abbildung 31: Übersicht über die horizontale Anordnung der Injektionsbohrung BFS-B2 und der Beobachtungsbohrungen (a) sowie ein vertikaler Schnitt, der den Verlauf der Hauptstörung und das Injektionsintervall zeigt (b). Quelle: swisstopo

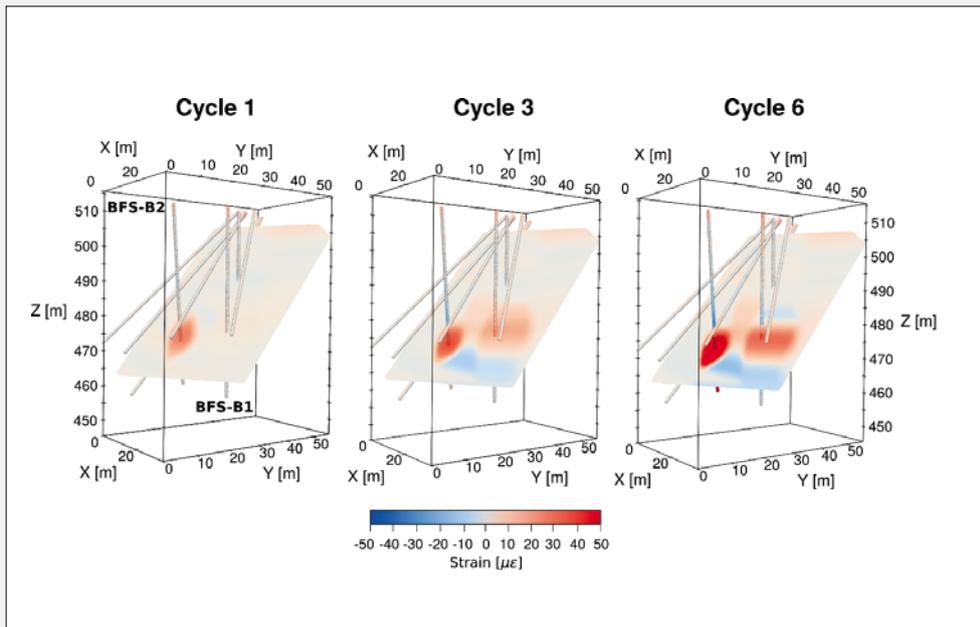


Abbildung 32: Entwicklung der Deformationen in den Bohrungen über die sechs Injektionszyklen. Quelle: swisstopo

insbesondere die p-Wellen, der Porenwasserdruck und die Deformation eine Rolle. Ausserdem soll ein weiterer Test mit CO₂-gesättigtem Wasser oder mit Gas erfolgen, um Aufschluss über Unterschiede im hydromechanischen Verhalten in Abhängigkeit vom verwendeten Fluid zu geben.

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

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

Einleitung

In den in der Nordschweiz vorkommenden Schichten des Opalinuston ist trotz der über weite Strecken relativ ruhigen Lagerung vom Vorhandensein von Störungszonen auszugehen. Grösseren Störungszonen würde bei der Lagerplatzierung ausgewichen, kleinere Störungszonen können jedoch durch die seismische Erkundung nicht detektiert werden. Sie würden erst zum Zeitpunkt des Auffahrens der untertägigen Hohlräume entdeckt werden. Bei der Bildung der Störungszonen werden alte Mineralverbände aufgerissen und in der Störungszone neue Tonminerale gebildet, die für ein Abdichten der Störungszonen sorgen. Im Moment der Bildung oder Reaktivierung einer Störung ist von mechanischen und chemischen Prozessen auszugehen, die in der später wieder abgedichteten Störungsfläche zu einem neuen mechanischen und chemischen Gleichgewicht finden. Mit Hilfe der strukturellen, chemischen und isotopischen Signatur der neu gebildeten Tonminerale können Aussagen über die geologische Geschichte der Störung gemacht werden (Zwingmann et al. 2019). Diese Aussagen können zu einer sicherheitstechnischen Einordnung der Störung (Alter, Grösse, Reaktivierbarkeit etc.) beitragen.

Im PD-Experiment sollen diese Prozesse anhand von wenig bis stark deformierten Opalinuston-Proben aus dem Felslabor Mont Terri studiert werden: Durch zusätzliche Deformationsexperimente (Mahlen der

Proben in verschiedenen Mühlen unter trockenen und feuchten Bedingungen) soll der Einfluss von Deformationsprozessen, wie sie auch in Störungszonen stattfinden, simuliert und deren Effekte auf das Material studiert werden (den Hartog et al. 2012). Solche Effekte, zum Beispiel durch die im Schervorgang freigesetzte Wärme (Zwingmann et al. 2019), sind zurzeit noch nicht in genügendem Umfang verstanden. Sie 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

Das ENSI unterstützt dieses Projekt gemeinsam mit dem deutschen Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE). Projektpartner ist Prof. H. Zwingmann von der Universität Kyoto. Das PD-Experiment wurde im Oktober 2020 gestartet. Probenmaterial wurde dabei aus einer frisch abgeteuften Beobachtungsbohrung um das zentrale Bohrloch des PF-Experiments (siehe Kap. 1.7.5) entnommen, in unterschiedlichem Abstand zur Hauptstörung (main fault) des Felslabors. Die Untersuchungen am Material zeigten jedoch, dass die Proben zum Teil für die geplanten Untersuchungen ungeeignet sind. Aufgrund dieser Erkenntnisse wurde daher im Herbst 2021 die ursprüngliche Probenserie durch vier neue Proben (jeweils zwei undeformierte und zwei stark deformierte) aus der Bohrung BFS-1 des Felslabors ersetzt. An diesen wurden im Dezember 2021 erste Untersuchungen zur Homogenität und Deformation der Proben durchgeführt, um die Brauchbarkeit der Proben sicherzustellen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Wird beim Bau eines geologischen Tiefenlagers eine Störungszone angetroffen, dann muss vor Ort entschieden werden, ob ein aufgefahrener Stollen komplett aufzugeben ist (die Einlagerung würde vorher stoppen),

ob nur gerade in diesem Stollenabschnitt auf eine Einlagerung von radioaktiven Abfällen verzichtet werden soll (die Einlagerung würde in der Nähe der Störung ausgesetzt, dahinter wieder aufgenommen) 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 Parameter die geologische Geschichte und Funktion einer entlang eines Einlagerungsstollens aufgeföhrenen Störung besser evaluiert werden kann.

Ausblick

Das PD-Experiment war ursprünglich als zweijähriges Pilotprojekt ausgelegt. Mit der Neubeprobung Ende 2021 wurde die Planung derart angepasst, dass das Projekt nun voraussichtlich Ende 2023/Anfang 2024 abgeschlossen wird. Eine spätere allfällige Ausweitung der experimentellen Untersuchungen müsste von klaren Resultaten ausgehen (mineralogische oder chemische Muster in den stark deformierten Gesteinen in der Störung), 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 minerals—Implications for K-Ar dating of fault zones. *Chemical Geology* 514, 112–121.

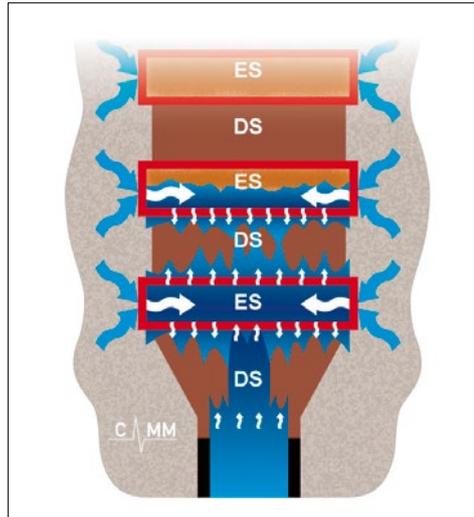


Abbildung 33: Das Sandwich-System. DS = Dichtsegmente, ES = Äquipotenzialsegmente. Quelle: Emmerich et al. (2019)

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: Philipp Schädle

Einleitung

Den technischen Barrieren kommt, neben dem Wirtgestein, eine wichtige Bedeutung im Hinblick auf die Radionuklid-Rückhaltung in einem geologischen Tiefenlager zu. Siegelemente im speziellen limitieren den Wasserfluss im Tiefenlager und stellen eine räumliche Trennung der Abfälle sicher. 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 33). 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 wurden bereits Versuche zum Nachweis der Funktion durchgeführt. Experimente im grossen Massstab im Felslabor Mont Terri unter Einbezug des Wirtgesteins werden aktuell durchgeführt bzw. geplant. Diese sind unter anderem nötig, um die Einbautechnik zu demonstrieren und zu prüfen, ob die erwarteten Eigenschaften des Sandwich-Systems zum Tragen kommen und die benötigte Abdichtungsfunktion erreicht wird.

Das SW-A-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. Seither läuft das Hauptprojekt, das bis Mitte 2023 abgeschlossen werden soll. Im Hauptprojekt werden Versuche in zwei Schächten im Felslabor Mont Terri durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachdem im November und Dezember 2020 das Abdichtsystem und die Instrumentierung des ersten Schachts abgeschlossen wurden, konnten zwischen Januar und Mai 2021 das Siegel und das Aufsättigungssystem eingebaut werden. Zur Aufsättigung wird künstlich hergestelltes Porenwasser (Pearson-Wasser) genutzt, welches dem Porenwasser des Opalinustons im Felslabor Mont Terri sehr ähnlich ist. Dieses Wasser wird mit schrittweise ansteigendem Druck injiziert, so dass das Abdichtsystem aufgesättigt wird. Im Juni 2021 wurden Lecks in zwei Leitungen bemerkt, die zu Sensoren in der Druckkammer führen. Als Folge wurde der Injektionsdruck reduziert, der Wasserspiegel gesenkt und die Lecks geschlossen. Im Anschluss konnte Mitte Juli mit der Aufsättigung fortgefahren werden. Nach einer weiteren Druckerhöhung Anfang August 2021 kam es zu einem Druckabfall und raschen Wassereintritt in das System. Dies kann dadurch erklärt werden, dass Wasser durch Umfliessen des ersten Dichtelements zu

undichten Leitungen im darüberliegenden Äquipotenzialsegment gelangt ist. Dies zeigt das erwartete Verhalten des Umfliessens der Dichtelemente und bestätigt die Funktionsweise des Sandwich-Systems. Nachdem die fehlerhaften Leitungen geschlossen wurden, konnte im November mit der Aufsättigung und einer schrittweisen Erhöhung des Drucks fortgefahren werden. Als erste Ergebnisse zeigt das Feldexperiment, dass die Installation des Systems erfolgreich war und das Sandwich-System wie erwartet funktioniert. Ein spezielles Augenmerk muss bei weiteren Versuchen auf die Leitungen gelegt werden. Das Experiment im Felslabor Mont Terri hat aktuell aufgrund der Corona-Pandemie und undichter Leitungen ungefähr ein Jahr Verzögerung. Die Arbeiten im Labor (Mini-Sandwich-Experimente) und die Computersimulationen laufen wie geplant.

Für die Kalibrierung der Computermodelle wurden Resultate des Mini-Sandwich-Experiments verwendet, welche das Institut für Gebirgsmechanik in Leipzig durchgeführt hat. Basierend auf den Angaben dieses Experiments haben die GRS, die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) und das ENSI im Berichtsjahr Berechnungen mithilfe verschiedener Simulationsprogramme und unterschiedlicher Ansätze durchgeführt. Abbildung 34 zeigt die zeitliche Wassersättigung eines Laborversuchs, die durch das ENSI mit seinem Computermodell ermittelt wurde. Die Ergebnisse bestätigen das Sandwich-Prinzip dadurch, dass zunächst die Dichtelemente (DS) mit Wasser gesättigt werden und die Potenzialausgleichs-Schichten als solche wirken. Diese Berechnungen gelten als Validierung für die Computermodelle und als Vorbereitung für die Modellierung des Hauptprojekts. Durch numerische Modellierung konnten alle drei Gruppen Ergebnisse von Mini-Sandwich-Experimenten reproduzieren.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das Experiment bietet die Möglichkeit, Erkenntnisse über Dichtmaterialien und ihre Wirkungsweise unter Einbezug des Wirt-

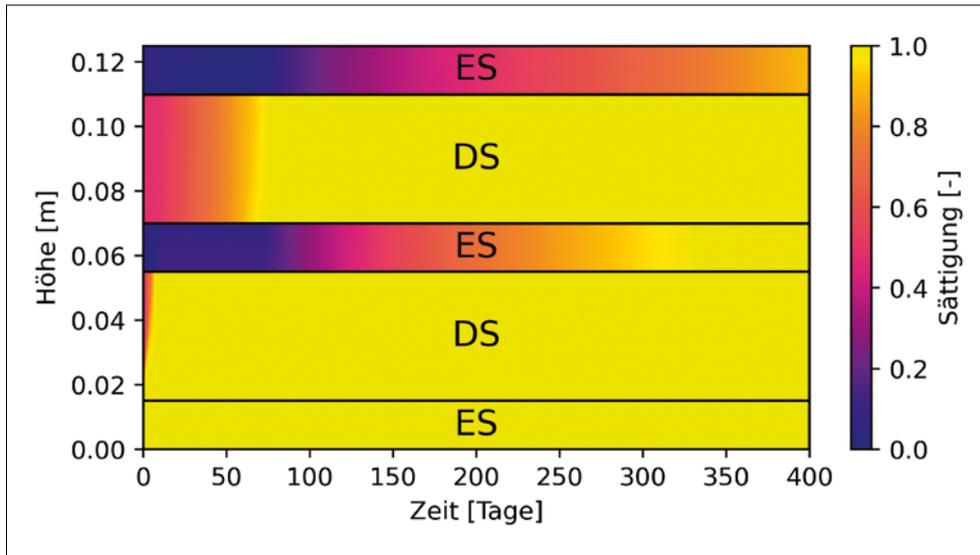


Abbildung 34: Simulationsergebnis entsprechend einem der durchgeführten Laborversuche. Gezeigt ist die Wassersättigung in axialer Richtung über die 400 Tage Laufzeit des Versuchs. DS = Dichtsegmente, ES = Äquipotenzialsegmente. Quelle: ENSI

gesteins zu gewinnen. Ausserdem wird die Möglichkeit geprüft, Konzepte für kabellose Datenübertragung im Verschlussbauwerk im Rahmen des Experiments zu testen. Durch die Kooperation mit den internationalen, am Projekt beteiligten sieben weiteren Partnern kann das ENSI seine Kenntnisse auf diesem Gebiet ausbauen und allenfalls numerische Modelle der Dichtbauwerke und ihrer Interaktion mit dem Wirtsgestein entwickeln.

Ausblick

Im aktuell beprobten Schacht wird der Druck weiterhin schrittweise erhöht und die Aufsättigung fortgeführt. Zusätzlich wird im Jahr 2022 die Installation des zweiten Schachtes geplant. Weitere Laborversuche sollen zu einem besseren Verständnis der Prozesse führen und Daten liefern, um die Computermodelle zu verfeinern. Nach weiteren Kalibrierungen der vorhandenen Computermodelle sind im Jahr 2022 numerische Berechnungen für das SW-A-Experiment geplant. Es ist vorgesehen, Ergebnisse des SW-A-Experiments an der internationalen Clay Conference zu präsentieren, die im Juni 2022 in Nancy stattfinden soll.

Zitierte Literatur

■ K. Emmerich, R. Schuhmann, F. Königer, P. Bohac, L. Delavernhe, K. Wiczorek, O. Czajkowski, J. Hesser, H. Shao, D. Jaeggi, P. Boss-

art, 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.

1.7.9 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 35). Da der Opalinuston ein dichtes Wirtsgestein 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

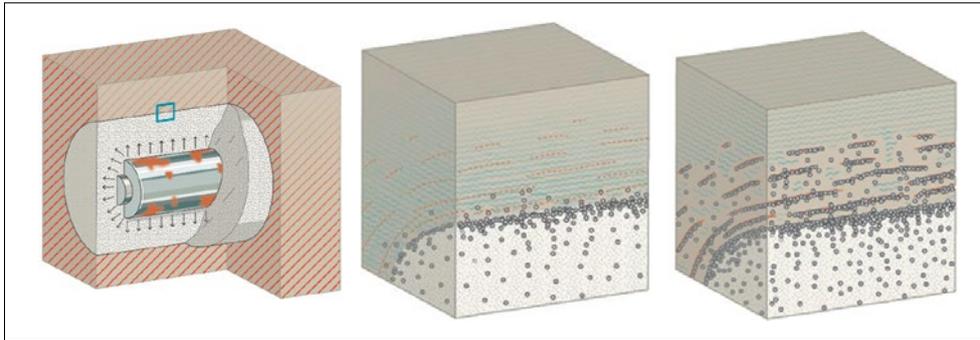


Abbildung 35:
Links: Korrosion des Lagerbehälters verursacht Gas (weiße Punkte).
Mitte: Vergrößerung des blauen Rechtecks der linken Seite. Das Gas diffundiert und verdrängt teilweise das Wasser. Rechts: Neue Wege für den Gastransport werden im Wirtgestein aufgrund von Mikrorissen erzeugt.
Quelle: ENSI

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	PI, Projektleitung, Finanzierung
FANC (Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, Belgien)	Projektbegleitung, Finanzierung
SCK CEN (Kernenergiezentrum)	Durchführung von Diffusionsexperimenten im Labor
Schützeichel	Bohrarbeiten
Solexperts	Durchführung des Felslaborexperiments
Swisstopo	Diverse in-kind Leistungen im Felslaborexperiment
Universität Stuttgart	Beratung

auch der durch Brüche gesteuerte Gasausbreitungsprozess (Abbildung 35). Aus den Resultaten von vergangenen Experimenten ist nicht ersichtlich, in welchem Bereich der Druckwerte die verschiedenen Transportmechanismen auftreten. Das Ziel dieses Projekts ist, mittels einfacher Experimente die Gastransportmechanismen und insbesondere den dilatanzgesteuerten Gastransport vertiefter zu untersuchen.

Projektziele des Berichtjahres und deren Umsetzung

Laborversuche

Das BGS hat die zwei ersten Laborversuche vom Jahr 2020 mit der Ausrichtung der Probe senkrecht zur Schichtung finalisiert. Ein weiterer Laborversuch mit einer neuen Probe und einer Ausrichtung parallel zur Schichtung wurde im Jahr 2021 durchgeführt (Abbildung 36). Aufgrund der COVID-Pandemie und eines defekten Lüftungssystems haben sich die geplanten Laborversuche um

ein halbes Jahr verzögert. Die Resultate der bisherigen Versuche zeigen, dass der Gaseintritt durch die minimale Hauptspannung kontrolliert wird. In allen Tests fließt das Gas hauptsächlich parallel zur Schichtung und dilatanz-gesteuerter Gasfluss wurde hauptsächlich senkrecht zur Schichtung beobachtet. Der Gasdruckverlauf im dritten Laborversuch wird in der Abbildung 37 gezeigt. Die Abbildung 38 zeigt die Resultate der axialen und radialen Dehnung im dritten Test.

In-Situ-Experiment

Die neun Bohrlöcher des In-Situ-Experiments wurden schrittweise von Januar 2021 bis Mitte Mai 2021 instrumentiert. Ein Instrumentierungsbericht mit allen Details der Auslegung wurde im November 2021 von Solexperts erstellt.

Die erste Testkampagne wurde nach der Instrumentierung des PP-Bohrlochs BGT-2 (Abbildung 39) zwischen 18. Januar und 18. Februar 2021 durchgeführt. Es wurden sechs Impuls-Injektionstests durchgeführt, einer

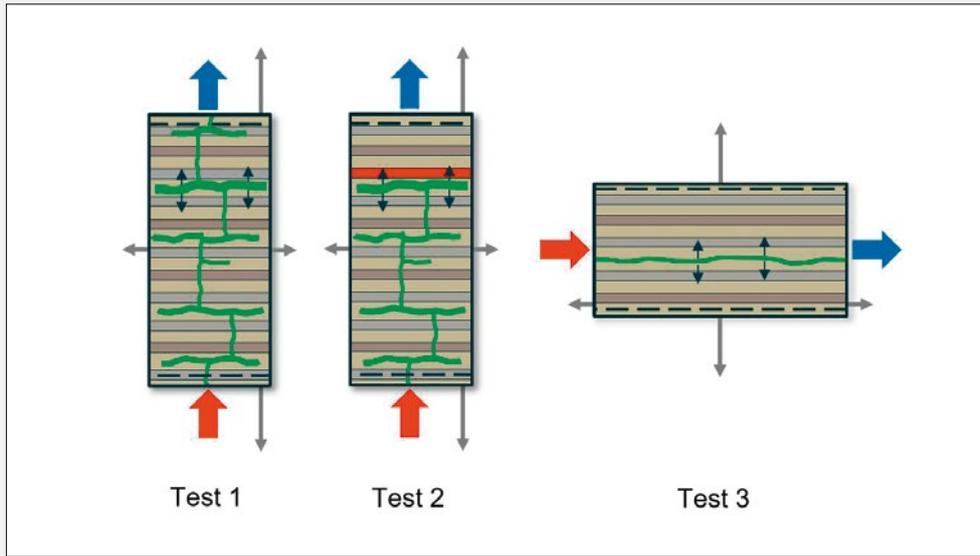


Abbildung 36: Orientierung der bisher durchgeführten Laborversuche. Die ersten beiden Tests haben eine Orientierung senkrecht zur Schichtung. Beim Test 2 wurde wenig Ausgangsfluss festgestellt. Im Test 3 wurde die Probe parallel zur Schichtung orientiert. Quelle: British Geological Survey

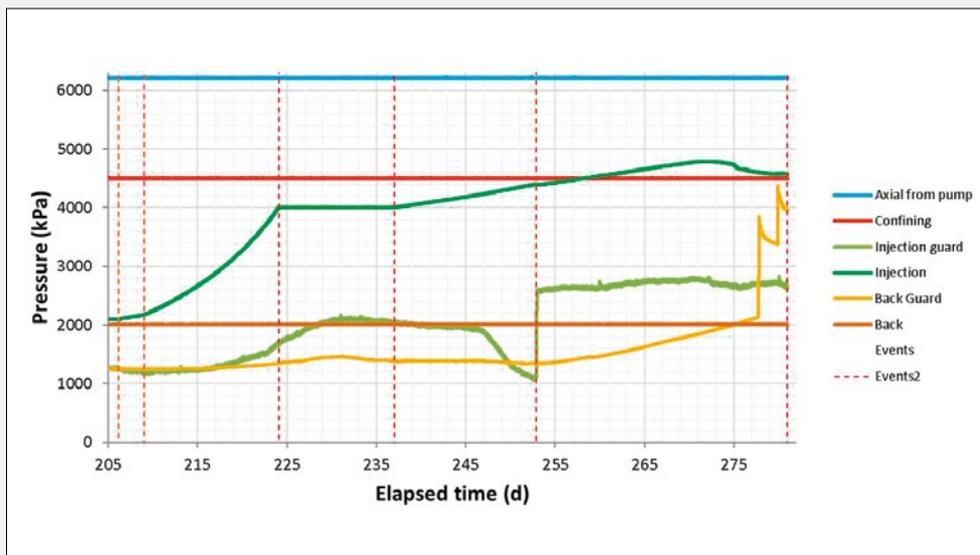


Abbildung 37: Verlauf der Druckwerte während des zweiten Tests. Der Durchbruch findet nach ungefähr 277 Tagen statt. Quelle: British Geological Survey

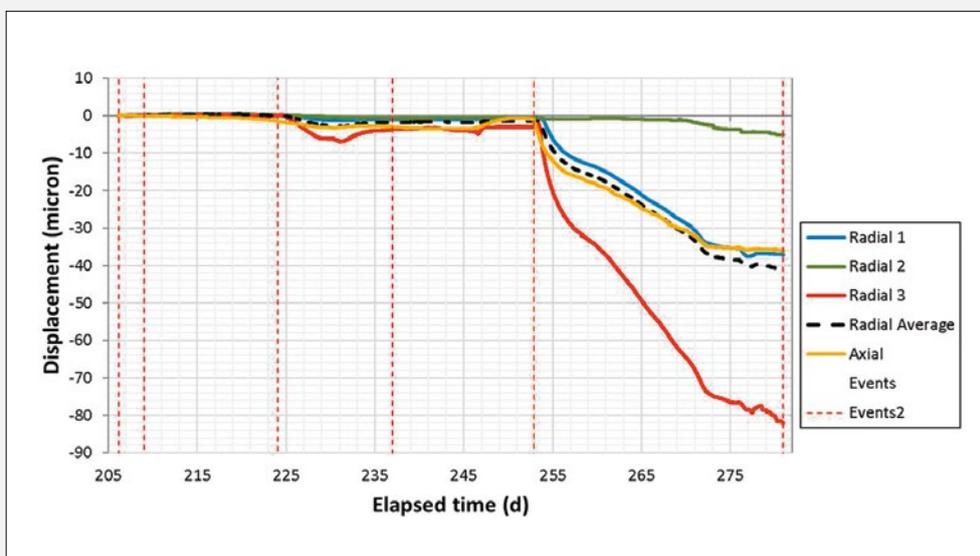


Abbildung 38: Dehnung senkrecht und parallel zur Schichtung im dritten Laborversuch. Quelle: British Geological Survey

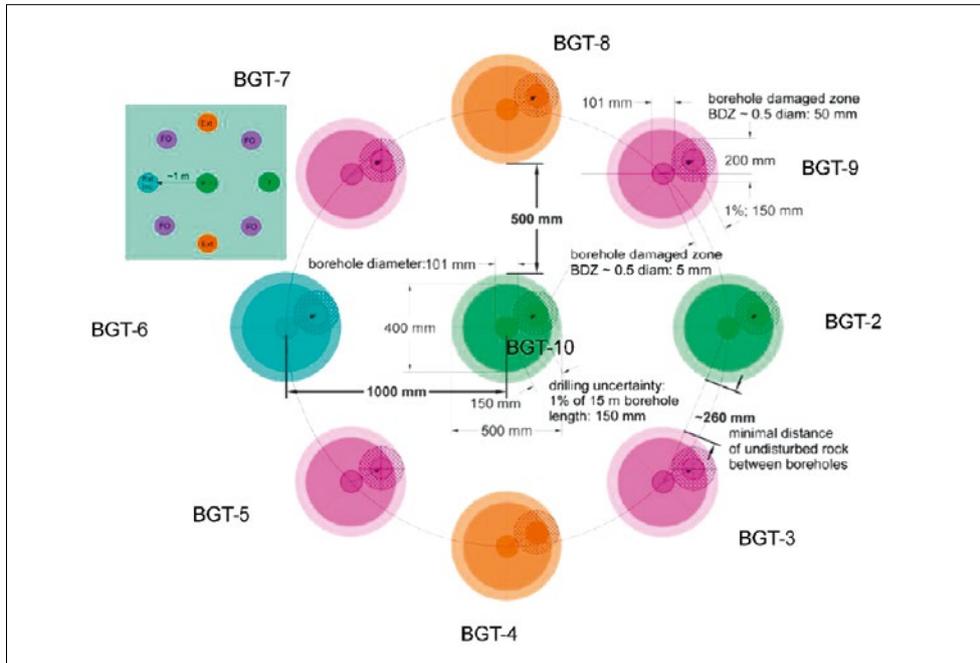


Abbildung 39:
Auslegung des
In-Situ-Experiments.
Schnitt senkrecht zu
den Bohrlöchern. FO:
Beobachtungsbohr-
loch, Pp: Porenwas-
serdruck-Bohrloch,
Ext: Bohrloch mit
Extensometer und
Inklinometer. In der
Abbildung werden
die Abweichungen
aufgrund der
Bohrarbeiten gezeigt.
Quelle: Solexperts

in jedem der sechs Intervalle der PP-Bohrlöcher. Zusätzlich wurde im Prüflintervall 4 eine konstante Druckinjektion mit entsprechender Druckwiederherstellung durchgeführt. Die Druckmessungen vor Beginn der Testkampagne ergaben Druckwerte zwischen 2 und 7 bar. In allen Intervallen wurden drei Impuls-Injektionstests durchgeführt. Es wurden Differenzdrücke zwischen 5 und 7 bar angelegt. Aufgrund von Druckreaktionen in den angrenzenden Abschnitten entlang des Bohrlochs wurden die Versuche in mehreren Schritten durchgeführt. Damit war eine möglichst ungestörte zu analysierende Druckwiederherstellung gewährleistet. Abschliessend wurde im Intervall 2 über einen Zeitraum von 6,8 Tagen ein Test mit konstantem Druck (Head Injection, HI) durchgeführt, gefolgt von der entsprechenden Druckwiederherstellung.

Das Ziel der Versuche in der PP-Bohrung war die Beurteilung der hydraulischen Drücke und der Durchlässigkeit. Sie erfolgte an den sechs Beobachtungspunkten (insgesamt sechs Intervalle) vor und nach dem Abteufen der weiteren Beobachtungsbohrungen und der Injektionsbohrung zur Überwachung von möglichen Transmissivitätsänderungen aufgrund der Bohraktivitäten. Ein Bericht mit den Resultaten der

ersten Testkampagne wurde von Solexperts erstellt.

Nach der ersten Testkampagne wurden die anderen Bohrlöcher schrittweise zwischen März und Juni 2021 instrumentiert. Eine zweite Testkampagne wurde nach der Instrumentierung des INJ-Bohrlochs BGT-10 (Abbildung 40) zwischen dem 10. November 2021 und dem 12. Januar 2022 durchgeführt. Es wurden drei Impuls-Injektionstests durchgeführt, einer in jedem der drei Intervalle des INJ-Bohrlochs BGT-10. Zusätzlich wurde im Prüflintervall 2 ein Konstantdruck-Injektionstest mit entsprechender Druckwiederherstellung durchgeführt. Das Vorgehen war ähnlich wie bei der ersten Testkampagne. Vor dem Test ergaben die Druckmessungen Druckwerte zwischen 2 und 7 bar. Das Ziel der hydraulischen Versuche in der INJ-Bohrung BGT-10 ist die Beurteilung der hydraulischen Drücke und der Transmissivität an den drei Intervallen der INJ-Bohrung BGT-10 zur Charakterisierung des Gebirges vor Beginn des Hauptversuchs. Ein Bericht mit den Resultaten der zweiten Testkampagne wurde von Solexperts erstellt.

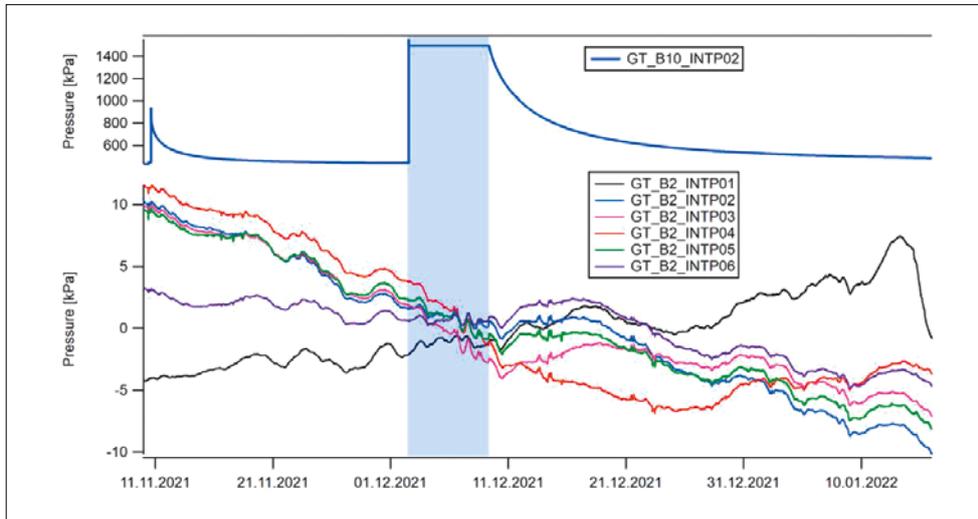


Abbildung 40:
Druckverlauf in den
Intervallen der
PP-Bohrung. Das
blaue Rechteck zeigt
die Injektion im
INJ-Bohrloch BGT-10
während des
Konstantdruck-Injek-
tionstests an. Quelle:
Solexperts

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Im Opalinuston wird der Gasfluss durch verschiedene Mechanismen gesteuert, deren Eintreten abhängig von der Höhe des Gasdrucks ist. Deshalb 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 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 Gastransport, ist abrupt. Das Ziel des GT-Experiments ist, diese Übergänge im Detail zu untersuchen.

Ausblick

Laborversuche

Im Jahr 2022 werden die Resultate der Laborversuche weiterhin analysiert und dokumentiert. Dazu werden zwei neue Test durchgeführt, nämlich ein Test mit einer Orientierung der Probe parallel zur Schichtung und ein Bruchtest. Die Möglichkeit ei-

ner Modellierung der Laborversuche wird in Erwägung gezogen, dafür wird eine Sitzung 2022 geplant. Im Jahr 2022 sind zudem Diffusions-Laborversuche durch SCK CEN vorgesehen.

In-Situ-Experiment

Nach der Finalisierung der Druck- und Impuls-Injektionstests in den Bohrungen GT-B2 und GT-B10 werden die Resultate analysiert. Daraufhin und nach der entsprechenden Stabilisierung der Gesteinseigenschaften wird die Gasinjektion im März 2022 gestartet. Abhängig vom Verlauf des Experiments wird ein halbes Jahr für die Dauer des Gas-Injektionstests geschätzt.

1.7.10 Felslabor Mont Terri: DR-C-Experiment – Diffusion in einem Wärmegradienten

Auftragnehmer: swisstopo

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte DR-C-Experiment untersucht den Einfluss eines thermischen Gradienten auf die Diffusion verschiedener Radionuklide. Durch den Einschluss der Radionuklide in den Tiefenlagerbehältern über lange Zeit wird die Diffusion der Radionuklide im Referenzfall nur zu einem geringen Anteil durch die erhöhte Temperatur im Nahfeld beeinflusst, da zum Zeitpunkt des Versagens der Tiefenlagerbehälter die hohen Temperaturen

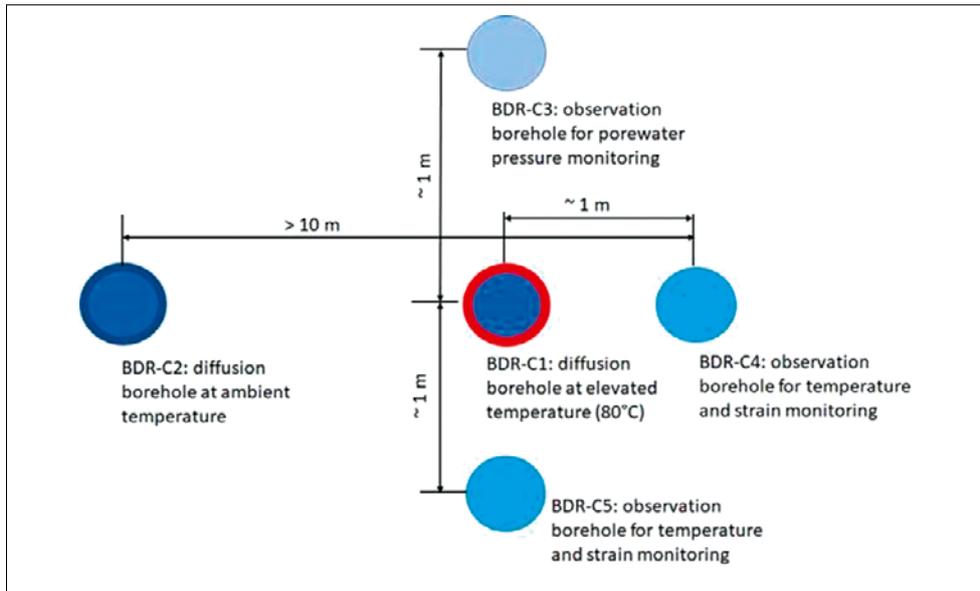


Abbildung 41:
Schema der An-
ordnung des Experi-
ments mit der
Injektionsbohrung
im Zentrum und den
Beobachtungsboh-
rungen im Umfeld.
 Quelle: FANC

bereits abgeklungen sind. Im Fall eines frühzeitigen Versagens eines Tiefenlagerbehälters können erhöhte Temperaturen eine Rolle spielen. Ziel des Experiments ist es daher, das Prozessverständnis für dieses Szenario zu verbessern. Da das Experiment in der sandigen Fazies des Opalinustons stattfindet, kann mit dem Experiment ausserdem die Datenbasis zur Diffusion in dieser Fazies verbessert werden.

Das Projekt wird von Guillaume Pochet (belgische Aufsicht FANC) als Principal Investigator geleitet, daneben sind ENSI (CH), Andra (französischer Implementer), Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung BASE (deutsche Aufsicht), die zur Helmholtz-Gesellschaft gehörenden Forschungszentren in Leipzig (UFZ) und in Karlsruhe (KIT) sowie swisstopo (CH) beteiligt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel des Jahres 2021 war es, das Experiment mit den Partnern vorzubereiten. Dazu gehörten auch das experimentelle Design und die Abschätzungsrechnungen. Aufgrund der COVID-Pandemie gab es jedoch eine deutliche Verzögerung im Ablauf. Auch die anderen Planungsarbeiten litten darunter. Die Beobachtungsbohrungen wurden abgeteuft (Abbildung 41), aber dies erfolgte erst im 3. Quartal 2021 und damit deutlich

später als geplant. Anschliessend erfolgte die geologische Charakterisierung der Bohrkerne und die Datenaufzeichnung (Logging). Ausserdem wurden die Proben chemisch und mineralogisch charakterisiert. In den Beobachtungsbohrungen wurden die Packersysteme (abschnittsweise Abdichtungen der Bohrung) und Sensoren installiert. Ausserdem wurden erste Abschätzungsrechnungen durchgeführt und die Zusammensetzung der Radionuklidmischung diskutiert. Nach derzeitiger Planung sollen die Radionuklide HTO (Wassermolekül mit Tritium), Iod-125, Iod-129, Cobalt-60, Cäsium-137 und Natrium-22 verwendet werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Für die Langzeitsicherheit der eingelagerten radioaktiven Abfälle spielt nach dem Versagen des Behälters die Diffusion eine sehr wichtige Rolle. Der diffusionsgetriebene Transport sorgt dafür, dass Radionuklide, welche aus der Abfallmatrix freigesetzt werden und schlecht sorbieren, trotzdem erst nach einer sehr langen Zeit von zehntausenden Jahren und länger in die Biosphäre gelangen können. Mit Hilfe des Experiments werden Diffusionskoeffizienten für erhöhte Temperaturen ermittelt. Diese Daten werden in die Sicherheitsanalysen des ENSI ein-

fließen, um die möglichen Konsequenzen eines frühzeitigen Behälterversagens zu berücksichtigen. Dieses Experiment verbessert damit das Prozessverständnis und die Datenbasis zum Temperatureinfluss auf die Diffusion für verschiedene Radionuklide. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am DR-C-Experiment die internationale Vernetzung mit anderen Projektpartnern.

Ausblick

Bis Ende 2022 soll das detaillierte Design des Experiments definiert und umgesetzt sein. Dazu gehören auch die Spezifizierung des Porenwassers und der verwendeten Radionuklide. Im Jahr 2022 soll die Bewilligung für die Injektion der Radionuklide beantragt werden und 2023 vorliegen. Die Injektion soll dann 2023 erfolgen und das Experiment bis 2024 laufen. 2024 soll dann der Rückbau mit dem Überbohren der Injektionsbohrung und der Probennahme erfolgen.

1.7.11 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston

Auftragnehmer: Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) Aachen, Lehrstuhl für Ingenieurgeologie und Hydrogeologie

ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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 zugrunde gelegten Gebirgsmodells und der darin festgelegten felsmechanischen Parameter in eine angemessene Beschreibung (konstitutive Modellierung) des Gebirges und die Bestimmung der dafür erforderlichen Modellparameter. In der Geomechanik steht eine grosse Bandbreite von Materialmodellen zur Verfügung, die bestimmte Bedin-

gungen und Zustände berücksichtigen. Mit Hilfe eines Materialmodells kann beispielsweise der Zusammenhang zwischen Verschiebungen und Spannungen im Gebirge spezifiziert werden. Die Parameter werden überwiegend mittels Labor- und Feldversuche bestimmt. Die Gültigkeit des Materialmodells hängt deshalb mehr oder weniger stark von der Übertragbarkeit der Versuchsrandbedingungen auf die Verhältnisse vor Ort ab.

Ziel des Forschungsprojekts ist die Integration von bestehenden und neuen hydromechanisch (HM) gekoppelten Labor- und Feldexperimenten sowie numerischen Simulationen zur Entwicklung, Implementierung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston. Dabei sind insbesondere Aspekte 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 Erfahrungs- und Forschungsbericht 2019, Kap. 1.7.10) mit bestehenden und neuen HM-gekoppelten Laborexperimenten unter verschiedenen Bedingungen, zum Beispiel 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 Opalinustons unter verschiedenen Belastungs- und Prüfkfigurationen unter Berücksichtigung der Anisotropie des Opalinustons;
- Entwicklung und Implementierung des Materialmodells in einem robusten numeri-

schen Code, welcher das hydromechanische 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 abgescherten Opalinuston-Proben mittels Breitionenstrahltechnologie («Broad Ion-Beam») und Rasterelektronenmikroskopie («Scanning Electron Microscopy»).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden mehrere Laborversuche an Proben des Opalinustons durchgeführt, um den Einfluss der Anisotropie auf die hydromechanischen Eigenschaften zu untersuchen. Zu den durchgeführten Experimenten gehören einaxiale Druckversuche und Zugfestigkeitsprüfungen, die unter genau definierten Sättigungsbedingungen mit unterschiedlichen Saugdrücken durchgeführt wurden. Darüber hinaus wurden vollständig gesättigte, konsolidierte und undrainierte Triaxialversuche unter zwei effektiven mittleren Konsolidierungsspannungen durchgeführt. Um das anisotrope Verhalten in diesen Versuchen zu analysieren, wurden Proben mit unterschiedlicher Orientierung der Schichtung in Bezug auf die Belastungsrichtung geprüft.

Die Ergebnisse der Laboruntersuchungen zeigen die Abhängigkeit der Festigkeit von der effektiven mittleren Spannung und ermöglichen die Bestimmung eines Versagensmodells, das in das konstitutive Modell implementiert wird. Zusätzlich zu diesen Laborversuchen wurde ein elasto-plastisches Schadensmodell in MOOSE (Multiphysics Object Oriented Simulation Environment) implementiert, um das hydromechanische Verhalten von Opalinuston zu beschreiben. Das Modell berücksichtigt drei Verformungsregime: 1) transversal isotropes elastisches Verhalten, 2) plastische Dehnung bis zur anisotropen Spitzenfestigkeit und 3) Verhalten nach der Spitzenfestigkeit. Die Kalibrierung des Modells wurde

anhand vorhandener Laborversuchsdaten durchgeführt. Diese Versuche decken einen breiten Bereich der effektiven Spannung (1 bis 16 MPa) ab.

Die geplanten mikrostrukturellen Untersuchungen der getesteten Proben zum besseren Verständnis über das Versagen des anisotropen Opalinustons und der Versagensmechanismen werden erst im kommenden Berichtsjahr abgeschlossen.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

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

Ein umfassendes Verständnis 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 2022 werden die konsolidierten, undrainierten Triaxialversuche und die mikrostrukturellen Analysen der verformten Proben abgeschlossen. Ein Fachartikel über den bei Proben unter unterschiedlichen effektiven Spannungen beobachteten Übergang zum mechanischen Versagen wird derzeit bei einer Fachzeitschrift eingereicht. Die Ergebnisse und Analysen der unter verschiedenen Belastungskonfigurationen durchgeführten konsolidierten, undrainierten Triaxialversuche werden voraussichtlich bis März 2022 abgeschlossen und in einem Artikel dokumentiert, der ebenfalls bei einer Fachzeitschrift eingereicht werden soll.

Das Kalibrierungsverfahren und die Finite-Elemente-Implementierung des entwickelten konstitutiven Modells sollen in einem Fachartikel dokumentiert und ebenfalls bei einer Fachzeitschrift eingereicht werden. Darüber hinaus soll ein grossmasstäbliches Tunnelmodell entwickelt werden, um das implementierte konstitutive Modell anhand vorhandener Felddaten zu validieren. Auch diese Ergebnisse sollen in einer Fachzeitschrift veröffentlicht werden.

Über die Durchführung einer zweiten im Rahmen des Forschungsprogramms geplanten 30m langen Kernbohrung im Felslabor Mont Terri (HM-C-Experiment) wurde noch nicht entschieden.

Das im Rahmen der aktuellen Forschungsarbeiten entwickelte hydromechanische Materialmodell soll ab April 2022 an der RWTH Aachen hinsichtlich des Kriechens des Opalinustons und der Temperatureinwirkung weiterentwickelt werden. Folgende Arbeiten sind geplant:

1. Kalibrierung des Materialmodells gegen die Daten der Nagra aus den durchgeführten Laborversuchen an Proben der Tiefbohrungen in der Nordschweiz;
2. Erweiterung des Materialmodells mit einer thermischen Option;

3. Entwicklung eines grundsätzlichen, mikromechanischen Verständnisses der Kriechprozesse im Opalinuston;
4. Untersuchung des Kriechverhaltens bei erhöhten Temperaturen;
5. Implementierung des hergeleiteten Kriechverhaltens in das thermisch-hydromechanisch gekoppelte Materialmodell und Validierung bzw. Kalibrierung anhand bereits vorhandener Laborversuchsergebnisse.

1.7.12 Felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston des Sanierungstunnels Belchen

Auftragnehmer: ETH Zürich, Erdwissenschaften, Ingenieurgeologie

ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Der Bau des Sanierungstunnels Belchen (2016–2017) entlang der Autobahn A2 zwischen Basel und Egerkingen (Länge: 3.2 km) westlich der beiden bestehenden Tunnelröhren ermöglichte es, felsmechanische Untersuchungen im Opalinuston abseits des Felslabors Mont Terri vorzunehmen. Der Vortrieb erfolgte maschinell mit einer Tunnelbohrmaschine (TBM). Der Tunnelausbau besteht aus einer Aussenschale aus vorgefertigten Betonsegmenten (Tübbingausbau) 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 42).

Nach Rücksprache mit dem Bundesamt für Strassen (ASTRA) hatte das ENSI gemeinsam mit einer Forschungsgruppe der Ingenieurgeologie der ETH Zürich ein felsmechanisches Untersuchungsprogramm entwickelt,

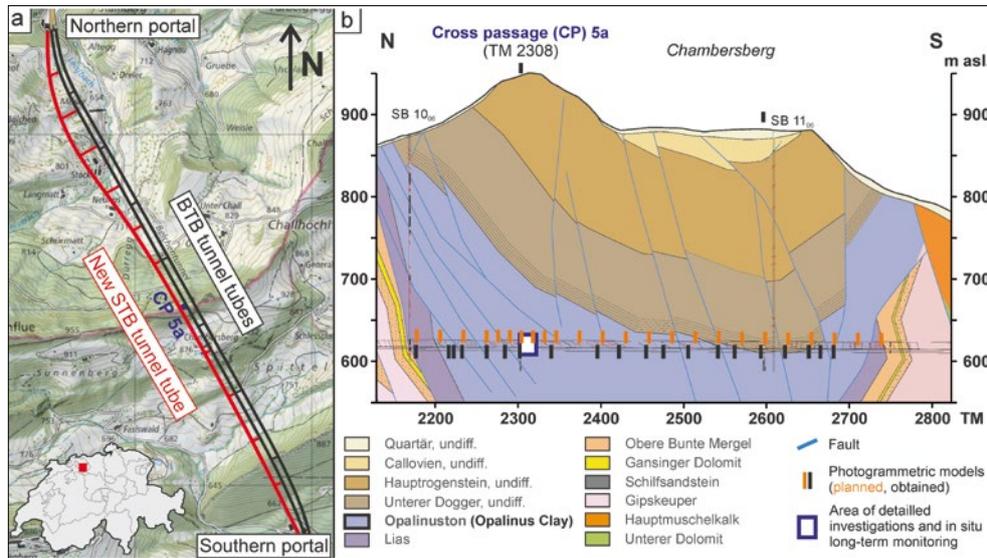


Abbildung 42: (a) Lageübersicht des neuen und alten Belchen-Tunnels, (b) Ausschnitt aus dem geologischen Prognoseprofil des Sanierungstunnels Belchen zwischen den Tunnelmetern (TM) 2140 und 2820 mit der Lage der geplanten und der tatsächlich ausgeführten geologischen Datenaufnahmen (Photogrammetrie) sowie des Messquerschnitts in der Nähe der Querverbindung 5a (CP 5a; TM 2305 bis 2320). Quelle: IG STBelchen.

das in zwei Phasen durchgeführt wurde. Das Forschungsprojekt hatte 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Forschungsprojekt wurde im Berichtsjahr abgeschlossen. Die Forscher haben in ihrem abschließenden Bericht (Anhang A) die Erkenntnisse und Schlussfolgerungen aus den rund fünf Jahren Forschungsarbeiten im neuen Belchen-Tunnel dargestellt und bewertet.

Der Schwerpunkt des Forschungsprojekts lag auf in situ-Untersuchungen zur zeitlichen und räumlichen Entwicklung der potenziellen Quellprozesse im Opalinuston. Die wichtigsten Arbeiten wurden in einem Messquerschnitt zwischen den Tunnelmetern 2315 und 2317 in der Nähe der Querverbindung 5a (CP 5a) durchgeführt, der zur Weströhre des bestehenden Belchen-Tunnels führt (Abbildung 43). Dort wurden die Gebirgsstrukturen, insbesondere die tektonischen Störungen, erkundet und eine breite

Palette von Sensoren installiert, die langfristig wesentliche Gebirgszustände und Verformungen messen:

- Druckmessdosen zur Messung von radialen Spannungen (Total Pressure Cells TPC) mit Temperatursensoren im Tübbingausbau;
- radiale Bohrungen, die mit Gleitmikrometerröhren (SM) ausgestattet sind;
- ein vertikales Bohrloch in der Sohle mit installierten Zeitbereichsreflektometern (Time-Domain Reflectometry TDR) und Porendrucksensoren sowie
- vier Bohrungen in der Querverbindung 5a (CP5a), von denen zwei mit Doppelpacksystemen für die Durchführung von hydraulischen und pneumatischen Tests und die langfristige Überwachung des Porendrucks ausgestattet sind.

Mittels der installierten Einrichtungen wurde die Entwicklung der Radialverschiebung, des Porendrucks und der Temperatur überwacht und hydraulische/pneumatische Bohrlochtests im gewählten Messquerschnitt durchgeführt. Darüber hinaus wurden die geologischen Strukturen des Opalinustons im Bereich der Chambersberg-Mulde (Abbildung 42) untersucht und die Ausbruchflächen an der Ortsbrust des Tunnels mithilfe photogrammetrischer Modelle kartiert. Neben den in situ-Untersuchungen wurden im Labor petrophysikalische Gesteinseigenschaften

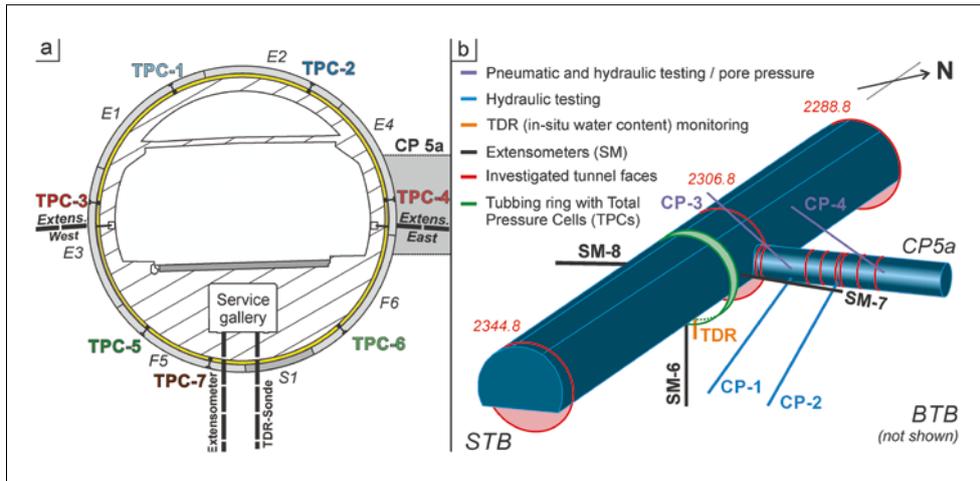


Abbildung 43: (a) Skizze des Tunnelquerschnitts im Bereich des Messquerschnitts bei Tunnelmeter (TM) 2315 (Blick in Richtung Nordportal) mit den Positionen der eingebauten Druckmessdosen (TPC-1 bis TPC-7) und der nahegelegenen TDR- und Extensometerbohrungen (TDR = Time-Domain Reflectometry), (b) Dreidimensionale Skizze der Situation im Bereich des Messquerschnitts und der Querverbindung 5a (CP5a). Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2021

(zum Beispiel gravimetrische und volumetrische Wassergehalte, Porosität), die Mineralogie von intakten und gestörten Zonen sowie die Porenwasserchemie des Opalinuston bestimmt und am Gestein Quellversuche durchgeführt. Ausserdem hat das Forschungsteam die mechanischen Eigenschaften des zwischen der Tunnelaussenschale (Tübbingausbau) und dem Opalinuston installierten Ringspaltmörtels ermittelt und die Auswirkungen thermischer Spannungen auf die gemessenen Radialspannungen mit numerischen Simulationen untersucht. Die technischen Details und Zwischenergebnisse dieser Untersuchungen wurden bereits in vorherigen Forschungsberichten des ENSI zusammengefasst.

Viele Prozesse können zur Entwicklung der Spannungen im Bereich zwischen Tunnelaussenschale (Tübbingausbau) und eingebautem Mörtel beitragen, unter anderem Temperaturschwankungen, ausbruchbedingte Spannungsumlagerungen, Quellung, Kriechen und Relaxation. Daher hat das Forschungsteam in Zusammenarbeit mit der Ruhr-Universität Bochum eine Reihe von numerischen Simulationen durchgeführt, um den mechanischen Einfluss der Temperatur auf die radialen Spannungen zu bewerten. Das Hauptziel dieser Untersuchung bestand darin, die temperaturbedingte Spannungsänderung zu quantifizieren, um eine qualitative Bewertung anderer Prozesse zu ermöglichen, die Spannungsänderungen an den

eingebauten Druckmessdosen (TPC, Abbildung 43) verursachen. Diese numerischen Untersuchungen wurden zusätzlich zu den im Rahmen des Forschungsprojekts des ENSI vorgesehenen Arbeiten durchgeführt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Das aktuelle Lagerkonzept der Nagra sieht untertägige Bauwerke im Opalinuston in Tiefen von 500 bis 900m 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 mechanische Schädigung des Opalinustons verursacht. Das beim Bau des Sanierungstunnels Belchen angewendete maschinelle Vortriebsverfahren (TBM-Vortrieb) kann als gebirgsschonend angesehen werden und könnte 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, auch wenn die potenziellen Standortgebiete in der Nordschweiz in tektonisch wenig beanspruchtem Opalinuston liegen. Das Wissen über

die Quellprozesse im Tunnelmassstab soll für Planung, Bau und Betrieb eines Tiefenlagers erweitert werden. Die Kenntnisse über die Auswirkungen eines maschinellen Vortriebsverfahrens 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

Das vom ENSI unterstützte Forschungsprojekt wurde im Berichtsjahr abgeschlossen. Davon unabhängige weitere Forschungsarbeiten werden an der Ruhr-Universität Bochum durchgeführt. Die im Rahmen der Zusammenarbeit zwischen ETH Zürich und der Ruhr-Universität Bochum gestarteten Laborversuche an Proben des Opalinustons in den neuen Quelldruckzellen unter tunnelbaurelevanten Randbedingungen sollen im Jahr 2022 abgeschlossen werden. Weitere zusätzliche numerische Untersuchungen werden derzeit an der Ruhr-Universität Bochum durchgeführt. Wissenschaftliche Veröffentlichungen dazu sind geplant, in denen die im Feld gewonnenen Daten, Quellversuche im Labor und numerischen Simulationen präsentiert und diskutiert werden.

1.7.13 DECOVALEX-2023

Projektorganisation: Lawrence Berkeley National Laboratory LBNL, USA

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das Projekt DECOVALEX ist eine internationale Forschungskoooperation, die vom Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL) koordiniert wird. Sie soll das Verständnis für gekoppelte thermische, hydraulische, me-

chanische 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.

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 pre-existing 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 Frei-

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.	Spain	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

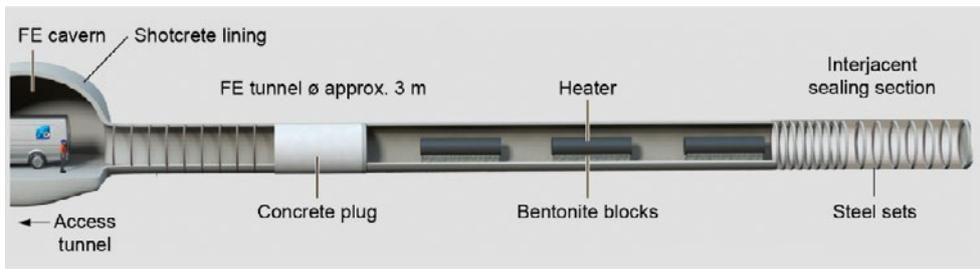


Abbildung 44: Schematische Darstellung des FE-Tunnels. Quelle: NTB 15-02

berg und Sandia National Laboratories teil. Der Task befasst sich mit der Modellierung des Full-scale Emplacement-Experiments (FE) im Felslabor Mont Terri. Schematisch ist die Auslegung des FE-Experiments in Abbildung 44 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 3D-Geometrie berechnet. Dabei erfolgt zuerst eine modellbasierte Vorhersage durch die Teams (sogenannte Blindrechnung), bevor die Messwerte zur Verfügung gestellt werden. Anschliessend erfolgt

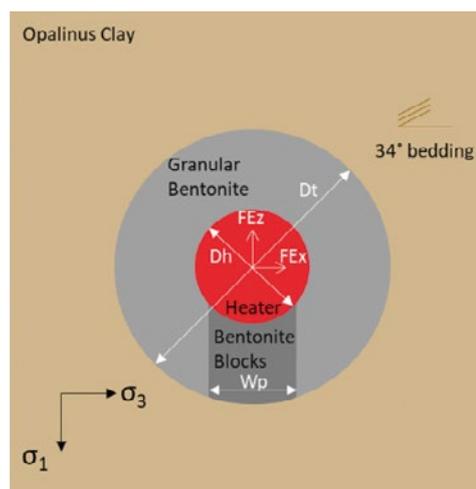


Abbildung 45: Schematische Darstellung des 2D-Modells für Schritt 1. Quelle: ENSI

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

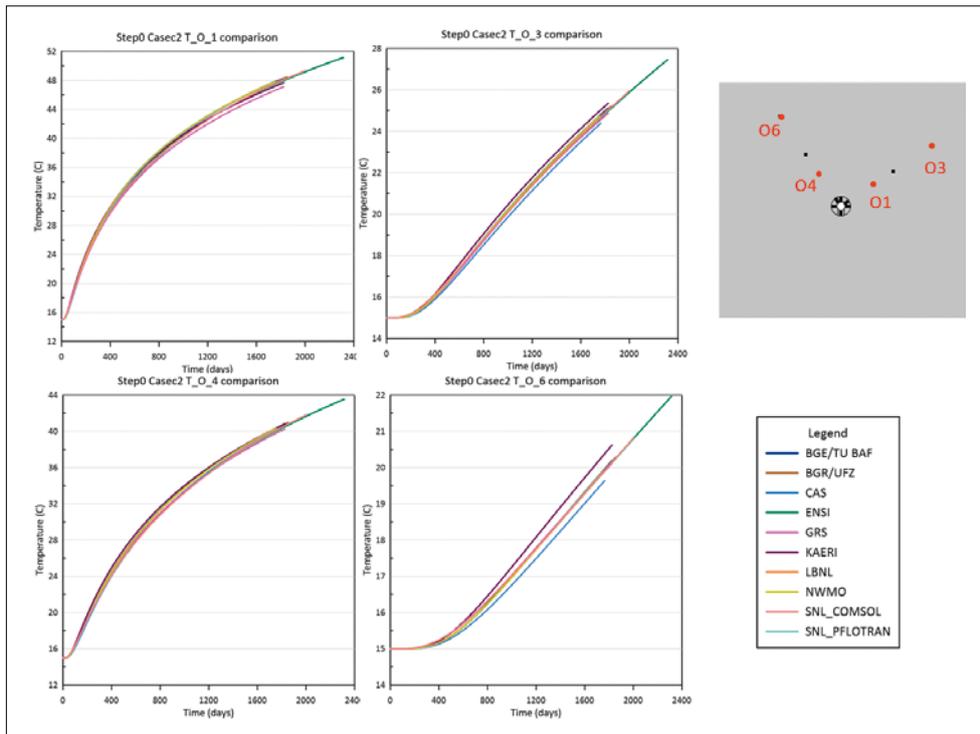


Abbildung 46: Vergleich der Temperaturentwicklung im Opalinuston parallel zur Schichtung (oben) und senkrecht zur Schichtung (unten) für das thermisch-hydraulisch-mechanische Modell. Quelle: ENSI

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 granularer Bentonit umgeben ist (Abbildung 45). Das Heizelement hat eine Heizleistung von 1350 W. Die abgegebene Wärme führt zum Anstieg der Temperatur im Umfeld des Heizelements. Für das 2D-Modell wurden drei Varianten mit zunehmender Komplexität vorgeschlagen. Die Varianten unterscheiden sich in der betrachteten thermisch-hydraulisch-mechanischen Kopplung. Die erste Variante beinhaltet nur thermische Aspekte. Die zweite Variante betrachtet eine thermisch-hydraulische, die dritte eine thermisch-hydraulisch-mechanische Kopplung. In Abbildung 46 wird der Temperaturanstieg über die Zeit an vier Beobachtungsstellen im Opalinuston für das thermisch-hydraulisch-mechanische Modell zwischen den Teams verglichen. Die Messstellen O1 und O3 liegen parallel zur Schichtung des Opalinustons, während die Messstellen O4 und O6 senkrecht zur Schichtung liegen. Der Vergleich

der Temperaturen zeigt höhere Werte für die Messstellen parallel zur Schichtung, was durch die höhere Wärmeleitfähigkeit entlang der Schichtung verursacht wird.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Teilnahme am Projekt DECOVALEX hat für das ENSI eine hohe Bedeutung für die Prüfung der Sicherheitsnachweise 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. Die im Projekt entwickelten Modelle 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 wird der Schwerpunkt auf den Arbeiten an Schritt 2, der dreidimensionalen Modellierung des FE-Experiments, liegen.

1.7.14 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 Forschung in Tongesteinen 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 erneut zu deutlichen Verzögerungen in den Aktivitäten des Clay Clubs. Wie auch im letzten Jahr konnte die jährliche Sitzung am 17. November 2021 nur als Videokonferenz abgehalten werden. An der Sitzung wurde über laufende Projekte sowie über die Planung neuer Projekte diskutiert.

Der Bericht zum Projekt «Argillaceous Media Database Compilation» konnte leider auch im Jahr 2021 noch nicht veröffentlicht werden. Einerseits benötigten die notwendigen Überarbeitungen mehr Zeit als geplant. Ausserdem mussten die Organisationen, welche Daten zur Verfügung stellten, der NEA die Rechte zur Veröffentlichung des Berichts gewähren. Die Veröffentlichung soll neu im Jahr 2022 erfolgen. Das Projekt beschäftigt sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von geologischen Tiefenlagern in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, mineralogischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Datensätzen, die für die betrachteten Gesteinsformationen zusammengetragen und übersichtlich dargestellt wurden.

An der Universität Bern wird das Projekt «CLAYWAT – Binding state and mobility of WATER in CLAY-rich media» bearbeitet. Darin geht es um die Verbesserung der Methoden zur Bestimmung des Porenwassergehaltes in Tonen und Schiefertönen, 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, Blue Mountain Formation), Frankreich (Callovo-Oxfordian und Toarcian-Domerian), Ungarn (Boda Tongestein), Japan (Wakkanai und Koetoi Formation) und der Schweiz (Opalinuston) untersucht. Die Laboranalysen sind abgeschlossen. Die Interpretation der ermittelten Daten war jedoch relativ aufwändig und erforderte zahlreiche Diskussionen zwischen den beteiligten Personen. Dadurch hat sich die Berichterstellung verzögert. An der Sitzung des Clay Clubs wurde der weitgehend fertig gestellte Bericht vorgestellt. Der vollständige Entwurf soll bis zum Frühjahr 2022 vorliegen. Anschliessend erfolgt die Überprüfung durch die Mitgliedorganisationen des Clay Clubs sowie durch weitere Experten. Eine Veröffentlichung des Berichts wird voraussichtlich im Jahr 2023 erfolgen.

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 2022 in Nancy in Verbindung mit der Clay Conference statt. Gastgeber ist der französische Endlagerprojektant Andra. An der Sitzung soll ein neues Projekt in Auftrag gegeben werden, welches sich mit der vertieften Untersuchung von Porenwasserdruck-Anomalien in Tongesteinen befassen wird.

1.7.15 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) hatte gezeigt, dass durch Altersbestimmungen mittels der kosmogenen Nuklide Beryllium (^{10}Be), Aluminium (^{26}Al) und Chlor (^{36}Cl) eine methodische Lücke geschlossen werden kann. Die erzielten Ergebnisse stel-

len 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 und darin die Methode des **isochron-burial datings** (Akçar et al. 2017) in erweitertem Umfang angewendet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im letzten Projektjahr wurden die gewonnenen Daten der seit Herbst 2017 untersuchten Lokalitäten Möhlin, der Region um Mandach, des Irchels und der westlichen Bodenseeregion (Details siehe Berichte der Jahre 2017 bis 2020) abschliessend ausgewertet, interpretiert und in ein landschaftsgeschichtliches Modell überführt. Die Forschenden kommen zum Schluss, dass zwischen ca. 2,6 und 1,0 Millionen Jahren vor heute Schmelzwasserschüttungen des Paläo-Linth- und des Paläo-Rheingletschers in mehreren Schüttungsphasen im Untersuchungsgebiet abgelagert wurden. Die relativ gleichmässigen Höhenlagen der Ablagerungsflächen von rund 300 ± 50 m über dem heutigen Niveau des Hochrheins deuten an, dass das Alpenvorland sich durch ein vergleichsweise geringes Relief auszeichnete. Dies wiederum lässt vermuten, dass das damalige Vorflutniveau (also die Paläo-Erosionsbasis) zwischen 2,6 und 1,0 Millionen Jahren vor heute auf relativ konstantem Niveau blieb, die Flüsse sich also nicht wesentlich in ihre Gerinne eintiefen. Die entstandenen Sedimentkörper sind im bestehenden morphostratigraphischen Konzept der Nordschweiz (z. B. Graf 1993, 2009a) den «Höheren Deckenschottern» zuzuordnen.

Vor ca. 1 Million Jahren senkte sich die Erosionsbasis dann markant ab, was zu Einschneidungen der Fliessgewässer um bis zu 130 Meter führte. Das oder die ursächlichen Ereignisse der Absenkung konnten von den Forschenden nicht näher bestimmt werden. Der rekonstruierte Zeitpunkt der Einschneidung fällt jedoch mit dem sogenannten mit-

telepleistozänen Übergang (Middle Pleistocene Transition, MPT) vor 1,2 bis 0,7 Millionen Jahren zusammen (Clark et al. 2006). Der MPT ist eine global nachweisbare Klimaveränderung, nach dem sich die Ausprägung von Warm- und Kaltzeiten deutlich intensivierte. Die vor der Einschneidung und der damit verbundenen Erosion flächig vorhandenen Deckenschotter-Sedimente blieben vereinzelt als Erosionsreste erhalten, welche heute markante Höhenzüge bilden. Als prominentes Beispiel ist der Irchel nordöstlich von Bülach zu nennen. Aufgrund der dort gefundenen Säugetierfossilien und seiner komplexen Deckenschotter-Abfolge war und ist der Höhenzug eine bedeutende Lokalität für das Forschungsprojekt und die Schweizerische Quartärforschung im Allgemeinen (siehe Ausblick).

Nach der Einschneidung vor ca. 1 Million Jahren stabilisierte sich die Erosionsbasis erneut. Die weiterhin episodisch aus dem Alpenraum in das Vorland geschütteten Sedimente lagerten sich entsprechend dem neuen Vorflutniveau ab. Im morphostratigraphischen Konzept der Nordschweiz ist dieses Niveau als «Tiefere Deckenschotter» bezeichnet. Von den Forschenden werden die als Tiefere Deckenschotter kartierten Sedimente in der Region Mandach und am Schienerberg nördlich von Stein am Rhein (siehe Abbildung 47) jedoch nicht mit den frühpleistozänen «Deckenschotter-Vereisungen», sondern aufgrund ihres ermittelten jüngeren Alters mit der grössten Vorlandvergletscherung (Most Extensive Glaciation, MEG) in Verbindung gebracht. In der Kiesgrube Bünten bei Möhlin wurde von den Forschenden der sogenannte «Bünten-Till» mittels kosmogenem isochron-burial dating auf $500'000 \pm 100'000$ Jahre datiert. Der Bünten-Till ist eine diamiktische Moränenablagerung und wird allgemein aufgrund seiner Geröllzusammensetzung als Beleg für einen Gletschervorstoss alpiner Herkunft bis ins Möhliner Feld, das heisst bis 20 Kilometer westlich von Basel, angesehen. Nach dem MEG kam es aufgrund der vorletzten und letzten Vorlandvereisung zu zwei weiteren Absenkungen der Erosionsbasis mit anschliessender



Abbildung 47: Luftaufnahme des Aufschlusses «Schienerberg» am westlichsten Ausläufer des Bodensees. Im Hintergrund sind die Burg Hohenklingen sowie Stein am Rhein zu erkennen. Der künstliche Aufschluss ist ca. 30 Meter hoch und 50 Meter breit. Für die morphostratigraphische als Tiefere Deckenschotter kartierten fluvio-glazialen Sedimente wurde von den Forschenden mittels isochron-burial dating ein Alter von ca. 500 000 Jahre bestimmt. Das Alter der grössten bekannten Vergletscherung der Schweiz (MEG) wurde von den Forschenden ebenfalls auf ca. 500 000 Jahre bestimmt, weshalb die Ablagerungen des Schienerbergs mit der MEG in Verbindung gebracht werden. Quelle: N. Akçar, Universität Bern

Stabilisierung des Vorflutniveaus auf einem jeweils tieferen Niveau («Hochterrasse» und «Niederterrasse», siehe zum Beispiel Gaar et al. 2019; Graf 2009b; Preusser et al. 2011). Die hier auf die Kernaussagen reduziert dargestellten Erkenntnisse des Forschungsprojektes werden wesentlich umfassender in Catharina Dielemans Dissertationsschrift (Dieleman 2021) sowie im Bericht der Forscher in Anhang A dokumentiert. Ebenso wurden diverse Publikationen zur Veröffentlichung bei namhaften wissenschaftlichen Zeitschriften eingereicht, wovon bis Redaktionsschluss die Altersbestimmung des Bünthen-Till publiziert vorlag (Dieleman et al. 2022).

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 zur Erosion erstellt werden. Diese orientieren sich an den Erosionsraten der Vergangenheit. Für die Bestimmung langfristiger Raten sind die Deckenschotter als älteste und heute höchstgelegene quar-

täre 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

Die im Projekt erfolgten Datierungen der Deckenschotter-Vorkommen des Irchel konnten die im Vorgänger-Projekt aufgeworfenen Frage zum internen Aufbau des Irchel (vgl. Claude 2016; Claude et al. 2019) nicht abschliessend klären. Aus diesem Grund wurde im November 2021 ein zweijähriges Folgeprojekt mit finanzieller Unterstützung des ENSI gestartet. In diesem Projekt soll der lithostratigraphische Aufbau mit weiteren Geländearbeiten und die zeitliche Abfolge der Sedimentkörper mit weiteren isochron-burial-Datierungen gezielt untersucht 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.

■ Clark P. U., Archer D., Pollard D., Blum J. D., Rial J. A., Brovkin V., Mix A. C., Piasias N. G., Roy M. (2006): The middle Pleistocene transition: characteristics, mechanisms, and implications for long-term changes in atmospheric pCO₂. *Quaternary Science Reviews* 25, 3150–3184.

■ Claude A. (2016): Landscape evolution of the northern Alpine Foreland: constructing a temporal framework for early to middle Pleistocene glaciations, Dissertation Universität Bern, Institut für Geologie, Bern.

■ Claude A., Akçar N., Ivy-Ochs S., Schlunegger F., Kubik P. W., Christl M., Vockenhuber C., Kuhlemann J., Rahn M., Schlüchter C. (2019): Changes in landscape evolution patterns in the northern Swiss Alpine Foreland during the mid-Pleistocene revolution. *GSA Bulletin* 131, 2056–2078.

■ Dieleman C. (2021): Establishing variations of Pleistocene glaciers in the northern Alpine Foreland: A new chronostratigraphic framework, Dissertation Universität Bern, Institut für Geologie, Bern.

■ Dieleman C., Christl M., Vockenhuber C., Gautschi P., Graf H. R., Akçar N. (2022): Age of the Most Extensive Glaciation in the Alps. *Geosciences* 12, 1–39.

■ Gaar D., Graf H. R., Preusser F. (2019): New chronological constraints on the timing of Late Pleistocene glacier advances in northern Switzerland. *E&G Quaternary Science Journal* 68, 53–73.

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

■ 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.

■ 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.

1.7.16 ICDP DOVE – Drilling Over-deepened Alpine Valleys

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, 2011). Während der Vorstösse wurden die Täler im nördlichen Alpenvorland 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.

Glaziale Übertiefungen (übertiefte Täler, übertiefte Tröge, overdeepened valleys) finden sich in oder angrenzend an alle drei Standortgebiete. Glaziale Übertiefungen sind erosiv geschaffene Hohlformen, welche bis unter die lokale Erosionsbasis greifen. Ihre Entstehung wird gegenwärtig auf die Einwirkung von unter hohem Druck stehenden subglazialen Schmelzwässern auf den von Gletschern überfahrenen Untergrund zurückgeführt. Sie sind also Zeugnisse vergangener Gletschervorstösse. Die nach dem Rückzug der abschmelzenden Gletscherzungen freiwerdenden Täler, Becken und Tröge wurden mit Schmelzwasser geflutet und füllten sich nach und nach mit Sedimenten auf. Sie sind daher in der Landschaft nicht zu erkennen. Bei erneuten Gletschervorstössen können die Sedimente wieder ausgeräumt werden. Anhand von Befunden aus Bohrungen ist aber bekannt,

dass diese Ausräumung nicht immer vollständig erfolgt und somit ältere Sedimente als Zeugen der früheren Vorstöße erhalten bleiben.

Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager ist es unter anderem entscheidend zu wissen, wie zukünftige Gletschervorstöße den Untergrund verändern werden. Die in den glazial übertieften Tälern erhaltenen Sedimente können dazu verwendet werden, die geologische Vergangenheit zu rekonstruieren und Vorhersagen für die zukünftige Vereisungsgeschichte zu entwickeln. Hierzu sind nicht nur Übertiefungen in unmittelbarer Standortnähe von Bedeutung, sondern auch aus dem gesamten Alpenraum. Das Projekt «Drilling Overdeepened Alpine Valleys» (DOVE) untersucht – in einer ersten Projektphase – fünf glaziale Übertiefungen auf der Alpennordseite mit dem Ziel, neue Erkenntnisse zu gewinnen betreffend

- a) der Ausdehnung und der zeitlichen Abfolge von vergangenen Vorlandvergletscherungen,
- b) dem Einfluss atmosphärischer Zirkulationsmuster, und
- c) dem Entstehungsprozess von glazialen Übertiefungen.

Das DOVE-Projekt wird von einem internationalen Forschungsteam mit Unterstützung des International Continental Scientific Drilling Program (ICDP) als Dachorganisation umgesetzt. Das Projekt ist in seiner Multidisziplinarität der Untersuchungsmethoden und Multinationalität der Untersuchungsorte einmalig. Weiterführende Informationen können dem Bericht der Forschenden im Anhang A sowie der Projektwebseite www.dove-icdp.eu entnommen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Von April bis Dezember 2021 wurden 50 km nordöstlich des Bodensees bei **Tannwald** (Deutschland) drei Forschungsbohrungen in den westlichen Teil einer ca. 220 m tiefen glazialen Rinne des Rhein-Gletschers erstellt. Während für zwei 163 bzw. 155 m tiefe Spül-

bohrungen sechs Wochen benötigt wurden, nahm die 168 m tiefe Kernbohrung fast 15 Wochen in Anspruch. Die Bohrlöcher sind im Dreieck angeordnet, nur jeweils knapp 30 m voneinander entfernt und bilden eine ideale Testkonfiguration für geophysikalische und hydraulische Versuche im Bohrloch. Das in der Kernbohrung gewonnenen Bohrgut ist von ausgezeichneter Qualität, was bei (Tief-) Bohrungen in quartären Lockergesteinen keine Selbstverständlichkeit darstellt. Während der Bohrarbeiten wurden regelmässig Spezialproben für hochsensible Edelgasmessungen und zur Analyse der mikrobiellen Aktivität in den tieferen Erdschichten gewonnen. Erste Interpretationen vor allem der ausgeführten seismischen Untersuchungen deuten an, dass die Füllung der untersuchten glazialen Rinne Sedimentabfolgen mindestens zwei Vorstöße des Rheingletschers dokumentiert.

Bei **Basadingen**, 10 km südöstlich von Schaffhausen, wurde von Mai bis Oktober 2021 ebenfalls eine Kernbohrung realisiert (Abbildung 48) und erreichte eine Endtiefe von 253 m. Der Felsuntergrund (Molasse-Gesteine) konnte nicht erreicht werden. Ausgehend von der vorgängig durchgeführten seismischen Erkundung und den geförderten Gesteinsproben ist jedoch davon auszugehen, dass nur wenige Meter bis zur vollständigen Durchteufung der quartären Füllung der glazial übertieften Basadingen-Rinne fehlen. Nach erfolgter intensiver geophysikalischer Analyse des erstellten Bohrlochs wurde dieses wieder rückverfüllt. Die gewonnenen Bohrkern sind von sehr guter Qualität und wurden vor Ort von den Forschenden bereits mit einem mobilen Kernmessgerät (multi sensor core logger MSCL) auf Parameter wie Gesteinsdichte, natürliche Gammastrahlung und magnetische Suszeptibilität analysiert.

Die Bohrkern der bereits 2017 erstellten Bohrung **Schäftlarn** (Deutschland), ca. 18 km südlich von München und unweit des Starnberger Sees, wurden im Sommer 2021 ebenfalls mit einem MSCL-Scanner vermessen. Ab Dezember wurden die Kerne erstmalig geöffnet und für Untersuchungen beprobt.



Abbildung 48: Blick auf den Bohrplatz der Forschungsbohrung Basadingen von Oktober 2021. Die Bohrung ist die erste ICDP-Bohrung in der Schweiz und befindet sich ca. 10 km südöstlich von Schaffhausen. Mit der Bohrung soll die Sedimentfüllung der sogenannten Basadingen-Rinne erschlossen werden. Die glazial übertiefte Rinne wurde vom Rheingletscher während mehrerer Eiszeiten in den Molasse-Untergrund eingeschnitten und erreicht in der Nähe zum Bohrstandort mit ca. 300 Meter einen beachtlichen Tiefgang.
Quelle: S. Schaller, Universität Bern

Erste Resultate lassen darauf schliessen, dass die über 200m tiefe glaziale Übertiefung des Isar-Loisach-Gletschers Sedimente mehrere Vereisungsphasen birgt.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager ist die mögliche Tiefenerosion durch Gletscher ein wichtiger Parameter. Wann die zum Teil bis unter Meeresniveau reichenden Übertiefungen im nördlichen Alpenvorland entstanden sind, insbesondere die maximale Ausräumung, ist bisher jedoch nicht bekannt. Im Rahmen einer internationalen Kooperation wird versucht, im gesamten Alpenraum Bohrungen in glazial übertiefen Rinnen/Becken abzuteufen und die Ablagerungen zu analysieren und zu datieren. Das hier dargestellte Projekt umfasst das erste Teilprojekt, welches auf fünf Standorte auf der Alpennordseite beschränkt ist. Die Ergebnisse fliessen in die Beurteilung von Standorten im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager ein.

Ausblick

Im Jahr 2022 werden die neu gewonnenen Bohrkerne der Bohrungen Tannwald und Basadingen geöffnet, detailliert beschrieben und für diverse Analysen (Lumineszenz, kosmogene Nuklide, Geomechanik, Porenwasserchemie, Mikrobiologie etc.) beprobt. Die bereits früher erbohrten Sedimente der **Neusillersdorf**-Rinne werden ab 2022 neu untersucht und vor allem für geochronologische Untersuchungen mittels Lumineszenz und kosmogenen Nukliden beprobt. In der 136m tiefen Bohrung Neusillersdorf, etwa 11km nordwestlich von Salzburg (Österreich), wurden 116m quartäre Sedimente des Salzach-Gletschers erbohrt. Aus der Erstbeschreibung in Fiebig (2014) lässt sich vermuten, dass die Sedimentabfolge eine mehrphasige Entstehungsgeschichte hat. Bereits vorliegende Lumineszenzdatierungen geben ein Alter von ca. 60'000 Jahren für den oberen Teil der Sedimentabfolge an (vgl. Fiebig, 2014). Ebenfalls schon vor Jahren und ausserhalb des Projekts wurden mit der Bohrung **Reitern 1 bei Bad Aussee**, Österreich, 900m

Sedimente einer vermutlich bis zu 1100 m tiefen Rinne erbohrt (van Husen, 2007). Die Rinne des Traun-Gletschers ist vermutlich nicht ausschliesslich auf glaziale Übertiefung zurückzuführen, da die Region für ihre Steinsalzvorkommen und damit verbundene Auslaugungsprozesse bekannt ist. Im Jahr 2022 sollen die gut erhaltenen Bohrkerne neu beschrieben und sedimentologisch charakterisiert werden. Auch sollen Proben für Altersbestimmungen entnommen werden. Zusätzlich zu den geplanten Arbeiten am Bohrkernmaterial soll die Umgebung von Bad Aussee zur detaillierten Erkundung der Rinnengeometrie seismisch untersucht werden.

Zitierte Literatur

- Fiebig M., Herbst P., Drescher-Schneider R., Lüthgens C., Lomax J., Doppler G. (2014): Some remarks about a new Last Glacial record from the western Salzach foreland glacier basin (Southern Germany). *Quaternary International* 328–329, 107–119.
- 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.
- van Husen D., Mayr M. (2007): The hole of Bad Aussee. An unexpected overdeepened area in NW Steiermark, Austria. *Austrian Journal of Earth Sciences* 100, 128–136.

1.7.17 Stochastisch-mechanische Analyse geologischer Strukturen

Auftragnehmer: Géosciences et Environnement (GEC), Université Cergy-Pontoise bei Paris

ENSI-Projektbegleiter: Meinert Rahn, Thomas van Stiphout

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Für die Suche nach geeigneten Standortgebieten in der Schweiz hat die Nagra in Etappe 3 des laufenden Sachplans geologische Tiefenlager in den noch zur Auswahl stehenden drei Standortgebieten jeweils 3D-seismische Messungen durchgeführt. Diese Datensätze erlauben die Rekonstruktion der

Verteilung der Schichten im geologischen Untergrund und der vorhandenen tektonischen Störungen (als Diskontinuitäten in ersterem). Die räumliche Verteilung der tektonischen Störungen ist das Integral der seit der Ablagerung der Schichten angesammelten spröden Deformation. Diese reflektieren verschiedene Spannungszustände der obersten Erdkruste in der geologischen Geschichte. Die Nagra nutzt diese Daten, um möglichst tektonisch ungestörte Bereiche herzuleiten, in denen die geologischen Verhältnisse einfach und gut zu prognostizieren sind (zum Beispiel NAB 14–105) und in denen auch die bautechnischen Eigenschaften des Gesteins nicht durch zersicherte Gesteinspartien verschlechtert werden.

Geologische Tiefenlager müssen die Sicherheit über einen Betrachtungszeitraum von bis zu einer Million Jahre gewährleisten. Damit verknüpft ist die Frage, inwiefern die bereits vorhandenen tektonischen Flächen im aktuell messbaren Spannungsfeld im Betrachtungszeitraum wieder reaktiviert werden könnten oder sich in einem ungestörten geologischen Untergrund neue Störungen ausbilden könnten (Cubas et al. 2008, ENSI 33/470). Um dieser Frage nachzugehen, wurde zusammen mit dem Bundesamt für Landestopographie swisstopo und der Universität Cergy-Pontoise bei Paris ein Forschungsprojekt im Rahmen einer Dissertation gestartet. Ziel dieses Projekts ist die Evaluation von Modellierungswerkzeugen zur Abklärung der Spannungszustände eines Krustenblocks, der sich an den geologischen Geometrien und Spannungsverhältnissen der Nordschweiz orientiert. Im Rahmen des Projekts soll untersucht werden, wie gut verschiedene Strukturen in diesem Block in 2D und 3D modelliert werden können. Damit soll aufgezeigt werden, an welchen Orten es zu Spannungskonzentrationen kommen könnte, wo im untersuchten Krustenblock eingebaute Strukturen reaktiviert und wo sich neue Strukturen ausbilden würden (Mary et al. 2013). Eine direkte Übertragbarkeit der Resultate aus dem Forschungsprojekt auf die noch verbleibenden Standortgebiete ist damit noch

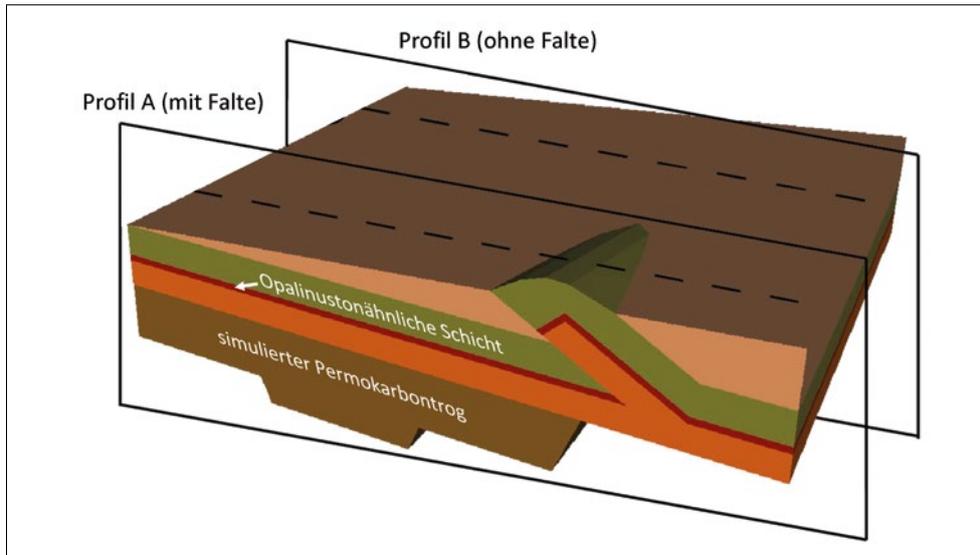


Abbildung 49: Schematischer Krustenblock mit der geologischen Situation in der Nordschweiz nachempfundenen Elementen (Permokarbondrog, nicht zylindrische Überschiebungen, Abscherhorizonte). Ein möglicher Abscherhorizont (mit Opalinuston-ähnlichen Eigenschaften) ist als dunkelrote Schicht markiert. Entlang von 2D-Profilen (Profil A mit Überschiebung, Profil B ohne Überschiebung) kann der Spannungszustand illustriert werden. **Quelle: Université Cergy-Pontoise, modifiziert.**

nicht möglich, da die 3D-seismischen Datensätze der Nagra für dieses Projekt noch nicht zur Verfügung stehen. Im Projekt sollen primär die Kapazitäten der Modellierungsprogramme getestet und die Ungewissheiten der daraus abgeleiteten Resultate eruiert werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Dissertation im Rahmen dieses Forschungsprojekts wurde im Oktober 2020 an der Universität Cergy-Pontoise begonnen. Dabei wird das dreidimensionale Spannungsfeld in einem Krustenblock von einigen Kilometern Kantenlänge modelliert und auf der Basis einer Grenzwert-Analyse (limit analysis, LA) einer Sensitivitätsanalyse unterzogen. LA sucht nach den minimalen Spannungen zur Bildung und Reaktivierung von bestehenden und zur Bildung von neuen Störungszonen innerhalb eines vorgängig definierten und bereits mit Störungsflächen versehenen Krustenblocks. Der geologische Untergrund wird dabei durch ein vereinfachtes Modell mit fünf Schichten abgebildet (Abbildung 49), denen jeweils unterschiedliche mechanische Parameter zugeordnet werden. Eine Opalinuston-ähnliche Schicht wird dabei durch Parameter simuliert, die die Ausbildung eines Abscherhorizontes zulassen würden. Variiert werden beispielsweise die Winkel

vorhandener Überschiebungsflächen. Zurzeit liegen zwei im Detail untersuchte Fälle vor, die mit Hilfe von Profilen und Spannungsverteilungen entlang generischer Bohrlöcher weiter untersucht werden können. Farbkodierte Darstellungen illustrieren, wo die höchsten Spannungskonzentrationen und erste Bewegungen auftreten könnten. Verschiedene Szenarien mit reaktivierten Abscherhorizonten können auf deren Sensitivität in Bezug auf die bei der Modellierung berücksichtigten Parameter getestet werden.

Bedeutung des Projektes, Beitrag zur nuklearen Sicherheit

Die Beurteilung der in der Nordschweiz verbleibenden drei Standortgebiete stützt sich stark auf die aus früheren und aktuellen geowissenschaftlichen Erhebungen vorliegenden Resultate, insbesondere 2D- und 3D-seismische Datensätze sowie Resultate aus den Tiefbohrungen der Nagra. Anhand dieser erstellt die Nagra ein räumliches Bild des Ist-Zustands des geologischen Untergrundes, und es sollen daraus die am besten geeigneten untertägigen Bereiche für eine zukünftige Lagerplatzierung gewählt werden (Standortwahl). Dabei wird seitens Nagra von der geologischen Situation ausgegangen, wie sie sich aktuell präsentiert. Anhand der in den Bohrungen beobachteten Bohrloch-Randausbrüche lässt sich auch das Spannungsfeld im Untergrund herleiten und evaluieren, welche tektonischen Trennflächen im Untergrund möglicherweise innerhalb des Betrachtungszeitraums reaktiviert werden könnten.

Die im Rahmen dieses Forschungsprojekts bisher durchgeführten generischen 2D- und 3D-Modellierungen zeigen, wo sich entlang der im Modell eingebauten (und sich seitlich verändernden) Strukturen Spannungen aufbauen und die Reaktivierung von bestehenden Störungen zu erwarten ist. Spannungskonzentrationen an Orten abseits der im Modell vorhandenen Strukturen deuten an, wo unter der Annahme eines grosstektonisch gleichbleibenden Spannungsfeldes zusätzlich die Neubildung von Störungszonen zu erwarten wäre. Sensitivitätsanalysen zeigen dabei den Einfluss der eingesetzten Parameter auf das Resultat auf.

Ausblick

Die Forschungsarbeiten haben im Oktober 2020 begonnen und sollen im Herbst 2023 abgeschlossen werden. Zum Abschluss der Arbeiten sollen Modellierungswerkzeuge vorliegen, welche die Spannungsverteilung in einem frei modellierbaren geologischen Untergrund verlässlich voraussagen können. Abhängig davon, wie die Ungewissheiten in der Prognose von reaktivierten oder neu

gebildeten Störungen aussehen, kann gegebenenfalls im Anschluss an die oben beschriebene Doktorarbeit in einem Folgeprojekt der 3D-seismische Datensatz der Nagra dazu verwendet werden, um für die drei verbleibenden Standortgebiete der Nagra detailgetreue Modelle zu erstellen und die Werkzeuge der Voraussage auf diese direkt anzuwenden. Das erarbeitete Analysewerkzeug dürfte damit rechtzeitig zur Beurteilung der Standortwahl der Nagra vorliegen.

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, Wettingen, März 2015.

2



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. Die Information zu Vorkommnissen sind ein wichtiger Bestandteil dieses Austausches von Betriebserfahrungen.

Zwei wesentliche Knotenpunkte des internationalen Netzwerks sind die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) mit Sitz in Wien sowie die 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 (International Nuclear and Radiological Event Scale) wurde zur Einstufung jeder Art von nuklearen und radiologischen Ereignissen erstellt und dient als Kommunikationsmittel gegenüber der Öffentlichkeit. Die Berichte über Vorkommnisse werden in einer Datenbank gesammelt, welche den Mitgliedsländern zur Verfügung steht.

Das Netzwerk der nationalen IRS-Koordinatoren und INES-Beauftragten ermöglicht einen 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 2021 wurden der IAEA 1 Vorkommnis der INES-Stufe 0 (Ereignis ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung), 2 Vorkommnisse der INES-Stufe 1 (Anomalie), 6 Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) und keine Vorkommnisse der INES-Stufe 3 (ernsthafter Zwischenfall) oder höher gemeldet. Von diesen 9 Vorkommnissen ereigneten sich 4 Vorkommnisse (einmal INES 0, einmal INES 1 und zweimal INES 2) je in einem Kernkraftwerk, die restlichen 5 Vorkommnisse traten in anderen Anlagen, 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 5 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://joint-research-centre.ec.europa.eu/scientific-activities-z/clearinghouse_en) 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 dem ENSI 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 weitere wichtige Quelle sind auch die Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Deutschland. Im Jahre 2021 wurden von der GRS vier Vorkommnisse mit Empfehlungen veröffentlicht. Diese betrafen die Sicherheit in der Informationstechnik in einer petrochemischen Anlage in Saudi-Arabien, welche auf Kernkraftwerke übertragbar sein könnte, und das unbeabsichtigte Abschalten eines Personenmonitors im KKW Lingen. Von den Schweizer Ereignissen erstellte die GRS auf Basis der Zusammenarbeit mit dem ENSI im Rahmen der Deutsch-Schweizer Kommission einen Bericht zu Inkonsistenzen im Betriebshandbuch des KKW Gösgen und zu einer Abweichung vom Montagesollstand am Notstand-Dieselmotor im KKW Beznau. 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. Im Berichtsjahr waren in diesem Zusammenhang nachfolgend beschriebene Vorkommnisse der INES-Stufe 2 relevant.

2.1 Cruas-2 (INES 2)

Beim Verlassen der Anlage nach einer routinemässigen Prüfung wurde bei einem Arbeiter eine sehr hohe Oberflächenkontamination im Bereich «Schulter-Kopf» festgestellt. Im Nacken des Arbeiters wurde ein radioaktives Partikel gefunden, dessen Herkunft nicht geklärt werden konnte. Zum Ermitteln der akkumulierten Dosis des Arbeiters wurde

also davon ausgegangen, dass er die Quelle vom Zeitpunkt des Betretens der Anlage bis zum Entfernen des Partikels bei sich trug. Das lokale Jahreslimit von 500 mSv auf einer Hautoberfläche von höchstens 1cm² wurde somit überschritten, die gesamte Körperdosis von 20 mSv jedoch nicht.

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 auf die Schweizer Kernkraftwerke übertragbar. In französischen Anlagen ist es üblich, dass der Strahlenschutz die Arbeitsplätze vorbereitet, aber alle operativ notwendigen Aufgaben (zum Beispiel die Kontaminationskontrolle) von den die Tätigkeit ausführenden Mitarbeitern erledigt werden. In den Schweizer Kernkraftwerken werden solche Arbeiten immer vom Strahlenschutz begleitet. Insbesondere in Bereichen, in denen mit derartiger Kontamination zu rechnen ist, werden die Mitarbeiter mit entsprechenden Schutzmassnahmen ausgestattet, so dass eine Kontamination vermieden wird.

2.2 Heysham-1 (INES-2)

Aufgrund einer Spannungsschwankung im Hochspannungsnetz (400 kV) kam es zur Notstromanforderung im Kernkraftwerk Heysham-1, welches über zwei Reaktorblöcke verfügt. Nach erfolgter Reaktorschneidabschaltung und dem Starten der Notstromaggregate sollten zur Kühlung beider Blöcke mindestens zwei Nachwärmeabfuhrpumpen (Emergency Boiler Feed Pump) automatisch in Betrieb gehen. Insgesamt stehen hierfür vier Pumpen zur Verfügung, eine war in turnusmässiger Wartung. Die automatische Startsequenz verlief lediglich bei einer Pumpe erfolgreich. Die anderen beiden verfügbaren Pumpen konnten aber innerhalb 45 Minuten zugeschaltet werden, sodass die Kühlung der beiden Reaktorkerne anschliessend redundant gewährleistet werden konnte.

Das Ereignis wurde mit INES 2 klassiert und führte somit gemäss der Ausserbetriebnahmeverordnung (SR 732.114.5) zu einer

Übertragbarkeitsprüfung auf die Schweizer Kernkraftwerke. Die Sicherheitssysteme und deren unterstützende Systeme sind in den Schweizer Kernkraftwerken redundant und diversitär aufgebaut, sodass ein Mehrfachversagen aufgrund der gleichen Fehlerursache sehr unwahrscheinlich ist. Die Systemverfügbarkeiten werden periodisch getestet. Dem ENSI liegen derzeit noch nicht alle Detailangaben zu dem Vorkommnis im Kernkraftwerk Heysham-1 vor, um eine abschliessende Bewertung vorzunehmen. Nach derzeitigem Wissensstand geht das ENSI nicht von einer Übertragbarkeit des Ereignisses auf Schweizer Kernanlagen aus.



3

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 und Expertinnen an internationalen Symposien teil und sie empfangen am Sitz des ENSI Delegationen ausländischer Behörden und Organisationen.

Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf Art. 87 und Art. 104 des Kernenergiegesetzes (KEG) und Art. 2 Abs. 2 des ENSI-Gesetzes (ENSIG). Sowohl die bilaterale als auch die multilaterale Zusammenarbeit sind durch Staatsverträge (SR 0.732) geregelt.

Das internationale Engagement des ENSI wird in der Strategie zur internationalen Zusammenarbeit festgehalten.¹ Die Strategie legt fest, welche Ziele das ENSI auf internationaler Ebene verfolgt, welche Positionen es in Gremien vertritt und welchen Schwerpunkten es sich annimmt.

Der internationalen Zusammenarbeit des ENSI liegen auch verschiedene internationale Übereinkommen zugrunde, welche die Schweiz ratifiziert hat. 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.

Die global grassierende COVID-19-Pandemie, welche durch das neuartige Virus SARS-CoV-2 ausgelöst wurde, hatte im Jahr 2021, wie auch schon im vorangegangenen Jahr, einen bedeutsamen Einfluss auf die internationale Zusammenarbeit des ENSI. Bedingt durch die Pandemie wurden politische und technische Konferenzen internationaler Organisationen vermehrt in hybrider Form abgehalten. Dieses Format ermöglichte den Delegationen des ENSI den jeweils aktuellen

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

pandemischen Umständen entsprechend teilweise physisch, teilweise aber auch virtuell an den verschiedenen Veranstaltungen teilzunehmen. Zudem wurden der Umgang mit Pandemien allgemein sowie auch die aus der COVID-19-Pandemie gewonnenen Erkenntnisse («lessons learned») in viele der Diskussionen, die in internationalen Gremien wie der IAEA, der NEA oder der WENRA geführt wurden, aufgenommen.

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 91 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 ist die Demokratische Republik Kongo 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 neunte Überprüfungs-konferenz wird vom 20. bis zum 31. März 2023 in Wien

stattfinden. Das ENSI wird dazu bis im Sommer 2022 den Länderbericht verfassen.

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. 2021 sind die Demokratische Republik Kongo, Ruanda und Zimbabwe der Joint Convention beigetreten. Damit sind es nun 87 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 einzuberufen, um die Effektivität des Überprüfungsprozesses zu evaluieren. Zur Evaluation und Fortentwicklung des Überprüfungsprozesses sollen an der ausserordentlichen Sitzung verschiedene Vorschläge vorgelegt werden. Zum Beispiel sollen mögliche technische Diskrepanzen und Widersprüche in den Richtlinien-Dokumenten der Joint Convention bereinigt werden. Ein weiterer Vorschlag handelt von der Erneuerung der Mechanismen, durch welche Vertragsparteien verschiedenen Ländergruppen zugeteilt werden. Diese Erneuerung soll es Ländern ermöglichen, von anderen Ländern mit ähnlich grossen Nuklearprogrammen überprüft zu werden.

Die geplante ausserordentliche Sitzung musste jedoch aufgrund der COVID-19-Pandemie schon zwei Mal verschoben werden. Zum ersten Mal hätte sie im Mai 2020 stattfinden sollen, wurde dann aber auf Februar 2022 vertagt. Weil auch die Durchführung im Februar 2022 aufgrund der Pandemie nicht

möglich ist, steht nun zur Diskussion, ob ein neues Datum für die ausserordentliche Sitzung gefunden werden soll, oder ob die Debatte über die verschiedenen Vorschläge in die 7.Überprüfungskonferenz inkorporiert werden soll.

Die Vorbereitungsarbeiten mit der IAEA für die 7. Überprüfungskonferenz haben 2021 begonnen. Sie wird voraussichtlich vom 27. Juni bis zum 8. Juli 2022 in Wien stattfinden. Weil der ehemalige ENSI-Direktor Hans Wanner die Position des Präsidenten der 7.Überprüfungskonferenz innehat, ist das ENSI massgeblich an der Vorbereitung, Organisation sowie Durchführung der beiden Veranstaltungen beteiligt.

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 ein Ministertreffen abgehalten. Bei dem Treffen, welches aufgrund der COVID-19-Pandemie vom Jahr 2020 ins Jahr 2021 verschoben werden musste, wurde

eine neue Umweltstrategie, die Umweltstrategie für den Nordostatlantik 2030 («North-East Atlantic Environment Strategy 2030») verabschiedet. Das darin formulierte dritte strategische Ziel beschäftigt sich konkret mit der Verhinderung der Verschmutzung der Meeresumgebung durch radioaktive Stoffe. Dieses strategische Ziel beinhaltet mehrere operative Ziele, die es umzusetzen gilt. Einerseits sollen bis 2025 alle Faktoren ermittelt werden, welche die weitere Verringerung der Konzentrationen radioaktiver Stoffe in der Meeresumwelt beeinträchtigen. Aufgrund dieser Ermittlung sollen mögliche Lösungen geprüft werden. Zudem sollen bis 2025 verschiedene Arten von Verlusten radioaktiver Stoffe ermittelt werden, welche zur Verschmutzung der Meeresumwelt beitragen können. Bis 2027 soll festgestellt werden, inwiefern der Verlust verschiedener radioaktiver Stoffe und die damit zusammenhängende Verschmutzung weitere Massnahmen erfordert. Schlussendlich sollen bis 2028 Methoden überprüft und aktualisiert werden, um die möglichen Auswirkungen von Freisetzungen, Emissionen und Verlusten radioaktiver Stoffe auf die Meeresökosysteme besser bestimmen zu können. Die Vertragsparteien haben sich darauf geeinigt, die Strategie durch einen Umsetzungsplan zu realisieren.

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 Jahr 2020 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 vom 28. März bis zum 1. April 2022 stattfinden wird. Zur Umsetzung dieser Überprüfungskonferenz wurden im Berichtsjahr vom Eidgenössischen Departement für auswärtige Angelegenheiten (EDA) organisatorische Vorbereitungen getroffen sowie Konsultationen mit Mitgliedstaaten durchgeführt.

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 Rahmen der 8. Konferenz der Vertragsparteien der Espoo-Konvention, welche virtuell im Dezember 2020 durchgeführt wurde, wurde von den Mitgliedsstaaten ein Leitfaden (Guidance) verabschiedet, welcher das Ziel verfolgt, zu klären, ob und unter welchen Umständen Laufzeitverlängerungen von Kernkraftwerken eine grenzüberschreitende Umweltverträglichkeitsprüfung erfordern. Die Guidance dient dazu, die Vertragsparteien bei der praktischen Anwendung der Espoo-Konvention zu unterstützen. Sie wurde von der Espoo Ad Hoc-Gruppe Lifetime Extension of Nuclear Power Plants (ad hoc group LTE) erarbeitet. Der verabschiedete Leitfaden befindet sich jetzt in der praktischen Umsetzung.

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 173 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 und ist hauptsächlich für die inhaltliche Politikgestaltung der IAEA verantwortlich. Im September 2020 wurde die Schweiz für die Amtsperiode von



Abbildung 1: Das IAEA Hauptgebäude in Wien. Quelle: IAEA

2020 bis 2023 in den Rat gewählt. Gemeinsam mit Vertretern des Bundesamts für Energie (BFE) und des EDA wird das ENSI die Schweiz in diesem politischen Gremium repräsentieren.

IAEA Safety Standards

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

- In den 2006 publizierten **Fundamental Safety Principles** werden 10 Grundprinzipien für die nukleare Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Menschen und Umwelt vor schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» ausgeführt.

- Die **Safety Requirements** konkretisieren diese Grundprinzipien und legen themenspezifische Anforderungen zur Gewährleistung der Sicherheit fest. Die Empfehlungen sind auf dieser Stufe als «Soll-Bestimmungen» formuliert.

- Die **Safety Guides** führen ihrerseits die Safety Requirements weiter aus und schlagen Massnahmen und Verfahren zur Einhaltung der Safety Requirements vor. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als «Sollten-Bestimmungen» formuliert und zeigen Wege auf, wie die Umsetzung der Safety Requirements erfolgen kann.

Die Safety Principles und Requirements werden vom Gouverneursrat der IAEA verabschiedet, die Safety Guides vom Generaldirektor der IAEA. Die **Commission on Safety Standards (CSS)** leitet die ständige Weiterentwicklung der Safety Standards. Die Schweiz wird in der CSS seit 2021 von Rosa Sardella, Leiterin des Fachbereichs Strahlenschutz des ENSI, 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 (EPRSC, Notfallschutz). Das ENSI ist auch in allen fünf Fachkomitees vertreten.

Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat die Schweiz nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen.

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

3.2.1.1 Integrated Regulatory Review Service (IRRS)

Auf Anfrage eines Landes überprüft die IAEA mit einem internationalen Expertenteam, ob dessen Nuklearaufsicht ihren Vorgaben entspricht. Weltweit wurden insgesamt schon 120 solcher Überprüfungen durchgeführt. 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 Vertreterinnen und 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.

Unter der Leitung des Direktors der finnischen Aufsichtsbehörde STUK, Petteri Tiipanna, wurde im Berichtsjahr, vom 18. bis zum 29. Oktober, die dritte vollständige IRRS Mission durchgeführt. An der Mission nahmen 20 internationale Expertinnen und Experten aus 15 verschiedenen Ländern sowie drei Mitarbeiter und Mitarbeiterinnen der IAEA teil. Seitens des ENSI wurde das Projekt durch die Sektion Internationales geleitet.

Während der Mission haben sich die internationalen Expertinnen und Experten mit allen relevanten nationalen Partnerbehörden (GS-UVEK, EDA, BFE, BAG, BABS, SUVA, KNS), dem ENSI-Rat, der NAGRA, mit Vertretern der Anlagebetreiber sowie einer NGO getroffen. Ausserdem besuchte das internationale Team die KKW's Gösgen, Beznau und Mühleberg, den Forschungsreaktor an der EPFL sowie das PSI.

Basierend auf einer zweijährigen internen Vorbereitung sowie beruhend auf den erwähnten Gesprächen und Besuchen wurden unter anderem Themen wie Stilllegung, Transport von radioaktivem Material sowie berufsbezogener Strahlenschutz behandelt und in den Bericht des Expertenteams aufgenommen.

Das internationale Team hat in seinem Bericht Empfehlungen («Recommendations»), Vorschläge («Suggestions»), gute Praktiken («Good Practices») und gute Leistungen («Good Performances») formuliert, welche sich einerseits an die Regierung und andererseits ans ENSI richten. Insgesamt wurden sieben Empfehlungen, 13 Vorschläge, zwei gute Praktiken und neun gute Leistungen ausgesprochen. Fünf der Empfehlungen so-



Abbildung 2: Petterii Tiipanna, Leiter der IRRS Mission 2021.
Quelle: ENSI

wie einer der Vorschläge sind an die Schweizer Regierung gerichtet.

Generell schlussfolgerte das Expertenteam, dass das ENSI eine fortschrittliche, kompetente und unabhängige Aufsichtsbehörde sei. Zudem erhielt das ENSI zwei gute Praktiken: dies sind hervorragende Arrangements, Programme, Leistungen oder Organisationen, die über das hinausgehen, was anderswo allgemein beobachtet wird. Somit sind es gute Praktiken laut der IAEA wert, von anderen Regulierungsbehörden als Vorbild betrachtet zu werden (<https://www.iaea.org/services/review-missions/integrated-regulatory-review-service-irrs/irrs-good-practices>). Die Expertinnen und Experten lobten vor allem die herrschende Aufsichts- und Sicherheitskultur als gute Praktik.

Eine generelle Herausforderung stellt laut dem Bericht der mittel- und langfristige Erhalt des Fachwissens dar. Zu diesem Zweck soll die Schweizer Regierung den Bedarf an Fachwissen evaluieren und anschliessend Massnahmen zu dessen Deckung festlegen. Empfehlungen ans ENSI betreffen die Aktualisierung des ENSI-Regelwerks und die Vollzugsverfahren für Inspektionen. Das ENSI wird sich mit einem Massnahmenplan der Umsetzung dieser Empfehlungen widmen. In den nächsten Jahren wird eine Follow-Up-Mission wiederum die Umsetzung der Empfehlungen begutachten.

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. Mehrere 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 Dezember 2021 eine IRRS Follow-Up Mission in Belarus geleitet.

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. Grundsätzlich werden bei einer IPPAS-Mission die existierenden Regelungen und Praktiken eines Staates mit den relevanten internationalen Instrumenten und Veröffentlichungen der IAEA zur nuklearen Sicherung verglichen. Insbesondere werden die existierenden Regelungen und Praktiken eines Staates dem CPPNM/A sowie der sogenannten «Nuclear Security Series» (NSS) gegenübergestellt. Die NSS bietet internationale Konsensleitlinien zu allen Aspekten der nuklearen Sicherung. Seit dem Bestehen des Programms (1996) wurden in mehr als 54 Ländern insgesamt über 90 Missionen durchgeführt. Eine IPPAS-Mission wird auf Anfrage eines Mitglied-

staates durchgeführt. Bisher bestanden IPPAS-Missionen aus einem verbindlichen allgemeinen Teil und 4 wählbaren Themen-Modulen:

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)
- Neu soll jedoch noch ein weiteres optionales Modul der IPPAS-Mission hinzugefügt werden:
6. Nuclear Material Accounting and Control (optional)

In Kooperation mit dem BAG und dem BFE bereitete sich das ENSI im Berichtsjahr auf eine IPPAS Follow-Up Mission vor, welche voraussichtlich vom 30. Oktober bis zum 10. November 2023 stattfinden wird. In erster Linie wurden im Berichtsjahr verschiedene Self-Assessments durchgeführt.

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 50 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 Wärmeenergieerzeugung, World Nuclear Association und die World Association of Nuclear Operators. Aus den Datensätzen in PRIS erstellt die IAEA jährlich die Publikationen Nuclear Power Reactors in the World, Country Nuclear Power Profiles und Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States. Die

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

Die Datenbank für Kernenergieliteratur (International Nuclear Information System INIS) wurde 1970 geschaffen, indem bereits existierende Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen Sowjetunion und dem Vereinigten Königreich zusammenggeführt 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 4.3 Mio. Einträge.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Kernenergieagentur fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Im Berichtsjahr ist Bulgarien der NEA beigetreten. Die inzwischen 34 Mitgliedsländer verfügen zusammen über rund 80% der weltweiten nuklearen Stromerzeugungskapazität. Die NEA mit Sitz bei Paris unterstützt ihre Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis für Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und haftpflicht, ökonomische und gesellschaftliche Fragen sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten. Die meisten der NEA-Berichte sind frei erhältlich unter <http://www.oecd-nea.org/pub>.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit arbeiten zwei Kommissionen. Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) be-



Abbildung 3: Der OECD NEA Hauptsitz im Boulogne, Paris. Quelle: OECD NEA

schäftigt 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 ein neuer, zukunftsweisender Fünfjahres-Strategieplan für den Zeitraum 2023–2028 angenommen. Im Zentrum des Strategieplans liegt die Rolle der Kernenergie bei der Unterstützung der De-

karbonisierung der weltweiten Energieversorgung. Zudem priorisiert der Plan die Interaktion der NEA mit externen Gruppen und Organisationen, setzt einen Fokus auf kleine modulare Reaktoren (SMR) und erörtert die Wichtigkeit der Wirtschaftlichkeit der Kernenergie.

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. Noch bis Ende 2022 hat das CNRA neun ständige Arbeitsgruppen:

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

■ Working Party on Boiling Water Reactors (WPBWR)

Das ENSI ist in allen Gruppen ausser der WGRNR, WGSAR, WGCS und WGDIC vertreten. An den CNRA-Tagungen erstatten die Arbeitsgruppen jeweils Bericht. Die CNRA koordiniert – wie die anderen Kommissionen – die Tätigkeiten der Arbeitsgruppen und genehmigt die Publikation von Berichten.

Der Zweck der WGSC besteht darin, die Diskussion und den Austausch zu fördern sowie verschiedene praktische Ansätze zur Aufrechterhaltung einer gesunden Sicherheitskultur zu entwickeln. Die Arbeitsgruppe wird Konzepte aus neueren «Green Booklets» weiterentwickeln, die sich auf die Merkmale und Kultur einer effizienten Aufsichtsbehörde konzentrieren. Auch im Berichtsjahr veröffentlichte die WGSC einen Bericht, welcher Konzepte der «Green Booklets» fortentwickelt und Schlussfolgerungen spezifiziert, die zur kontinuierlichen Weiterentwicklung der Sicherheitskultur der Aufsichtsbehörden beitragen.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedsstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit von Inspektionen und analysiert Inspektionsmethoden und -techniken im Zusammenhang mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen bei der Aufsicht über die Kernanlagen. Neben den halbjährlichen Treffen führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zu ausgewählten Themen mit einem erweiterten Teilnehmerkreis durch. Das Programm für multinationale Inspektionen (Benchmarking Inspection Practices) der Working Group on Inspection Practices (WGIP) wird weitergeführt. Im Berichtsjahr bereitete sich die WGIP auf einen Workshop vor, welcher im Juni 2022 in Polen durchgeführt werden soll. Themen, die behandelt werden sollen, sind: Alterungsmanagement, der «Graded Approach» sowie die Auswirkungen der COVID-19-Pandemie auf die Inspektionspraktiken. Zudem finalisierte die WGIP im Berichtsjahr einen Bericht zur Schnittstelle zwischen nuklearer Sicherung und Sicherheit.

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

fahrungen 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. Auch im Berichtsjahr wurden wichtige Informationen zu insgesamt sieben Vorkommnissen in Mitgliedsstaaten geteilt. Die WGOE hat dabei auch Vorfälle in Verbindung mit der andauernden COVID-19-Pandemie analysiert und kam zum Schluss, dass diese nur von geringer Signifikanz waren.

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die WGPC befasst sich mit den Themen Transparenz von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Bevölkerung um Kernanlagen, Wahrnehmung der Behörde in der Öffentlichkeit sowie Krisenkommunikation. Im Berichtsjahr hat die WGPC eine öffentliche Umfrage zum Thema Vertrauen sowie eine Umfrage zum Thema Risikokommunikation in Mitgliedstaaten durchgeführt.

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. Im Berichtsjahr finalisierte die WPBWR zwei Berichte. Einer der beiden Be-

richte befasst sich mit den Guidelines zur allgemeinen Unfallverhütung. Der zweite Bericht handelt von der Messung des Wasserstands in Reaktordruckbehältern.

Die eben erwähnten neun ständigen Arbeitsgruppen bleiben in ihrer aktuellen Form noch bis Ende 2022 bestehen und werden ab Januar 2023 in fünf neue Arbeitsgruppen umstrukturiert. Diese Umstrukturierung stand im Berichtsjahr im Zentrum der beiden Sitzungen der CNRA, welche im Juni und Dezember 2021 durchgeführt wurden. Die fünf neuen Arbeitsgruppen werden die folgenden Anwendungsbereiche umfassen:

- Working Group on Policy and Licensing
- Working Group on New Technologies
- Working Group on Supply Chain
- Working Group on Inspection and Oversight
- Working Group on Leadership and Safety Culture

Die Working Group on Policy and Licensing wird sich auf politische und bewilligungsrechtliche Fragen konzentrieren, denen sich die in Betrieb befindlichen Kernreaktoren und die geplanten neuen Reaktoren in den NEA-Mitglieds- und Partnerländern gegenübersehen.

Die Working Group on New Technologies wird sich auf neue Reaktoren und innovative Konzepte zur Unterstützung der bestehenden Flotte fokussieren.

Die Aufgabe der Working Group on Supply Chain wird es sein, sich mit Fragen im Zusammenhang mit der Versorgungskette auseinanderzusetzen, mit denen sich die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke und die geplanten neuen Leistungsreaktoren konfrontiert sehen.

Die Working Group on Inspection and Oversight wird sich auf die Ermittlung und den Austausch guter Praktiken bei der behördlichen Inspektion und Aufsicht fokussieren. Dies soll zum täglichen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken beitragen.

Die Aufgabe der Working Group on Leadership and Safety Culture wird es sein, Diskussionen und den Austausch zu fördern. Sie soll verschiedene praktische Ansätze für die Entwicklung und Aufrechterhaltung einer wirk-

samen Führung und einer gesunden Sicherheitskultur prüfen.

3.2.2.3 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

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

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

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

Die beiden Sitzungen des CSNI wurden im Juni und Dezember des Berichtsjahres via Video-Konferenz durchgeführt. Bei dem Treffen im Juni 2021 wurden zwei neue Expertengruppen ins Leben gerufen: Einerseits

die Expert Group on Small Modular Reactors (SMRs) und andererseits die Expert Group on Fire Research. Die Expert Group on SMRs wird mit der Aufgabe beauftragt, zu überprüfen, welche Massnahmen das CSNI ergreifen soll, um existierende Wissenslücken im Zusammenhang mit der Sicherheit von technisch ausgereiften SMRs (also solche, die bald zum Einsatz kommen könnten) schliessen zu können. Sie soll die wichtigsten Sicherheitsprobleme ausfindig machen, welche für eine Reihe von Reaktortypen gelten. Die Expert Group on Fire Research soll einen Überblick über frühere und aktuelle CSNI-Brandforschungsaktivitäten erarbeiten. Zudem soll sie Vorschläge zur Steigerung der Relevanz und Effizienz sowie zur Verbesserung der Koordination zwischen diesen Aktivitäten ausarbeiten.

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

Die WGELEC setzt sich mit Sicherheitsfragen zu elektrischen Systemen von kerntechnischen Anlagen auseinander. Die Tätigkeit der Arbeitsgruppe zielt darauf ab, die Sicherheitsleistung kerntechnischer Anlagen zu erhöhen und die Wirksamkeit der Regulierungspraxis in den NEA-Mitgliedsländern zu verbessern.

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.

Die WGIAGE befasst sich mit der Integrität und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie der Erdbebensicherheit von Kernanlagen und umfasst drei Untergruppen zu diesen Themen.

Die WGHOFF soll das Verständnis über den Einfluss von Menschen und Organisation auf

die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation.

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). 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. Unter anderem beschäftigt sich die WGEV mit der Kombination von seismischen Gefahren, die zusammen mit anderen Gefahren, wie zum Beispiel Überschwemmungen, auftreten können.

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 Organization), 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

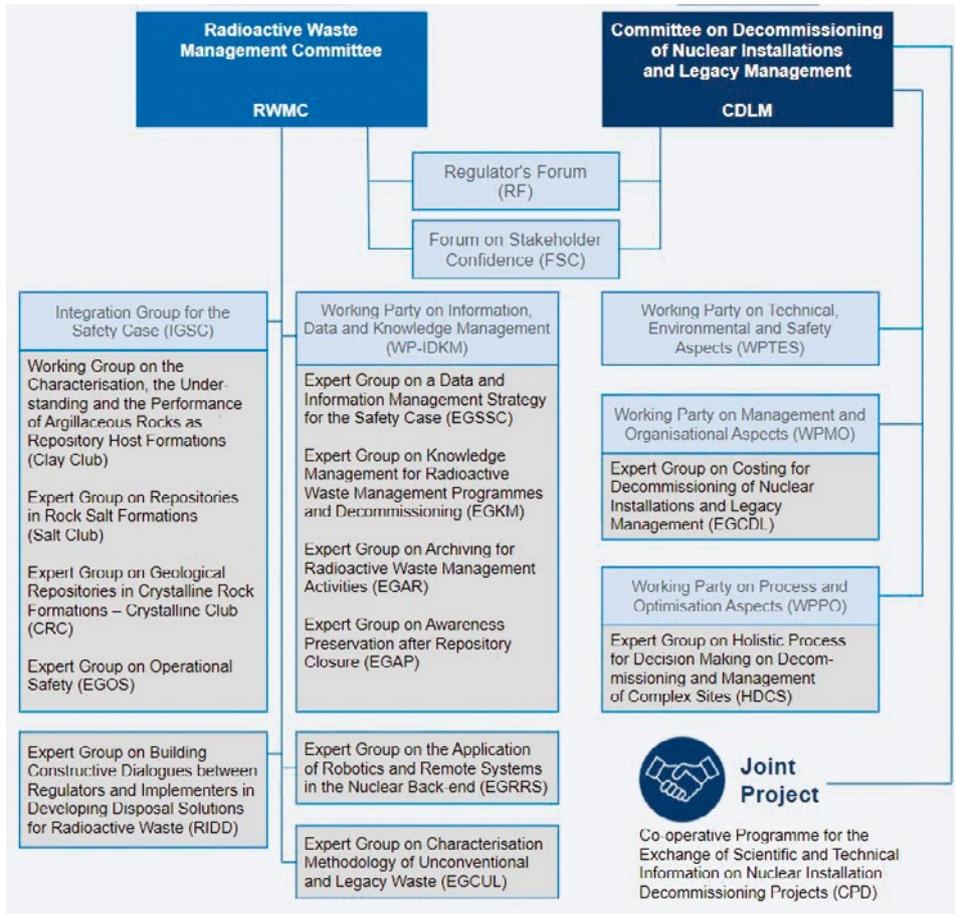


Abbildung 4:
Darstellung des RWMC
und CDLM.
Quelle: OECD NEA

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 April 2021 fand das jährliche Treffen des CRPPH statt. Unter anderem stand die Ausarbeitung des Arbeitsprogramms für den Zweijahreszeitraum 2021–2022 im Mittelpunkt dieser Sitzung. Zudem wurde die Arbeitsgruppe EGDLE (Expert Group on the Dose Limit for the Lens of the Eye) von dem CRPPH dazu beauftragt, im Berichtsjahr die Ergebnisse einer im Jahr 2020 durchgeführten Umfrage zu analysieren. Die Umfrage handelt von der Umsetzung der von der ICRP empfohlenen Äquivalentdosis für die Augenlinse bei beruflicher Strahlenexposition in den NEA-Mitgliedslän-

dern. Der Bericht fasst relevante gesetzliche Änderungen der Dosisgrenzwerte für die Augenlinse, Herausforderungen im Zusammenhang mit der Erfassung von Dosen auf der Augenlinse sowie Möglichkeiten für die künftige internationale Zusammenarbeit in der Strahlenforschung, zusammen und sollte 2022 veröffentlicht werden. Das ENSI ist Teil der Arbeitsgruppe EGDLE.

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. 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 wie auch im Präsidium des CDLM.

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

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.

Bei der Verwirklichung ihrer Ziele wird die CDLM von ihren Arbeits- und Expertengruppen unterstützt, die in der obigen Abbildung aufgeführt sind.

Neben der CDLM-Hauptsitzung gab es im Berichtsjahr weitere koordinierende Sitzungen zu verschiedenen Themenfeldern. Bereits 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 Holistic Process for Decision Making for Decommissioning and Management of Complex Sites (HDMS) gebildet. Im Berichtsjahr wurden die Working Parties on Management and Organizational

Aspects (WPMO), on Process and Optimisation Aspects (WPPO) und on Technical and Environmental Aspects (WPTES) of Decommissioning and Legacy Management mit ihren Expertengruppen gegründet. Im WPTES ist das ENSI ebenfalls vertreten.

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.

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.

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 Einsitz im Hauptkomitee, in der RWMC-Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC), in der Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) sowie 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).

Die IGSC beschäftigt sich mit dem Sicherheitsnachweis für ein geologisches Tiefenlager. Sie soll die Mitgliedsländer darin unterstützen, wirksame Sicherheitsnachweise auf solider wissenschaftlich-technischer Grundlage zu entwickeln. Zugleich ist die IGSC eine Plattform für den Austausch der internationalen Experten.

Das ENSI leitet zudem das Regulator's Forum (RF) des RWMC. Das Forum dient dazu, offene sicherheitsrelevante Fragen von gemeinsamem Interesse unter Vertretern der Aufsichtsbehörden zu diskutieren. Im Jahr 2021 wurde gemeinsam in einer Ad-hoc-Gruppe des RF eruiert, welche Fragestellungen in Zukunft vertieft untersucht werden sollten. Darunter fallen beispielsweise die regulatorischen Herausforderungen in der Multi-Faktor-Optimierung im Hinblick auf die Entsorgung oder der Erhalt des Know-hows in den Aufsichtsbehörden.

Die 54. Sitzung des RWMC der NEA fand Pandemie-bedingt als Videokonferenz im März 2021 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) wurde präsentiert. In der Topical Session «The Application of New/Modified Materials as a Factor of Optimisation of RWM Programmes» wurden die Auswirkungen neuer Technologien wie 3D-Druck oder Pulvermetallurgie, diskutiert. Insbesondere wurde die Frage aufgeworfen, ob die eher konservativen Regelwerke der Regulatoren angesichts des rasanten technologischen Wandels ebenfalls angepasst werden müssten. Die RWMC diskutierte auch das Arbeitsprogramm der Jahre 2021/22.

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 er-

arbeiten 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, Belarus, Armenien, Japan sowie seit 2021 die USA nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Neben Russland ist seit 2021 auch Kanada zu einem assoziierten Mitglied der WENRA geworden. 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 Kernanlage anwendbar sind und die jedes Land in sein Regelwerk übertragen soll. Die WENRA erarbeitet SRL für die Bereiche Reaktorsicherheit, Stilllegung von Kernanlagen, Lagerung sowie Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen ins Leben, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD). 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 schwä-

chen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis bezüglich Sicherheit reflektieren. Sie wurden zuletzt 2014 revidiert.

Die WENRA hielt ihre regulären halbjährlichen Plenarsitzungen im April sowie im Oktober des Berichtsjahres ab. Im Fokus der beiden Sitzungen standen unter anderem die Aktualisierung der SRLs nach den Erneuerungen von 2014 sowie der Umgang mit weiteren Mitgliedschaftsanfragen bei der WENRA. Zudem wurde der bevorstehende TPR (Topical Peer Review) besprochen, der im Jahr 2023 durch die ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group, siehe 3.3.2) durchgeführt werden soll. Dies ist ein Assessment, welches sich bei jeder Durchführung auf unterschiedliche spezifische technische Sicherheitsaspekte konzentriert. Vorgängig unterbreitete die WENRA der ENSREG Vorschläge zum Thema (Brandschutz) sowie zum Anwendungsbereich des TPRs. Nachdem die ENSREG diese Vorschläge befürwortete, beschloss die WENRA bei der Plenarsitzung im April 2021 eine Ad-hoc-Gruppe einzurichten, die für Ausarbeitung der Technischen Spezifikationen (TS) des TPR verantwortlich ist. Im Oktober 2021 berichtete die WENRA über die von der Ad-hoc-Gruppe erzielten Fortschritte bei der Ausarbeitung der TS.

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 wurde primär der TPR (Topical Peer Review), welcher 2023 durchgeführt werden soll, besprochen. Diesbezüglich be-

fasste sich die ENSREG mit der Entwicklung der Terms of Reference (ToR), welche 2022 finalisiert werden sollen. Der TPR wird den Brandschutz aller Anlagen, die in den Anwendungsbereich der Richtlinie über nukleare Sicherheit fallen, behandeln.

3.3.3 European Nuclear Security Regulators Association ENSRA

Die ENSRA ist eine europäische Plattform für den Informationsaustausch im Bereich der Sicherung kerntechnischer Anlagen und Einrichtungen sowie von Kernbrennstoff-Transporten. Mitglieder der ENSRA sind Behörden und assoziierte öffentlich-rechtliche Körperschaften mit Zuständigkeiten für Fragen der nuklearen Sicherung in europäischen Staaten mit zivilen Nuklearprogrammen.

Der Schutz von Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Diebstählen beschäftigt seit langem die internationale Gemeinschaft. Seit Mitte der 1990er Jahre hat eine informelle Gruppe europäischer Behörden einen Informationsaustausch im Bereich der Sicherung ins Leben gerufen. Veranlassung war der Wille, die Ansichten und Erfahrungen einzelner Länder im Bereich des Sabotageschutzes zu teilen und in Bezug auf die eigenen Strukturen zu reflektieren. Nach den Anschlägen in den USA im September 2001 hatte die Gruppe beschlossen, sich am 28. Oktober 2004 zur ENSRA zu vereinigen. Die Mitgliedsländer treffen sich regelmässig mindestens einmal pro Jahr. Die wesentlichen Ziele der ENSRA sind:

- der Austausch über regulatorische Sachverhalte der nuklearen Sicherung
- 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 Sicherung 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.

Wie bereits schon im Jahr 2020 musste das Jahrestreffen der ENSRA auch im Berichtsjahr 2021 virtuell durchgeführt werden. Im Fokus des Jahrestreffens stand einerseits die Festlegung des Vorsitzenden für die nächsten 3 Jahre und andererseits die Berichterstattung zu den Arbeitsgruppen in den Bereichen «Inspection Practices», «Security Vetting», «Transport Security» und «IT/Cyber Security». Die Schweiz, vertreten durch das ENSI, wird den Vorsitz, zusammen mit den stellvertretenden Vorsitzenden aus Deutschland und Frankreich, für die Jahre 2022 bis 2024 übernehmen.

Im Bereich der Arbeitsgruppen wurden einige wichtige Schritte zur Zielerreichung getätigt. Gute Beispiele für den erreichten Fortschritt sind das öffentlich verfügbare Kompendium zur Guten Praxis bei Inspektionen zur Sicherung von Kernanlagen (verfügbar unter www.ensra.org) wie auch die Weiterverfolgung möglicher Entwicklungen im Bereich der Gefährdung von Transporten von nuklearem Material.

Die ENSRA will zudem den Erfahrungsaustausch mit der WENRA zu den Themen Sicherheit und Sicherheit stärken. Auch mit der US-amerikanischen NNSA wird der Austausch in Bezug auf die Entwicklung weiterer Gefährdungen, insbesondere ausgehend von Drohnen oder Drohnenschwärmen, intensiviert.

Die im Jahr 2022 stattfindende IAEA Konferenz zur Erweiterung des internationalen Abkommens im Bereich der nuklearen Sicherung von Kernmaterialien und Kernanlagen (A/CPPNM RevCon) ist auch für die ENSRA ein dominantes Thema, da dort in einem länderübergreifenden Kontext dargestellt werden kann, wie eine zielführende Kooperation erfolgen kann. Die ENSRA hat hierzu ein Positionspapier entwickelt und wird aller Voraussicht nach zu Themen wie dem Insider Mitigation Programm beitragen.

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. 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 der in Fukushima Daiichi.

Im Berichtsjahr wurde die Umsetzung des HWAs in den HERCA-Mitgliedstaaten analysiert. Die WGE arbeitet nun an der Finalisierung dieser Umsetzung. Zudem hat das HERCA BoH im Berichtsjahr ihre Zusammenarbeit mit der International Commission on Radiological Protection ICRP gestärkt und beschlossen, sich aktiv am Projekt zur Aktualisierung der ICRP-Empfehlungen zu beteiligen. Zuletzt wurde eine neue HERCA-Strategie für die kommenden Jahre genehmigt. Diese legt ihren Fokus auf drei generelle Ziele: Kooperation, Effizienz und Stakeholders. Im Dezember 2021 ist Karla Petrová von ihrem Amt als Chair des BoH zurückgetreten und übergab ihren Posten an Nina Cromnier, Generaldirektorin der schwedischen Behörde für Strahlenschutz (SSM). Die neuen Vice-Chairs sind Jean-Luc Lachaume aus Frankreich sowie Patrick Majerus aus Luxemburg.

3.3.5 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa

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

3.4 Bilaterale Zusammenarbeit

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

Die Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten basiert auf Staatsverträgen.

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

Die Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS) wurde 1989 auf Basis einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und Frankreichs ins Leben gerufen. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreter der Aufsichtsbehörde Autorité de sûreté nucléaire ASN und auf schweizerischer Seite Vertreter des ENSI, des Bundesamts für Energie BFE, des Bundesamts für Gesundheit BAG, der Nationalen Alarmzentrale NAZ

sowie ein Delegierter der Kantone. Für den Notfallschutz und für den Strahlenschutz im Bereich Medizin, Industrie und Forschung hat die CFS gemeinsame Arbeitsgruppen. Zudem führen französische und schweizerische Fachleute regelmässig gemeinsame Inspektionen («inspections croisées») in Kernanlagen und Strahlenschutzeinrichtungen in beiden Ländern durch und nehmen als Beobachter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zusammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll gesehen.

Nach einer Coronavirus-bedingten Pause im vorangehenden Jahr haben sich die Vertreter der Aufsichtsbehörden bei der 30. Sitzung der CFS in Januar 2021 gegenseitig über aktuelle Projekte im Bereich der nuklearen Sicherheit und Entsorgung informiert. Im Fokus der Veranstaltung stand einerseits die periodische Sicherheitsüberprüfung verschiedener Kernkraftwerke in der Schweiz und in Frankreich. Andererseits wurden der Umgang mit der Corona-Pandemie in den Kernanlagen und Aufsichtsbehörden, der Stand der Stilllegung der KKW Mühleberg und Fessenheim in Frankreich sowie die regulatorischen, rechtlichen, politischen und technischen Entwicklungen in den beiden Ländern besprochen. Ausserdem gab es einen intensiven Erfahrungsaustausch zu den Themen Strahlenschutz, Entsorgung und Notfallschutz.

3.4.2 Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)

Die DSK wurde 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und der Bundesrepublik Deutschland geschaffen. Die Kommission setzt sich aus Vertretern schweizerischer und deutscher Bundesstellen, der Bundesländer Baden-Württemberg und Bayern sowie des Kantons Aargau zusammen. In vier Arbeitsgruppen der DSK vertiefen Fachleute die bilaterale Zusammenarbeit, die von beiden Staaten als wichtig und wertvoll beurteilt wird.

Im Berichtsjahr fand die Hauptsitzung der DSK zum 39. Mal statt. Pandemiebedingt

wurde diese am 24. und 25. November 2021 virtuell durchgeführt. Die Hauptthemen des diesjährigen Treffens waren einerseits der Stand der Arbeiten beim geologischen Tiefenlager und andererseits die diesjährige IRRS-Mission, welche vom 18. bis 29. Oktober 2021 in der Schweiz stattgefunden hat. Zudem informierten sich Deutschland und die Schweiz gegenseitig über den Umgang mit der Pandemie, die betriebliche Sicherheit der Kernanlagen und den Stand der Stilllegungsprojekte sowie über Entwicklungen aus der Aufsichtstätigkeit und Änderungen im Regelwerk. Des Weiteren berichteten die vier fachlichen Arbeitsgruppen der DSK zu ihren jeweiligen Themengebieten Anlagensicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und Entsorgung. Die nächste DSK-Hauptsitzung soll im November 2022 in der Schweiz stattfinden.

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Information aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes ab. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Information bei den Vorgängen in der Schweiz. Das 20. Bilaterale NuklearexpertInnen-treffen zwischen der Schweiz und Österreich wurde am 5. Mai 2021 aufgrund der COVID-19-Pandemie virtuell durchgeführt. Die beiden Delegationen haben sich ausgetauscht über Themen wie die Rechtsvorschriften und Verfahren, Strahlenüberwachung, Notfallschutzplanung sowie auch über die Aufsicht über die Kernanlagen in der Schweiz.

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 Benach-

richtung 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 neunte Sitzung der CIS wurde aufgrund der COVID-19-Pandemie abgesagt und wird neu erst im Juni 2022 in der Schweiz stattfinden.

3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit

Im Berichtsjahr wurden zahlreiche weitere Treffen mit ausländischen Delegationen realisiert, welche dazu beitrugen, die internationale Kooperation der Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit und Sicherung weiter zu untermauern. Neben den bereits erwähnten Zusammenkünften tauschte sich das ENSI mit dem Generaldirektor der IAEA, Rafael M. Grossi, der Vize-Direktorin der IAEA und Leiterin der Abteilung für nukleare Sicherheit und Sicherung, Lydie Evrard, mit dem Generaldirektor der OECD Nuclear Energy Agency, William D. Magwood IV, sowie mit den Vorsitzenden der Aufsichtsbehörden aus den USA, Kanada, Russland, Japan, Finnland, England, Holland und der EU aus.

Daneben erhielt das ENSI im Berichtsjahr die Möglichkeit, an der IAEA-Konferenz «A decade of progress after Fukushima-Daiichi: Building on the lessons learned to further

strengthen nuclear safety», welche vom 8. bis zum 12. November in Wien stattfand, Erfahrungen und Erkenntnisse aus der Schweiz zu teilen. Die Konferenz reflektierte über nationale und internationale Massnahmen und Lehren, die in Folge der Nuklearkatastrophe in Fukushima im Bereich der nuklearen Sicherheit umgesetzt wurden. Das ENSI diskutierte an einem Panel über Massnahmen zur Sicherstellung der Verhinderung schwerwiegender Freisetzungen von Radioaktivität, fortgeschrittene Reaktortechnologien sowie über die Wichtigkeit der Sicherheitskultur. Im Rahmen eines weiteren Panels wurde die wichtige Rolle der durch die Schweiz initiierte Wiener Erklärung für die weltweite Stärkung der nuklearen Sicherheit erläutert. Die Wiener Erklärung hat zum Ziel, dass neue Kernkraftwerke so gebaut werden, dass im Falle eines Unfalls keine Langzeitmassnahmen des externen Notfallschutzes notwendig werden. Zudem sollen bestehende Kernkraftwerke soweit wie möglich an die Sicherheitsniveaus von neuen Kernkraftwerken herangeführt werden.

Insgesamt lieferte die Konferenz wichtige Erkenntnisse und Handlungsempfehlungen für das ENSI und bot gleichzeitig die Möglichkeit, der internationalen Gemeinschaft die Schweizer Perspektive aufzudecken.

Schliesslich gelang es dem ENSI im Berichtsjahr die internationale Zusammenarbeit im Bereich der Frauenförderung und Gleichstellung zu festigen. Seit 2021 ist das ENSI Teil der «International Gender Champions' Impact Group». Diese verfolgt das Ziel, Frauen und deren Karrieren im Bereich der nuklearen Sicherheit zu fördern.



Abbildung 5:
Dr. Rosa Sardella,
Leiterin des Fachbe-
reiches Strahlen-
schutz, beim Panel
«Gewährleistung der
Sicherheit kerntechnischer Anlagen.»
Quelle: ENSI



Abbildung 6:
Dr. Annatina
Müller-Germanà,
Leiterin der Sektion
Internationales im
ENSI, an der Diskus-
sion zur Verbesse-
rung der Effektivität
internationaler
Rechtsinstrumente.
Quelle: ENSI

4



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 Anlagenbegutachtung und B-Richtlinien auf die Betriebsüberwachung. G-Richtlinien widmen sich generellen Themen, die sowohl die Anlagenbegutachtung als auch die Betriebsüberwachung betreffen.

Auch im Jahr 2021 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 neuen Richtlinien ENSI-G12 «Anlageninterner Strahlenschutz» und ENSI-G23 «Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen», die Neuausgaben der Richtlinie ENSI-B03 «Meldungen der Kernanlagen» sowie der Richtlinie ENSI-G05 «Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung» verabschiedet. Geändert wurden zudem die Richtlinien ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke», ENSI-G08 «Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen», ENSI-G13 «Messmittel für ionisierende Strahlung», ENSI-G15 «Strahlenschutzziele für Kernanlagen», ENSI-G17 «Stilllegung von Kernanlagen», ENSI-A04 «Gesuchunterlagen für freigebpflichtige Änderungen an Kernanlagen», ENSI-B02 «Periodische Berichterstattung

der Kernanlagen» und ENSI-B17 «Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle». Zudem befanden sich die Revision der Richtlinie ENSI-G09 «Betriebsdokumentation» sowie die damit im Zusammenhang stehende Änderung der Richtlinie ENSI-G02 in externer Anhörung. Die Richtlinie HSK-R-07 «Richtlinie für den überwachten Bereich der Kernanlagen und des Paul Scherrer Institutes» wurde zurückgezogen.

4.1 Neue Richtlinien

4.1.1 Neue Richtlinie ENSI-G12: Anlageninterner Strahlenschutz

Die neue Richtlinie ENSI-G12 regelt alle Massnahmen, die für den Strahlenschutz innerhalb einer Kernanlage nach dem Stand von Wissenschaft und Technik ergriffen werden müssen. Die Richtlinie enthält die Bestimmungen gemäss Art. 12 Abs. 4 der Strahlenschutzverordnung vom 26. April 2017 (StSV; SR 814.501), die insbesondere als Bewilligungsvoraussetzungen nachzuweisen sind. Wichtige, bisher in der Richtlinie HSK-R-07 enthaltene Anforderungen flossen teilweise in die totalrevidierte Strahlenschutzverordnung ein. Einige für den Strahlenschutz in Kernanlagen weiterhin relevante Begriffe und Anforderungen wurden in der neuen Richtlinie mit Präzisierungen übernommen und aktualisiert. Neue Regelungen betreffen beispielsweise die Vermeidung unnötiger Aktivierungen, die Reinigung des Reaktorwassers sowie Dekontaminationsmassnahmen während des Betriebs. Dem Rechtfertigungs- sowie dem Optimierungsgrundsatz folgend wurden in diesem Bereich in den letzten Jahren grosse Fortschritte erzielt, beispielsweise bei Systemdekontaminationen. Neben der Dosisreduktion beim Personal im Normalbetrieb ist die Reduktion unnötiger Aktivität als Vorsorgemassnahme zur Begrenzung von Störfallauswirkungen sowie zur Vereinfachung des Rückbaus von Kernanlagen relevant. Die Richtlinie ENSI-G12

definiert Schutzzielfunktionen für den Strahlenschutz innerhalb des überwachten Betriebsareals in allen Betriebs- und Stilllegungsphasen und gilt im Aufsichtsbereich des ENSI für die Kernanlagen. Störfallspezifische Massnahmen im Strahlenschutz sind in der Richtlinie ENSI-B12 enthalten. Die neue Richtlinie ENSI-G12 wurde im September 2021 verabschiedet und ist seit 1. November 2021 gültig. Sie führte zu Anpassungen von Querverweisen in der Richtlinie ENSI-G15 «Strahlenschutzziele für Kernanlagen», insbesondere von Verweisen auf die neue Strahlenschutzverordnung. Sodann wurde der Verweis auf die Richtlinie ENSI-G12 in den Richtlinien ENSI-A04 «Gesuchunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen», ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke» und ENSI-G17 «Stilllegung von Kernanlagen» eingefügt. Die Richtlinie HSK-R-07 wurde zurückgezogen.

4.1.2 Neue Richtlinie ENSI-G23: Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen

Gemäss Art. 12 Abs. 3 der Kernenergieverordnung vom 10. Dezember 2004 (KEV; SR 732.11) hat das ENSI spezifische Auslegungsgrundsätze für andere Kernanlagen als Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager in Richtlinien zu regeln. Bislang waren die Auslegungsanforderungen für Zwischenlager in der Richtlinie ENSI-G04 festgelegt. Anlässlich deren Revision und Überführung in die Richtlinie ENSI-B17 «Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle» entfielen die eingangs erwähnten Auslegungsanforderungen, weil sich die Richtlinie ENSI-B17 auf die betrieblichen Aspekte von Zwischenlagern beschränkt. Da die bestehenden Auslegungsanforderungen für Kernkraftwerke nur bedingt auf andere Kernanlagen übertragbar sind, wurden in der neuen Richtlinie ENSI-G23 die Auslegungsgrundsätze für andere Kernanlagen als Kernkraftwerke und geologische Tiefenlager präzisiert. Die Richtlinie gilt sowohl für neue als auch für in Betrieb stehende andere Kernanlagen, eingeschlossen das Zwischenlager ZWIBEZ

des Kernkraftwerks Beznau, nicht hingegen für Nullleistungsreaktoren. Sie wurde im Oktober 2021 verabschiedet. Die neue Richtlinie ENSI-G23 erforderte Fremdänderungen in der Richtlinie ENSI-B17 hinsichtlich des Stellplatzkonzepts für T/L-Behälter sowie in der Richtlinie ENSI-G13 «Messmittel für ionisierende Strahlung» im Hinblick auf die Klassierung von Ausrüstungen der radiologischen Anlagenüberwachung.

4.2 Neuausgaben

4.2.1 Richtlinie ENSI-G05: Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung

Die seit April 2008 bestehende Richtlinie ENSI-G05 «Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung» hat sich generell bewährt. Allerdings haben sich seither diverse Randbedingungen geändert, die Anlass zu einer Neuausgabe gaben. Beispielsweise dürfen defekte Brennstäbe nicht wiederaufbereitet werden (vgl. Art. 9 Abs 1 des Kernenergiegesetzes vom 21. März 2003 [KEG]; SR 732.1), weshalb sie der trockenen Zwischenlagerung zugeführt werden müssen. Da es international bereits lizenzierte Behältnisse für defekte Brennstäbe gibt, die in Transport- und Lagerbehälter eingestellt werden können, wurde die Neuausgabe um die Anforderungen an diese Behältnisse erweitert. Sodann wurden die Anforderungen an die Fertigung auf Basis von neuen Erkenntnissen präzisiert. Für spezifische, in Kapitel 10 der Richtlinie erwähnte laufende Bauartprüfverfahren bleibt die Ausgabe April 2008 der Richtlinie ENSI-G05 bis zum 30. September 2022 anwendbar. Die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G05 wurde im Oktober 2021 verabschiedet.

4.2.2 Richtlinie ENSI-B03: Meldungen der Kernanlagen

Das ENSI hat die Richtlinie ENSI-B03 zu den Meldepflichten der Kernanlagen aktualisiert und in eine Neuausgabe überführt. Beim Wortlaut einzelner Meldekriterien erfolgten aufgrund von Praxiserfahrungen Änderungen

gen oder Präzisierungen. Zudem wurden Querverweise auf die Strahlenschutzgesetzgebung angepasst. Im Wesentlichen deckt sich der Inhalt der Neuausgabe jedoch mit der bisherigen Fassung. Die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B03 wurde im Juni 2021 verabschiedet und ist seit 1. Oktober 2021 gültig.

Richtlinien ENSI-G12 «Anlageninterner Strahlenschutz», ENSI-G15 «Strahlenschutzziele für Kernanlagen» und ENSI-B04 «Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht» auch für die Stilllegung gelten.

4.3 Änderung von Richtlinien

Abgesehen von den in Ziffer 4.1 erwähnten, im Rahmen der neuen Richtlinien notwendigen, Anpassungen wurden folgende Richtlinien geändert:

4.3.1 Richtlinien ENSI-B02: Periodische Berichterstattung der Kernanlagen und ENSI-G08 Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen

Aufgrund der ab 1. Februar 2020 gültigen Richtlinie ENSI-B17 «Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle» wurden in der Richtlinie ENSI-B02 «Periodische Berichterstattung der Kernanlagen» im Wesentlichen die Ergebnisse der Gebinde- und Grosskomponenteninspektionen gefordert. Dies zog auch eine entsprechende Änderung der Richtlinie ENSI-G08 «Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen» nach sich. Als Folge der Erkenntnisse aus dem ENSREG Topical Peer Review 2017 zum Thema Alterungsmanagement wurde in der Richtlinie ENSI-B02 zudem die jährliche Berichterstattung der Schweizer Kernanlagen so angepasst, dass die in der Jahresübersicht zur Alterungsüberwachung zu behandelnden Themen aufgrund fachspezifischer Besonderheiten neu in die drei Unterkapitel «Alterungsüberwachung Bautechnik», «Alterungsüberwachung Elektro- und Leittechnik» sowie «Alterungsüberwachung Maschinenteknik» aufgeteilt wurden. In beiden Richtlinien wurden Querverweise aktualisiert.

4.3.2 Richtlinie ENSI-G17: Stilllegung von Kernanlagen

Abgesehen von dem in Ziffer 4.1.1 erwähnten Verweis wurde in der Richtlinie ENSI-G17 präzisiert, dass die Bestimmungen aus den

5



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.

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 führt auch nach der im Dezember 2019 erfolgten Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg die Forschungsarbeiten zur Reaktorsicherheit auf einem hohen Niveau weiter.

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 und Leckvor-Bruch-Nachweise bei Rohrleitungen des Primärkreises (Projekt PROACTIV, bzw. neue Projektphase PROACTIV-II bis Ende 2024), Prüftechniken für Schweissnähte (Projekt PIONIC), eine optimierte Wasserchemie bei Siedewasserreaktoren (Projekt ZINC) oder

Fragen der Risskorrosion und Ermüdung in Strukturwerkstoffen (Projekt LEAD).

Zur Fortführung der wichtigen Arbeiten im Bereich der Erdbebenforschung wurde die Zusammenarbeit mit dem Schweizerischen Erdbebendienst (SED) um weitere vier Jahre verlängert. Auch die neuen Projekte zur Entwicklung eines Stahlbeton-Werkstoffmodells für zyklische Belastungen an der ETH Zürich und das SOCRAT-Projekt der NEA zu Erschütterungen bei Brückenkränen werden in den kommenden Jahren die Kompetenz des ENSI und seiner Experten weiter stärken.

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. Sie schaffen eine wichtige Grundlage des ENSI bei der Überprüfung der Nagra-Anträge zu Tiefenlagerstandorten. Insbesondere die Anzahl der im Felslabor Mont Terri durchgeführten Experimente ist stetig gewachsen. Behandelt werden unter anderem Fragen der Felsmechanik, des Stofftransports sowie der Selbstabdichtung des Wirtsgesteins Opalinuston. Im Rahmen des Projekts «Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston» konnte das Stoffmodell, dessen Grundversion in der ersten Projektphase erstellt wurde, weiterentwickelt werden. Bis 2025 sollen insbesondere eine thermische Option zu einem THM-gekoppelten Stoffmodell dazukommen und Kriechversuche, auch bei erhöhten Temperaturen, besser in die Modellierung einbezogen werden.

Das vom ENSI verwendete Berechnungsprogramm Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern wurde während der letzten Jahre kontinuierlich weiterentwickelt. In der kommenden Projektphase soll die Temperatur der Brennstab-Hüllrohre in mehreren Abschnitten modelliert werden, so dass auch die Einhaltung der Sicherheitskriterien für die Brennelemente geprüft werden kann.

Diese Überprüfung hat eine grosse praktische Bedeutung für die Aufsicht des ENSI.

Mit den beiden Projekten DRYstars und HELP werden am PSI Fragestellungen im Zusammenhang mit der geplanten langfristigen Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen untersucht, wobei insbesondere «Schweiz-spezifische» Merkmale – wie z.B. die vergleichsweise hohen Abbrände – berücksichtigt werden. Wegen der Wichtigkeit unabhängiger Berechnungen und Sensitivitätsstudien zur langfristigen Trockenlagerung wird das ENSI ein Anschlussprojekt zu DRYstars unterstützen, das bis Ende 2024 laufen wird.

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 beispielsweise das STARS-Projekt mit dem PSI wichtige Resultate zur Kernausslegung, Thermohydraulik und zum Störfallverhalten des Kernbrennstoffs.

Im gross angelegten internationalen NEA-Forschungsprogramm FIDES (Framework for Irradiation Experiments), welches die Möglichkeit schaffen soll, an verschiedenen Forschungsinstitutionen weltweit Bestrahlungsexperimente unter Reaktorbedingungen durchzuführen, wurden umfangreiche Versuchsvorbereitungen getroffen und Probenpräparationen vorbereitet, sodass in Kürze mit den ersten Experimenten in verschiedenen Forschungsreaktoren weltweit begonnen werden kann.

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 Ver-

netzung des ENSI seit Jahren hervorragend; sie wird durch die zusätzlichen Beteiligungen an Projekten der OECD NEA noch weiter gestärkt. Das ENSI wird sich auch zukünftig aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der IAEA, der Nuclear Energy Agency der OECD und der WENRA 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 fand daher eine erneute IRRS-Mission (Integrated Regulatory Review Service) in der Schweiz statt. Im Rahmen der Mission wurde die behördliche Aufsichtstätigkeit vor dem Hintergrund der massgebenden IAEA Safety Standards überprüft. Aus der Überprüfung resultierten neben «good practices» auch einige Verbesserungsvorschläge, die das ENSI im Rahmen eines Aktionsplans in nächster Zeit umsetzen wird. Ziel ist es, die Qualität und Effektivität der Aufsichtstätigkeiten zu verbessern.

Im Jahr 2022 wird sich das ENSI aktiv an der siebten Überprüfungskonferenz der «Joint Convention» sowie an der ersten Überprüfungskonferenz zum «Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material» beteiligen. Für die im Jahr 2023 stattfindende achte Überprüfungskonferenz der IAEA «Convention on Nuclear Safety» wird das ENSI 2022 den Länderbericht einreichen. Ferner wird das ENSI am «Topical Peer Review» der EU mit Schwerpunkt Brandschutz der Kernanlagen teilnehmen.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Fuels & Materials

SCIP IV – An international OECD-NEA joint project	157
LEAD-II – LWR Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation	164
ZINC – Zinc injection in nuclear power plants to mitigate environmentally-assisted cracking of structural materials	174
PROACTIV – (Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants)	182

External Events

IMPACT IV – NEREID – Aircraft impact on reinforced concrete structures	194
SED – Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen	204
Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading	213
NEA SOCRAT Benchmark – Seismic simulation of overhead crane on shaking table	217

Human Factors

Reliability of Operators in Emergency Situations – II (ROES-II)	227
---	-----

System Behaviour and Accident Sequences

STARS – Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland	235
Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation	246
MELCOR Further Development 2017–2021	255
Melt-Structure-Water Interactions During Severe Accidents in LWRs	265

Radiation Protection

Radiation Protection Research at PSI	274
Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection	284

Waste Management and Disposal

Further developments of the simulation tool Z88ENSI for the accelerated determination of temperature fields in dual purpose casks	292
HELP – Hydrogen Enhanced Localized Plasticity in Zirconium Alloys	301
DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	310
Mont Terri PF Experiment: Progressive Failure of Structurally Controlled Overbreaks	316
FS-B experiment: Imaging the long term loss of faulted host rock integrity in the Mont Terri Rock Laboratory	328
Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay	335
Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel	342
Summary and conclusions	342
Isochron-burial dating of Quaternary Sediments	359
Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Phase-1	368
Stochastic mechanical analysis of geological structures in NE Switzerland	377

SCIP IV – An international OECD-NEA joint project

Author und Co-author(s):

Joakim Karlsson

Institution: Studsvik Nuclear AB

Address: Studsvik, SE-611 82,
Nyköping, Sweden

Phone: +46 760021787

E-mail: Joakim.Karlsson@studsvik.com

Internet address: www.studsvik.com

Project duration: 2019 to 2024

Abstract

The SCIP project brings together experts from the entire international nuclear community to meet and share their 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 38 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-cell facilities. The tests include integral LOCA tests, creep tests, reorientation tests, bend tests, compression tests and more. The tested fuel is also investigated by optical and scanning electron microscopy and other characterization techniques.

Project goals

The technical program of **SCIP IV** is divided into four main tasks and each task is fur-

ther divided into subtasks. The background and objectives of the tasks are summarized more in detail below.

■ Task 1: Back End

Task 1 is divided in four subtasks as follows:

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 encapsulation and storage of failed fuel rods will be generated, using established characterisation methods and assessment of residual water.

■ Task 2: Loss-of-Coolant Accidents

Task 2 is divided in four subtasks as follows:

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 during fuel operation. 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. UO₂ 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 experimental setup to test creep properties on irradiated fuel segments. The current test setup is designed for fuel rod segments in contrast with the defueled cladding tubes more commonly used in creep testing. Hence, the equipment will more accurately simulate the actual conditions that nuclear fuel experiences during dry storage. The development of the test setup is complete and out-of-cell qualification and calibration is ongoing. The equipment should be ready for in-cell test-

ing in early 2022. The test material has been selected and pre-characterization, including pre-test ring compression testing, was completed in 2021.

The Subtask 1.2 – Hydride reorientation consists of two main parts; In-situ SEM studies of hydride cracking and hydride propagation, and hydride reorientation heat treatment (RHT) by internal pressure followed by ring compression testing (RCT) for ductility. Pre-studies of the in-situ straining, and heating stage was finalized at Kammrath Weiss using using unirradiated, hydrogen charged Zircaloy-4 cladding samples. The stage was received at Studsvik, and qualification tests were started in the FEG-SEM. It was decided that irradiated samples from the RHT tests would be used in a C-ring configuration for later tests in the in-situ stage. The first few RHT samples were fabricated from modern PWR cladding material and two heat treatment tests were carried out at 400°C and 5°C/h cooling rate with two different internal stress loadings. The reoriented samples will be cut for examination by light optical microscopy and to retrieve samples for RCT testing, as well as samples for the in-situ stage.

Subtask 1.3 – Spent fuel rods in transport and handling operations and in accident scenarios. In total eight 4-point bend tests have been completed, with most of the tests performed in the last year. The results include tests on both BWR and PWR rods with different burnups and hydrogen concentrations. Samples were also taken from irradiated fuel rods that had been damaged or weakened during operation in the reactors. The RCT device for fuelled samples were completed and completely qualified out-of-cell through extensive testing. The device was also installed in-cell and commissioned for tests on irradiated samples with fuel. In total eight RCT tests with fuel were performed during autumn 2021. The results obtained will be used to assess how vulnerable fuel rods are in different transport and storage events. The subtask also continues the work on development of a new impact test device including the collection of fuel aerosols.

Subtask 1.4 – Failed fuel. The material selection and decision on test matrix was completed. An additional material was selected bringing the total number of fuel rod materials in the test matrix to five, including intact and damaged BWR rods and intact and damaged PWR rods. Pre-test powder samples from four fuel rods were harvested by punching fuel discs to remove centre and peripheral fuel parts. The peripheral fraction was selected for characterization. However, the pre-test characterization by TGA and XRD was delayed due to equipment issues and is now planned for next year instead. The fuel drying equipment has been delayed but it is now planned to be designed and built in the coming year.

Subtask 2.1 – Microstructural effects related to fuel fragmentation. Two samples were investigated in 2021. The first sample was a standard high burnup fuel which had been exposed to a LOCA transient without burst in a previous experiment. This non-burst sample did not fragment but would have done so if the test had not been interrupted before burst. The examination was performed to better understand the fuel conditions right prior to a fuel fragmentation event. A second sample from a VVER rod which had undergone a standard LOCA test was also examined. This sample did not experience any significant fuel fragmentation and it was investigated to better understand the microstructure close to the burnup threshold. Next year, laser ablation inductively coupled plasma mass spectrometry will be used to characterize the distribution of isotopes and in particular the fission gases in the selected samples. Another candidate for examination will also be identified and investigated. This subtask has also included an extensive study of the possibility to determine radially local burnup by using measured isotopic burnup indicators from LA-ICP-MS. This study was completed and reported in the past year.

Subtask 2.2 – Fuel fragmentation relocation and dispersal (FFRD) of non-standard fuel. This task includes heating and LOCA tests on non-standard fuel. Two campaigns including a total of six heating tests were performed,

including pre- and post-test characterization. The heating tests included both standard and non-standard advanced technology fuels, such as doped fuels. The first integral LOCA test on fuel with doped pellet was also performed including post-test examinations. The results allow for important comparisons on how such fuel behave in LOCA scenarios when compared to fuel with standard pellets. There have been some challenges in identifying materials for the tests in this subtask and interest in performing more standard LOCA tests. Therefore, an integral LOCA test was performed on standard fuel with the aim to further define the threshold for FFRD. Post-test examinations and analysis work continues in 2022, as well as to determine suitable test rods for the remaining part of the test matrix and get permissions to use them, together with pre-test PIE and specimen manufacturing.

Subtask 2.3 – Separate effects tests is another subtask where two new test systems have been developed to study the effects of depressurization and temperature ramp rate. Both systems have been completed and extensively qualified out-of-cell. The furnace for constant ramp rate tests was put into cell and used to perform a first set of three tests. These first tests indicated a dependence of fuel fragmentation on temperature ramp rate. The second equipment was commissioned to study the effect of depressurization on fuel fragmentation. Three tests were performed successfully. An integral LOCA test with small plenum was also performed as part of this task to investigate the effect of plenum size on FFRD.

Subtask 2.4 – Transient Fission Gas Release and axial gas communication. In this subtask, six tests to determine the transient fission gas release (TFGR) with varying burnup and at different temperatures were performed successfully. The data from these tests constitute an important contribution to support development of future models for TFGR under LOCA conditions. Post-test characterization results from these tests were also presented. The work in this task now continues with the development of new measurement system

for axial gas communication. Pre-test examinations on the test materials was started last year and will also continue in 2022.

The last subtask in Task 2 is Subtask 2.5 – SFP LOCA. All three planned integral LOCA tests have been performed, including pre- and post-test characterization. The purpose in this task is 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 FRAPTRAN code. The comparison showed a need for model improvement to accurately predict fuel failure in a SFP LOCA. The remaining work in this task for 2022 is to analyse and report the LOCA tests and to perform the remaining post-test LA-ICP-MS analysis of tested fuel.

Subtask 3.2 – Microstructure and microchemistry related to pellet-clad interaction (PCI) failure mechanism. All materials for this task have been defined and permissions received. The materials include both failed and non-failed ramp tested rodlets and fuel rods failed by PCI in commercial reactors. Partner organisations has been identified and the plan is to send samples to the partner organisations for further advanced investigations to study PCI crack morphology and propagation and collect chemical information from the cladding samples.

The modelling in **SCIP IV** is included in Task 4. As in **SCIP III**, members of **SCIP IV** are invited to contribute modelling work as in-kind and voluntary contributions. Several organisations have expressed interest in participating and contributing modeling work. A BWR modeling benchmark aimed at comparing code predictions of end-of-life rod inner pressure was defined and blind phase was executed during last year. Next year will continue with an open stage of the benchmark. There was also interest from the members in a similar PWR rod benchmark. Hence, such a benchmark was defined and started at the end of 2021. A modeling workshop is

also planned for the end of 2022. As part of Task 4, an end-of-life database of rod internal pressure is also being developed.

International Cooperation

The **SCIP** projects are 5 years NEA/OECD Joint Projects run by Studsvik as the operating agent. There are presently 38 organisations from 15 different countries which are members of the project. The members represent the entire nuclear industry and includes regulatory bodies, utilities, vendors, and research organizations. The international members are actively participating in the project with voluntary and in-kind contributions and with the participation at the SCIP meetings which take place twice a year in June and December.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

The SCIP IV project includes development of several new state-of-the-art test systems for irradiated nuclear fuel and cladding. During 2021 some of these new test systems were used to deliver unique and valuable data on the behaviour of irradiated fuel in accident scenarios and post-operation storage. These new test techniques included a furnace for fuel fragmentation studies under controlled temperature ramp rates, a system for studying the effect of depressurization on fuel fragmentation, and ring compression testing of fuel samples. Many different tests were performed using these new test techniques as well as in existing test systems at Studsvik.

Integral LOCA tests were carried out on irradiated fuel to study the effect of a small plenum, to further determine the lower burnup threshold for fuel fragmentation and to determine the behavior of advanced technology fuel. The results gave new insight the fuel behaviour under such accident conditions. Furthermore, mechanical testing on a range of fuel rods with different oxide thickness and hydrogen content were also performed. The results will be used to assess how vulnerable such rods are in different transport and storage events.

In 2022 the work will continue as planned to deliver unique and valuable data on the behaviour of irradiated fuel in LOCA accident scenarios and post-operation storage. For example, in subtask 1.1 the behaviour of fuel under dry-storage conditions will be simulated by exposing fuel rods to long-term temperature transients under inner pressure loading to determine creep and hydride re-orientation properties under such conditions. The summary provided above of work carried out also provides some outlooks and plans for the work in 2022.

References

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

LEAD-II

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

Authors and Co-author(s): H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, S. Suman, A. Treichel, B. A. Baykal

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, 2021 to December 31, 2023

Abstract

The stress corrosion cracking (SCC) behaviour in Alloy 182/82 and in irradiated and thermally-aged low-alloy steel (LAS), as well as environmental effects on fatigue initiation in austenitic stainless steel (SS) are evaluated under LWR conditions in LEAD-II:

Sub-project-I – SCC initiation & mitigation in austenitic Ni-base alloys & SS: SCC tests with notched fracture mechanics and constant load tests with flat tapered tensile (FTT) specimens confirmed the SCC stress thresholds in Alloy 182 in LEAD-I from constant extension rate tensile experiments with FTT specimens and thus its high SCC initiation susceptibility 182 in BWR/HWC environment. Two Alloy 182 weld overlays were fabricated and subjected to a cavitation peening treatment to evaluate the SCC mitigation effect of the latter.

Sub-project-II – Synergies & superposition of ageing mechanisms: The thermal ageing of Alloy 182 weld metal and a RPV steel had no adverse effect on SCC initiation and crack growth in BWR and PWR environment. Occurrence of short range ordering in Alloy 182 during long-term operation is very unlikely and can thus be excluded. Quasi-static fracture mechanics tests in the ductile to brittle transition region, on the other hand, revealed a moderate shift of the DBTT by thermal ageing

and evidence for synergies between hydrogen and temper embrittlement.

Sub-project-III – Environmental assisted fatigue (EAF) in austenitic SS: A first LCF test series about the effect of specimen geometry (solid vs. hollow) and dimensions (gauge length) on the fatigue and EAF life in AISI 316L SS in air at RT and LWR environment at 300 °C was started. The tests in air revealed no statistically significant effect of the gauge length so far. In INCEFA-SCALE, the first test phase about the effect of load sequences with periodical underload and overload cycles on fatigue and EAF initiation life was started this December.

Sub-project-IV – SCC crack growth in Alloy 82/182 at high & low K_I -values: Four new Alloy 182 and Alloy 82 as-welded and post-weld heat treated butt welds were fabricated. The large specimens for the high K_I -values were cut and fabricated and the first SCC crack growth tests can start as planned at the beginning of 2022

1. Introduction

With regard to the current nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (37 to 52 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 (LWRs) are made of low-alloy (LASs) and stainless steels (SSs) 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 effects 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, Ni-base alloys, 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. Various SCC mitigation methods (OLNC, MSIP, WOL, Peening, etc.) were implemented or are under development. [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 (LTO) in this context. A particular unexplored concern for LTO are potential synergies between different ageing mechanisms, e.g., between stress corrosion cracking (SCC), (environmental-assisted) fatigue (EAF) or rapid fracture and thermal ageing (cast SS, Ni-alloys) or irradiation damage (RPV, SS internals), respectively. Reliable quantitative experimental data on these phenomena and a basic knowledge on the underlying mechanisms are essential to evaluate their possible effects on structural integrity/safety and lifetime of components, to identify critical

component locations/operating conditions and to define and qualify possible mitigation, repair and maintenance actions.

2. Structure and Goals of the LEAD-II Project

The LEAD-II project (2021–2023) [3] 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 and is a logical follow-up activity of the LEAD-I project [4]. It consists of four sub-projects (Table 1) as well as three Post-Doc 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-SCALE, FRACTESUS, ECG-COMON round-robin, PIONIC, EPRI Alloy 82 PEER), which further amplifies the benefit for ENSI.

3. Performed Work and Results

3.1 Sub-Project I – SCC Initiation & Mitigation in Ni Alloys & Stainless Steels

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 (DMWs) in BWR and PWR service in recent years [3, 4]. Some of them seriously challenged the integrity of the primary coolant circuit. SCC initiation from smooth surfaces in Alloy 182 and SS is strongly dependent on

Sub-project	Topic	Share
SP-I	SCC initiation in austenitic Ni-base alloys & stainless steels	35%
SP-II	Synergies & superposition of ageing mechanisms	15%
SP-III	Environmental effects on fatigue initiation in stainless steels	25%
SP-IV	SCC crack growth in Alloy 82/182 at high & low K_I -values	25%

Table 1: Topics of sub-projects of the LEAD-II research program. The background, goals and work plans of the individual sub-projects are described in detail in the LEAD-II proposal [4].

surface conditions and several suggested SCC mitigation methods are directly related to surface modification/optimization such as cavitation or laser peening.

This sub-project is related to these issues and consists in a new major activity on the evaluation of the SCC mitigation in Alloy 182 by cavitation peening [3], as well as two ongoing activities from LEAD-I [4], the prematurely terminated PhD thesis project of A. Treichel and the participation in the H2020 MEACTOS project [5], which will be terminated by the end of 2021 and February 2022, respectively. The new activity is delayed due to issues with the filling of the related Post-Doc position.

During cavitation peening, a submerged ultra-high pressure (3800 bar) water jet creates vapour bubbles. The collapse of these bubbles on the component surface produces mechanical shock waves travelling into the material and creating local compressive residual stresses by the constrained surface plastic deformation. These compressive residual stresses can penetrate inside the material for approx. 1 mm depth and they are claimed to prevent the SCC initiation. The cavitation peening produces a highly deformed and defective surface layer with a strong inherent driving force for microstructural changes in HTW and with a high SCC susceptibility in case of tensile (residual) stresses.

The goals of this new activity are thus to evaluate the durability of compressive surface residual stress and related microstructures in HTW during LTO, as well as to demonstrate and quantify the mitigation effect. For this purpose, two Alloy 182 as-welded weld overlays were fabricated by the company **Linder**. Two 13 mm thick Alloy 182 weld plates were cut from these welds and subjected to a final industrial surface finishing (face milling). Two parts were then subjected to a cavitation peening treatment by Framatome in the USA with peening parameters for Alloy 182 CRDM housings in PWRs. Furthermore, a static autoclave facility with a Ag/Pd tube for continuous H₂ control was designed and built-up for the long-term exposure tests in hydrogenated HTW and superheated steam.

The corresponding SCC tests and microstructural characterization work will begin in June 2022, when the new Post-Doc will join PSI.

During 2021, the SCC initiation and growth tests with notched C(T) specimens and constant load tests with flat tapered tensile (FTT) specimens of the PhD project and their evaluations were finished. In the frame of MEACTOS, two additional constant extension rate tensile (CERT) tests with FTT Alloy 182 specimens with the same surface machining/treatment on both specimen surfaces (ground or shot peened) were performed to discriminate potential mutual influencing effects of different surface treatments in the relatively thin specimens. Most results of the PhD project and PSI contribution to MEACTOS project until June 2021 are summarized in the LEAD-I final report [4] and are not recapitulated here. The overall results of MEACTOS cannot be provided before the end of the project in early 2022, since a common agreement on the results and conclusions has first to be reached between the consortium partners. The main results will be summarized in the final report and a public final workshop.

A limited number of SCC tests with notched C(T) specimens basically confirmed the results and parameter trends from the CERT experiments with FTT specimens although the initiation strain for the multiaxial stress state at the notch root was slightly smaller than in the uni-axial CERT experiments. A strong effect of temperature was, e.g., observed both on SCC initiation and subsequent crack growth (Figure 1a). Constant load tests with FTT specimens in BWR/HWC environment at 288 °C at the Ni/NiO boundary with test durations of up to 5000 h and periodic test interruptions (after 1000, 2000, 3000 and 5200 h) also confirmed the SCC threshold stress from CERT experiments under more aggressive loading with continuous plastic straining (Figure 2b) and thus the adequacy of this accelerated test method for Alloy 182. Fast SCC initiation occurred within 1000 to 2000 h in all material conditions (as-welded or thermally-aged, ground or

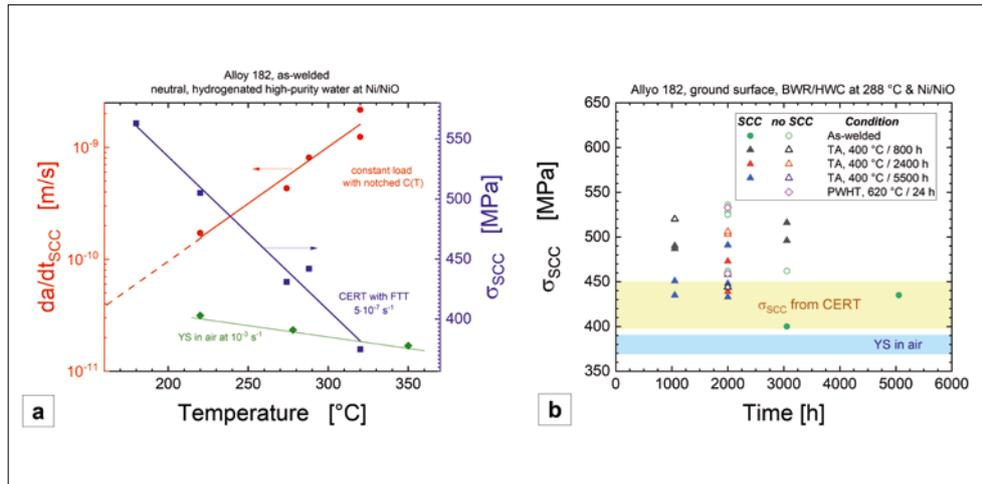


Figure 1: a) Effect of temperature on SCC crack growth and SCC initiation stress threshold in as-welded and ground Alloy 182 in hydrogenated HTW at the Ni/NiO boundary. b) SCC threshold stress under constant load in ground Alloy 182 in hydrogenated HTW at the Ni/NiO phase transition boundary at 288 °C.

electropolished) at stresses above the HT yield strength of the welds. These tests clearly demonstrate the very high SCC initiation susceptibility of Alloy 182 in BWR/HWC (or PWR) environment, which is fundamentally different from SSs or LASs.

3.2 Sub-Project II – Synergies & Superposition of Ageing Mechanisms

Potential synergies between different ageing mechanisms, e.g., between SCC and thermal ageing (cast SS, Ni-base alloys, RPV) or irradiation damage (RPV, SS internals), were hardly evaluated, but might be critical for LTO (> 50 a) and potentially induce cracking after prolonged operation and long incubation periods [3]. Short-range ordering (SRO) is a potential long-term thermal ageing (> 40 a) mechanism in Ni-based alloys and weld metals (Ni-Cr-Fe) such as Alloy 182 that may increase their SCC susceptibility during LTO [4]. Irradiation damage/hardening and thermal ageing (P grain boundary segregation by temper embrittlement (TE) with a mechanical weakening and increased corrosion susceptibility of the P enriched prior austenite grain boundaries) in RPV steels could increase their SCC susceptibility and the environmental reduction of fracture resistance in HTW [3].

Such synergies of ageing mechanisms were and are currently investigated in the Post-Doc project of S.Suman in LEAD-I (SCC in thermally-aged Alloy 182) and LEAD-II (SCC and fracture resistance of irradiated and ther-

mally-aged RPV steels). In LEAD-I, the possibility of SRO in Alloy 182 was investigated by slightly accelerated thermal ageing [4]. Thermal ageing of Alloy 182 was done at 400 °C for 800, 2400 and 5500 h, which would roughly correspond to 10, 30 and 70 years of power operation. The selected ageing temperature is a reasonable compromise between acceleration of SRO ageing but only moderate other microstructure modifications. SCC initiation in BWR/HWC environment was not affected by thermal ageing. 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 the SCC behaviour. The additional various investigations on SRO in LEAD-II did not reveal any evidence for SRO in thermally-aged Alloy 182. The raised concerns in the literature were thus not confirmed and this work can be finished by a journal publication on the subject in 2022.

In LEAD-II, the effect of irradiation damage and thermal ageing on SCC and environmental fracture in RPV steels are currently investigated. The test program involves the evaluation of the fracture behaviour of irradiated and thermally-aged RPV steels in hydrogenated HTW and air after electrochemical hydrogen pre-charging in the PSI hotlab. Furthermore, first screening SCC initiation

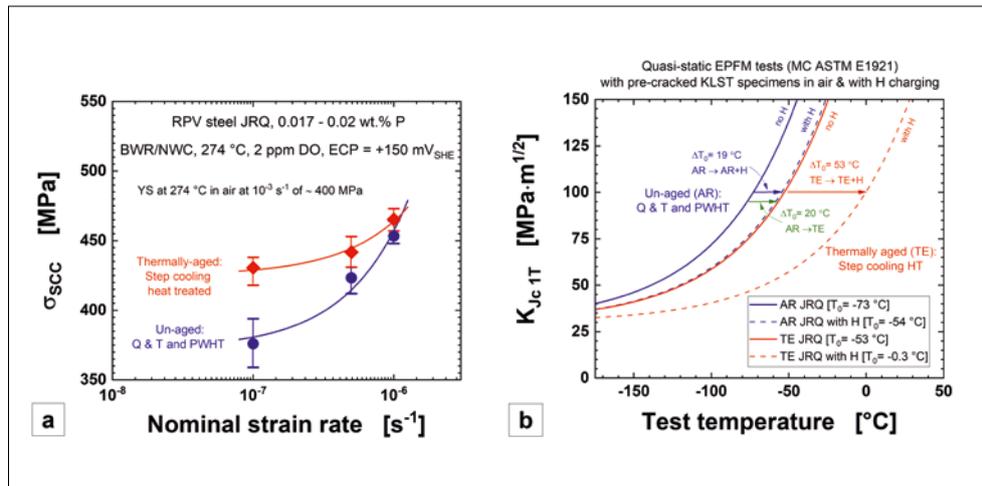


Figure 2: a) No adverse effect of step-cooling heat treatment on SCC initiation stress threshold in CERT tests with flat tapered tensile specimens with JRQ RPV steel in BWR/NWC environment at 274 °C. b) Effect of thermal ageing (TE) and H charging on DBTT shift in JRQ RPV steel in air.

and growth tests with irradiated and thermally-aged RPV steels in oxygenated HTW shall be performed. The tests are done with the well characterized JRQ RPV steel in the as-received, thermally-aged (step-cooling heat treatment) and irradiated (simulated PWR spectrum at 290 °C) conditions. The irradiation was done 30 years ago in the STILO facility at the SAPHIR test reactor at PSI. Its irradiation and thermal ageing sensitivity and conditions are conservatively bounding for the Swiss RPV steels and LTO of 60 y. The main focus of tests in 2021 was placed to the base-line SCC and fracture characterization of the as-received (AR) and thermally-aged (TA) JRQ steel. The applied step cooling heat treatment slightly below the annealing and PWHT temperature (593 °C/1 h, 528 °C/15 h, 524 °C/24 h, 486 h/48 °C, 468 °C/72 h) provides maximum P grain boundary enrichment with respect to thermal ageing in LTO. The SCC initiation susceptibility was evaluated by CERT tests with FTT specimens in oxygenated and hydrogenated HTW at 274 °C and strain rates from 10⁻⁶ to 10⁻⁷ s⁻¹. The SCC and CF crack growth behaviour was investigated by constant load and cyclic load tests at different K_I values in neutral, oxygenated and hydrogenated high-purity HTW at 274 °C with fatigue pre-cracked specimens. The fracture resistance in the DBTT region in air in the AR and TA conditions and with additional cathodic H charging (galvanostatic at 10 mA/cm² for 4 h in 28 ml of H₂SO₄ + 30 mg As₂O₃ + H₂O) was evaluated with

quasi-static EPFM tests fatigue pre-cracked small KLST-charpy specimens according to the ASTM E1921 Master Curve method.

The detailed evaluations of these tests are still ongoing, but revealed the following preliminary observations. The SCC initiation susceptibility of the thermally-aged (step-cooled) RPV steel in oxygenated HTW is similar (10⁻⁶ s⁻¹) or slightly lower (10⁻⁷ s⁻¹) than in the un-aged AR condition (Figure 2a). The SCC threshold stress is in the range of the high-temperature YS of the RPV steel in air, which is similar for AR and SC conditions. Likewise, the SCC and CF growth rates of the aged (step-cooled) and AR RPV steel in oxygenated HTW were very similar and there was thus no adverse effect of thermal ageing on EAC susceptibility. The EAC rates were in the same range as in our previous investigations with other RPV steels. The crack path was mostly TG with some isolated local IG island in the thermally-aged conditions. The tests in hydrogenated water are ongoing, but reveal a very low EAC susceptibility in both conditions.

As shown in Figure 2b, the step-cooling heat treatment and TE resulted in a small DBTT T_0 shift of +20 °C in air with respect to the AR steel. Identical hydrogen charging in the AR and step-cooled conditions resulted in a DBTT T_0 shift of 19 and 53 °C, respectively, which thus indicates some synergy between hydrogen and temper embrittlement. Such a synergy was also observed in the EPFM fracture tests in the upper shelf region in

HTW in the PhD thesis of Z. Que [6] in LEAD-I, although the fracture mode was by stable ductile tearing. The combination of thermal ageing and step cooling results in a remarkable DBTT T_0 shift of +73 °C.

So far, there was no adverse effect of thermal ageing on EAC, but evidence for clear and moderate effects on the fracture resistance in air with hydrogen charging or on the upper shelf toughness in HTW [6]. The P content of the RPV steel of 0.017 to 0.02 w.% is probably too low for a significant effect on EAC. The higher YS at low temperatures and higher strain rates in the EPFM tests in the lower DBTT region facilitates IG cracking, which might partially explain the stronger effect on the fracture resistance than on EAC.

3.3 Sub-Project III – Environmental Effects on Fatigue

It is now well-established that the fatigue life of reactor components in LWR environments can be significantly shorter than in air. There are significant differences between the original (very crude and conservative) fatigue design, lab tests and the real component loading that raise some concerns about the transferability and direct relevance of lab tests for real components. The fatigue life is generally determined with uniaxial tests carried out with small standard laboratory-scale specimens. In most cases, the testing conditions of these specimens (isothermal testing, uniaxial loading, polished specimen surface, etc.) are not representative of the actual complex, multi-axial thermo-mechanical loadings and of the surface finish of the reactor components. Component tests are extremely expensive and restricted to a very few experiments. Therefore, designing experiments that mimic more closely the loading conditions of components are needed, but both their design and their interpretation requires an increased analysis effort (e.g., FEM stress-strain analysis). [3, 4]

This sub-project consists of the new Post-Doc project of B.A. Baykal (who started at PSI in June 2021) [3] and the linked international H2020 project INCEFA-SCALE [7]. The latter that started in October 2020 and is a five year project with 20 international partners and a

total budget of ~8.5 M€ (with a 4.0 M€ contribution from the EU). The goals of both activities are to evaluate the fatigue and EAF behaviour under plant-representative conditions (geometries and loading histories) and transferability of lab data to components, as well as the reduction of undue conservatism in current EAF evaluation procedures. The testing involves notched specimens (complex loads, strain gradients), membrane tests (biaxiality), thermo-mechanical tests (thermal cycles and thermal gradients), as well as complex waveform tests (realistic plant transients). The focus of the PSI investigations is placed to EAF initiation and subsequent short-crack growth in smooth and notched pressurized hollow cylindrical SS specimens under mechanical and thermo-mechanical loading in hydrogenated HTW.

In 2021, a test series about the effect of specimen geometry (solid vs. hollow) and dimensions (gauge length) on the fatigue and EAF life of 316L SS in air at RT and LWR environment at 300 °C was started, since the previous work revealed relevant differences between hollow and solid bar specimens or the same specimen type with different dimensions (e.g., shorter lifetime with longer gauge length) that are not yet fully understood [3, 4]. Therefore, strain-controlled LCF tests with solid and pressurized hollow samples with two different gauge lengths of 20 and 27 mm are currently performed at strain amplitudes of 0.3 and 0.6% in air and LWR environment. The fatigue life is only slightly higher than the NUREG/CR-6909 mean curve and a statistically clear difference between short and long gauge lengths could not be resolved so far with the limited number of tests. Furthermore, the design of adequate notched hollow specimens and challenging development and implementation of a suitable DCPD system/configuration for on-line crack initiation and growth monitoring in EAF tests with thermo-mechanical loading was started.

During the first year of the INCEFA-SCALE project, the first phase of the testing program was discussed between the partners of the project and precisely defined. In the first phase that started in December 2021, the in-

fluence of loading sequences on the fatigue life and on the environmental reduction will be investigated. To do so, fatigue tests with variable amplitude will be conducted in air and PWR environment, some with transitional positive mean stress and some with transitional negative mean stress, which will be introduced by periodical underload and overload cycles, respectively. In the current version of the US NRC Regulatory Guide 1.207 and NUREG/CR-6909, the effects of mean stress are already taken into account through the modified Goodman correction, which is expected to provide over-conservatism. In addition, the loading sequence, which may have strong effects at low strains, are accounted by considering a safety factor (between 1 and 2) in lowering the mean strain-life. Since the effects of such variable amplitudes introduce mean stress, considering both a safety factor of 2 for variable strain amplitude and the Goodman correction is likely to be over conservative. The expected results will give us the opportunity to quantify the degree of undue conservatism that can be ultimately reduced.

3.4 Sub-Project IV – SCC Crack Growth in Alloy 82/182 at Low & High K_I -Values

The goal of this sub-project is to fill important data gaps with regard to SCC crack growth in Alloy 182 and 82 DMWs that revealed cracking in BWRs and PWRs [3]. SCC growth rates strongly vary with K_I ($da/dt_{SCC} \sim K_I^2$) over several orders of magnitude from 0.1mm/y at low K_I up to several cm/y at high K_I [8]. As revealed by the EPRI Alloy 82 Expert Panel, there are almost no valid SCC data at high K_I -values with sufficiently big specimens and small scale yielding conditions that are relevant for many DMW configurations, in particular in case of repair welding. An accurate knowledge of the very high SCC rates at high K_I and their K_I -dependence is absolutely crucial for reliable flaw tolerance evaluations and integrity assessments of such welds. On the other hand, there are no data at low $K_I < 15$ MPa·m^{1/2} that are relevant for shallow cracks, since such tests are very challenging and time-consuming. Such shallow cracks grow in a strongly increasing K_I -field and not un-

der constant K_I or load as in lab tests. The SCC rates of these shallow cracks are controlled by the SCC growth rates themselves and $+dK/da$ effects rather than by K_I and the rates can be much faster than anticipated based on long-crack growth test results. An accurate knowledge of the SCC crack growth behaviour of shallow cracks with a depth in the range of the NDE detection limit at low K_I is indispensable for the verification of the adequacy of the current inspection intervals of the periodic in-service inspections of such highly susceptible welds (where early initiation occurs quite fast with respect to operational time scales), since the growth of short cracks covers a large part of the lifetime. [8] The SCC crack growth of Alloy 182 and 82 behaviour at high K_I will be evaluated by sufficiently big standard C(T) and constant K contour DCB specimens. The weld residual stresses in the big specimens are not completely relaxed by the cutting process and were thus measured by n-diffraction at the PSI SINQ this year and will be considered in the calculation of the effective K_I in the SCC tests to avoid any bias on the SCC rates. In the second part of LEAD-II, the SCC growth rates of shallow cracks at low K_I , but high and varying $+dK/da$ values will be investigated for important plant-relevant weld configurations by suitable blunt notched specimens. The exact specimen design still has to be developed by FEM analysis in 2022.

For this purpose, four new Alloy 182 and Alloy 82 as-welded and PWHT (620°C/24 h) butt welds were fabricated by the company **Linder**. The large specimens for the high K_I -values were already cut and fabricated and the first SCC crack growth tests can start as planned at the beginning of 2022. As already mentioned previously, the microstructural characterization of the four welds are delayed due to the issues with the recruitment of one of the Post-Docs. Otherwise, this sub-project is on track.

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** projects MDIC (multiaxial fatigue, modelling) and MRSDMW (modelling of weld residual stress in DMWs). In the PIONIC project (NDE 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 presentation and semi-annual project meetings, as well as in the frame of the annual meetings of the IWG group (**swissnuclear** projects on structural material ageing). Within the new On-Call contract with ENSI, we have performed a state-of-the-art review on uncertainties of residuals stresses and their consideration in and impact on structural integrity and lifetime assessments [9] and performed two expertise's for ENSI on SCC in Alloy 182 DMWs and their NDE.

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 international scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and coordinated within these groups. Within the ICG-EAC and ECG-COMON we actively participate in round-robin programs, e.g., on oxide films on Ni-based alloys in high-temperature water. S. Ritter was the main organizer of the Nuclear Corrosion session of the EUROCORR 2021 and of the ICG-EAC meeting 2021 that took place as online events.

The authors are also member of the Technical Area 4 – System and Component Integrity in the NUGENIA Alliance (<https://snetp.eu/>),

where the safe LTO in the context of material ageing is an important topic. Under this umbrella, we are participating in the EU H2020 projects INCEFA-SCALE (EAF) [7], MEACTOS (SCC mitigation) [5] and FRACTESUS (small sample fracture testing of irradiated RPV steels) [10]. We were also involved in a new proposal for a Horizon Europe project on exploring the SCC initiation behaviour in additively manufactured steels under LWR conditions (POEAM).

Within two contract projects with EPRI, PSI has supported the development of a Code Case for EAF crack growth in LAS in BWRs and is supporting 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 [11] are based on our EAF model/data and were accepted as the new ASME Code Case N-917 in June 2021. The Expert Panel has collected, screened and ranked more than 550 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. SCC disposition curves for as-welded and PWHT Alloy 82 and BWR/NWC and HWC environment were developed this year. Currently the underlying final report (BWRVIP report) is in preparation and scheduled for March 2022. Individual submission of the proposal to national Code Bodies (JSME/NRA, ASME BPV) is envisaged for 2022.

6. Assessment of 2021 and Perspectives for 2022

6.1 Assessment Of 2021

In spite of COVID-19 and temporary/long-term loss of several co-workers for health reasons, the overwhelming part of the project goals and milestones for the first project year [3] has been achieved and the project is thus on track. The PhD project of A. Treichel in sub-project-I was not terminated due to health and personal reasons, but all planned SCC tests were performed and analysed with reduced characterization efforts. Only

the new activity in sub-project I is delayed due to recruitment issues for the Post-Doc position and the specific activity probably requires a cost-neutral prolongation for 9 to 12 months. 16 project-related reports, journal and conference publications were generated in 2021. With three Post-Doc projects, LEAD-II strongly contributes to the education of young specialists and preservation of expertise and excellence in this field. The project generates results, which are of direct and practical use for the regulatory work in the context of material ageing and safe LTO and its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI. The development of new SCC and EAF disposition lines for Alloy 82 and RPV steels and performed on-call tasks on SCC in Alloy 182/82 DMWs are such current examples.

6.2 Perspectives for 2022

The project and related international projects INEFA-SCALE and FRACTESUS are on track and can continue as planned [3]. Major milestones for 2022 are the termination of the H2020 MEACTOS project in Spring 2022 with the final report and final public workshop, as well as the SCC and fracture mechanics tests with the irradiated RPV steel in our hotlab in the frame of sub-project II. Sub-project II can be finished by the end of 2022.

7. Publications

In total, 7 journal papers [12–18], the LEAD-I final report [4] and two on-call expert reports as well as 6 conference publications were published in 2021.

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-II zu Handen des ENSI», AN-46-20-01, September 13, 2020.
- [4] H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, W. Chen, Z. Que, S. Suman, A. Treichel, LWR Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation, LEAD-I Final Report, Paul Scherrer Institut, August 2021.
- [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, <https://meactos.eu/>.
- [6] Z. Que, High-Temperature Water Effects on the Fracture Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels, EPFL PhD Thesis No. 9391, 2019.
- [7] EU-H2020/EURATOM Project Proposal «INCEFA-SCALE – INcreasing safety in NPPs by Covering gaps in Environmental Fatigue Assessment – focusing on gaps between laboratory data and component SCALE», HORIZON2020-NFRP-01-2019/20, Grant Agreement N° 945300, <https://incefascale.unican.es/>.
- [8] H. P. Seifert, «SCC Disposition Lines for SCC in Alloy 182/82 DMWs in Primary LWR Environments and Related Issues for Flaw Tolerance Evaluations an Integrity & Lifetime Assessments», PPT-Presentation, Webex-Seminar, ENSI on-call Ageing & LTO, 8.3.2021.
- [9] K. Freytag, Literature Review: Residual Stress in the Context of Material Aging and Structural Integrity in Nuclear Power Plants, PSI-TM-46-21-05, Paul Scherrer Institut, 26.07.2021.
- [10] EU-H2020/EURATOM Project Proposal «Fracture mechanics testing of irradiated RPV steels by means of sub sized specimens», HORIZON2020-NFRP-2019-2020-04, October 2019, <https://fractesus-h2020.eu/>.
- [11] 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.

- [12] S. Ritter et al., Results of an International Round-Robin Exercise on Electrochemical Impedance Spectroscopy, *Corrosion Engineering Science and Technology*, 2021, 56(3), 254–268.
- [13] W.Chen, P.Spätig, H.P.Seifert, Role of Mean Stress on Fatigue Behavior of a 316L Austenitic Stainless Steel in LWR and Air Environments, *International Journal of Fatigue* 145 (2021), 106111.
- [14] P.Spätig et al., Mean Stress Effect on Fatigue Life of 304L Austenitic Steel in Air and PWR Environments Determined with Strain and Load Controlled Experiments, *Metals* 11 (2021) 221.
- [15] H.P. Seifert, J.Bertsch, «Materials and Corrosion Issues in the Primary Coolant Circuit of Boiling Water Reactors», in: *Techniques De L'ingénieur*, Saint-Denis, France, EBN 3 762 1–30, 2021.
- [16] M.Bruchhausen et al., Characterization of Austenitic Stainless Steels with Regard to Environmentally Assisted Fatigue in Simulated Light Water Reactor Conditions, *Metals* 11 (2021), 307–327.
- [17] Z.Que, H.Seifert, V.Mazánová, P.Spätig, Hydrogen embrittlement on fracture resistance of low-alloy reactor pressure vessel steel with high dynamic strain ageing at 288°C, *Materials Letters* (2021) 131269.
- [18] G.S. Rao, Y.Yagodzinsky, Z.Que, P.Spätig, and H.P.Seifert, Study on Hydrogen Embrittlement and Dynamic Strain Ageing on Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels, *Journal of Nuclear Materials* 556 (2021) 153161.

ZINC

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

Author und Co-author(s):

S. Ritter, K. Chen, A. Mackiewicz,
H.P. Seifert

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: Paul Scherrer Institut,
5232 Villigen PSI, Switzerland

Phone: +41 (0)56 310 2983

E-mail: stefan.ritter@psi.ch

Internet address: www.psi.ch and

<http://www.psi.ch/lnm>

Project duration: October 1, 2019 to
March 31, 2023

Abstract

In the context of long-term operation, some of the major concerns of the Swiss boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) fleet are stress corrosion cracking (SCC) and irradiation-assisted SCC. Zinc (Zn), even added in 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. The reason for this is Zn incorporation into the tetrahedral sites of the Fe- and Ni-rich spinel structures, e.g. Fe_3O_4 , which seems to create a more stable and protective oxide scale. Some investigations have shown the effectiveness of Zn injection in terms of SCC initiation in steam generator tubes, made of Alloy 600 in PWRs. However, the knowledge is very limited on the influence of Zn injection on the SCC behaviour of other LWR structural materials in the primary reactor coolant systems and necessary Zn concentrations for SCC mitigation. In addition, the mechanism behind the SCC initiation and propagation for different kinds of materials in the primary reactor coolant systems with Zn injection is poorly studied

and not understood. Due to Zn application in Swiss reactors, it is of utmost importance to explore in depth the possible impact of Zn on the SCC behaviour to benefit from potential mitigation effects. Therefore, the ZINC project was initiated.

Experiments are being conducted in sophisticated high-temperature water loop systems with autoclave and loading device, simulating BWR or PWR conditions, in order to systematically study the effect of Zn injection on the SCC initiation and propagation behaviour. Materials used in the current project are 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 insight into the mechanisms behind.

Coupons have been exposed to Zn-containing and Zn-free high-temperature water and their analysis has started. A systematic series of accelerated SCC initiation tests in BWR and PWR environments with and without Zn injection has been conducted as well.

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 international and Swiss light water reactor (LWR) fleet [1]. 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 both boiling (BWRs) and pressurized water reactors (PWRs) [2]. Moreover, sparse investigations have indicated that Zn injection might also have a positive effect on minimising the environmental degradation of structural materials [3, 4]. It might result from Zn ions substituting Ni or Fe in the tetrahedral

sites of the spinel structures, e.g. Fe_3O_4 . From a thermodynamic point of view the Zn-rich spinels create more stable and seemingly more protective oxide films. Some investigations showed the effectiveness of Zn injection on mitigation of SCC initiation in steam generator tubes (Alloy 600, used in PWRs) [5, 6]. However, little is known about the influence of Zn injection on the SCC behaviour (especially crack propagation) of other structural materials in a reactor system. The effect of Zn injection on the SCC initiation and propagation for various kinds of materials is poorly studied. Because Zn injection is applied in 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 current report briefly describes the project's content and objectives, as well as the work performed during the second project year. It also gives a preview on some selected results.

2. Structure and goals of the ZINC project

The ZINC project builds upon previous experience and experimental setups developed during the former ENSI-PSI projects (e.g., NORA, SAFE and LEAD). The project tasks, listed in Table 1, are covered by a project leader, Post-Doc and PhD-student. Scientific specialists and technical staff of the BTS Group and other groups (Laboratory for Nuclear Materials (LNM) and Department Hot Laboratory (AHL) from the Nuclear Energy and Safety Research Division (NES) at PSI) support the «core team».

The general objective of the current project is the detailed and systematic investigation of the SCC behaviour of structural materials in Zn-containing water for further validation of this technique and for studying the mechanisms behind this phenomenon. The special emphasis of this project

is placed on examining the SCC initiation threshold stress and SCC growth rates of a Ni-based weld metal Alloy 182 and cold-worked AISI 316L stainless steel in simulated BWR and PWR environments without and with different Zn concentrations. Furthermore, the composition, structure, mechanical properties and repassivation kinetics of surface/crack-flank oxide films will be characterised. The final objective is making progress on the quantification of the potential positive effects on SCC mitigation via Zn injection and on revealing the underlying mechanisms.

The project supports the safe long-term operation of the Swiss nuclear power plants also by maintaining an independent expertise (available to the ENSI) and by educating young experts in the field of water chemistry and plant ageing management. The topic is relevant to both types of reactors currently available in the Swiss LWR fleet, BWR and PWR. The project fulfils most of the criteria defined in the ENSI research strategy [7]. In addition, the project represents a cross-cutting activity which contributes to the work of several areas at the ENSI.

In the course of the SAFE, LEAD and NORA projects, facilities for performing sophisticated SCC, water chemistry and solution injection experiments, as well as oxide film and crack analytics have already been developed and qualified. Nevertheless, some facilities have been refurbished and new components added, but the ZINC project could still profit from the existing infrastructure and did not need to start from scratch.

In the second project year, the focus was on exposure and accelerated SCC initiation tests in BWR-hydrogen water chemistry (HWC) and PWR environments. Many analytical techniques have been considered on their suitability and the oxide film micro-characterisation has started.

Tasks	Subject	Share
Task1	Literature study on Zn water chemistry related topics	approx. 10 %
Task2	Exposure and SCC tests in high-temperature water loops and characterisation of oxide films	approx. 75 %
Task3	Analysis of plant specimens on the Pt deposition	approx. 15 %

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

Material	Fe	C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	Nb	N
Alloy 182	5.46	0.027	0.058	6.19	69.10	15.90	0.172	2.36	0.0240
AISI 316L	Bal.	0.021	0.25	1.90	11.30	16.70	2.10	--	0.0175

Table 2: Chemical composition of the Ni-base weld metal Alloy 182 and the 20% CW AISI 316L stainless steel (in wt.-%).

Environment	Temperature [°C]	Pressure [bar]	DH [ppb]	Redox potential [mV _{SHE}]	B / Li [ppm]	pH _r	Zn [ppb]
BWR-HWC	274	90	253	-534	-/-	5.63	0 or 40
PWR	320	130	830	-813	600/2.25	7.46	0 or 40

Table 3: Parameters of the two test environments.

3. Results from experimental work

3.1 Materials and experimental procedure

3.1.1 Materials and specimens

A Ni-base weld metal Alloy 182 and stainless steel type AISI 316L were selected for the experimental investigations. The chemical composition of both materials is shown in Table 2. In order to increase the SCC susceptibility of the stainless steel, 20% thickness reduction by one-time forging at room temperature in air (20% CW) was applied. Coupons ($13 \times 10 \times 4 \text{ mm}^3$) were machined out of both materials. Two different surface conditions of the coupons were prepared prior to the exposure tests. One surface was ground with 180-grit SiC paper, to replicate some kind of an as-received surface condition of industrial components and the other surface was ground up to $0.1 \mu\text{m}$, followed by OPS solution ($0.02 \mu\text{m}$) polishing for 60 min to remove any deformation layer on the surface. For the SCC initiation tests, flat tapered tensile (FTT) specimens were prepared in the orientation, which corresponds to the one most prone to cracking for both materials. The FTT specimens were ground by 180-grit SiC paper on both sides and carefully cleaned prior to the tests. The specimen geometry details can be found in our previous work [8, 9].

3.1.2 Experimental procedure

The experiments were carried out in stainless steel autoclaves with integrated loading sys-

tem. A constant water flow through the autoclave was provided by refreshing high-temperature water loops, which simulate BWR-HWC or PWR primary water conditions. Table 3 shows the parameters of the two test environments. All environmental parameters, including dissolved hydrogen (DH), conductivity, temperature, flow rate, electrochemical corrosion potential (ECP), etc., were carefully controlled and continuously recorded during tests to sustain the target environmental conditions.

In order to study the effect of Zn injection on the corrosion and SCC initiation behaviour, tests were performed with Zn-free high-temperature water and with 40 ppb Zn dosing. Zinc injection into the autoclave was performed with once-through injection method as illustrated in Figure 1. Concentrated Zn solution was injected right before the high-pressure pump and was diluted by the main water flow to achieve the target Zn concentration. All the injected Zn was removed at the outlet by the ion exchangers, so that the solution inside the water storage tank was always Zn-free.

For the corrosion tests, coupons were inserted into the autoclave and exposed to the high-temperature water (BWR-HWC or PWR conditions, with or without Zn) for approx. two weeks. To systematically study the SCC initiation behaviour in a reasonable time-frame an accelerated type of test has been used, i.e. constant extension rate tensile (CERT) tests with FTT specimens. The CERT tests were performed at a nominal strain rate of $5 \cdot 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ for the Alloy 182 and $1.3 \cdot 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ for the 20% CW 316L under BWR-HWC or

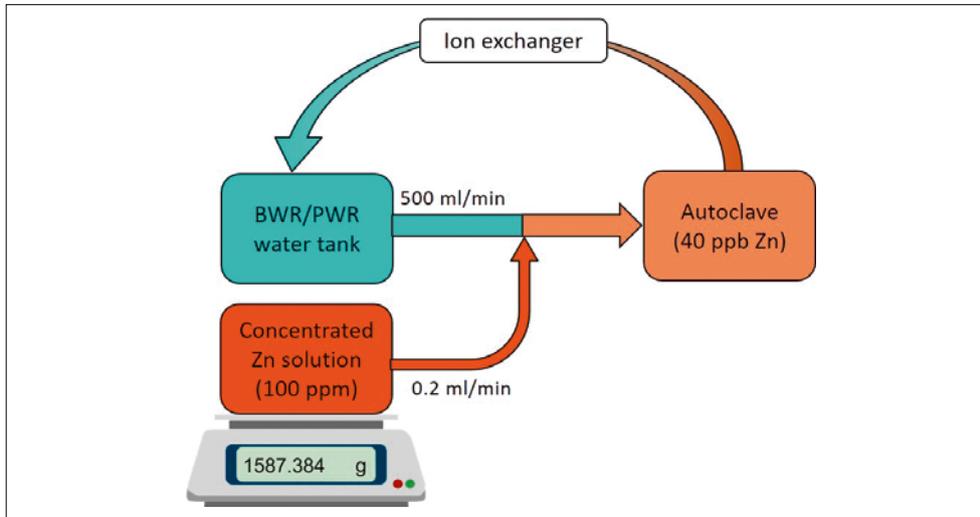


Figure 1: Illustration of the once-through injection method to achieve the target Zn concentration in the high-temperature water flowing through the autoclave.

PWR conditions with or without Zn injection. This type of accelerated SCC initiation testing has been developed and optimized in the framework of a NUGENIA and 7th EU Framework project («MICRIN/MICRIN+») and details of the testing technique can be found elsewhere [10]

After the tests, the surfaces of coupons were examined by scanning electron microscopy (SEM) to compare the oxide film morphology with and without Zn treatment. The initiated cracks on the surfaces of the FTT specimens were carefully characterised by SEM to obtain the surface crack distributions. The last intergranular (IG) SCC crack along the gauge section towards the wider end was searched on both sides for the stress threshold determination for SCC initiation (see [10] for more details on the procedure). In order to reach a higher confidence level for each test condition set, two tensile tests were performed, thus obtaining four test results.

3.2 Results

3.2.1 Exposure tests

The coupons made of Alloy 182 and 20% CW 316L stainless steel were exposed to BWR-HWC and PWR environments without or with 40 ppb Zn for about two weeks. Figure 2 and Figure 3 show the surface oxide film morphology of the Alloy 182 and 316L stainless steel, respectively. In all cases a clear difference can be observed between the

Zn-treated and Zn-free surfaces. Less and smaller oxide crystals were formed for the Zn-treated surfaces in both environments, regardless of the surface condition. This is a first indication that in the presence of Zn a thinner, but more dense and compact oxide scale seems to be formed, which might result in better protection against SCC. For Alloy 182, on the polished surface the grain boundaries can be identified due to the preferential oxidation. On the stainless steel generally a higher density of larger oxide crystals can be seen. Further oxide film studies of both materials (e.g., cross-sectioning, oxide film thickness measurements, X-ray photoelectron spectroscopy, electron dispersive spectroscopy, etc.) are ongoing and planned to reveal the effect of Zn injection on the oxide film properties and composition.

3.2.2 Accelerated SCC initiation tests

Figure 4 summarizes the stress thresholds for SCC initiation of Alloy 182 and 20% CW 316L stainless steel in BWR-HWC and PWR environments with three different exposure scenarios: Zn-free, with continuous 40 ppb Zn addition or pre-exposed for approx. two weeks without Zn followed by the tensile test with 40 ppb Zn. For Alloy 182 (Figure 4a), higher stress thresholds were observed with 40 ppb Zn injection in both, BWR-HWC and PWR environments. This means a lower SCC initiation susceptibility, thus indicating a mitigation effect by the Zn injection. When

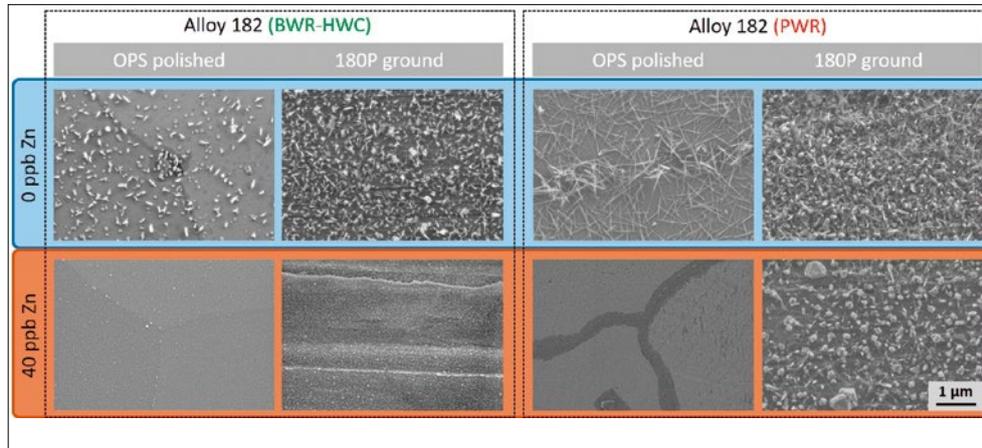


Figure 2: Comparison of the surface oxide film morphologies of Alloy 182 after exposure to BWR-HWC and PWR environments with or without Zn treatment for approx. two weeks (all micrographs recorded with secondary electron contrast at 20 kX magnification and 3 kV accelerating voltage).

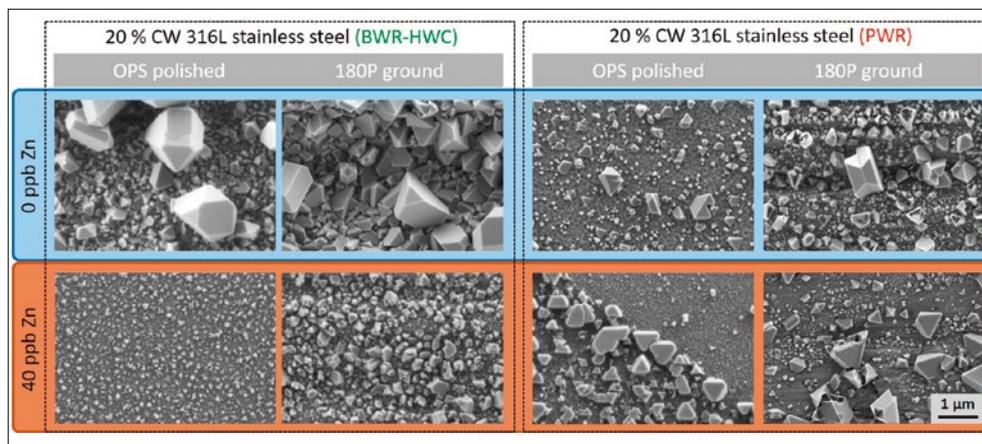


Figure 3: Comparison of the surface oxide film morphologies of 20% CW 316L stainless steel after exposure to BWR-HWC and PWR environments with or without Zn treatment for approx. two weeks (all micrographs recorded with secondary electron contrast at 20 kX magnification and 3 kV accelerating voltage).

the specimens were pre-exposed without Zn and then strained during the presence of Zn, the stress threshold values remained within the standard deviation of the Zn-free results. It seems that if the oxide film was formed without Zn the relatively short time with Zn (approx. 1-2 weeks) thereafter during the tensile test was not sufficient to alternate the mature oxide film into a more protective one with Zn. Nevertheless, it is worth noting that the CERT test is an accelerated method, which imposes massive plastic straining in the specimen's gauge section. The results may overlook part of the time-based corrosion effects and hide some of the Zn mitigation effects.

Compared to the Alloy 182, the stress thresholds for SCC initiation of the 20% CW 316L stainless steel (Figure 4b) are much higher (close to the ultimate tensile strength), suggesting a generally higher SCC resistance, despite of the cold-worked condition. Otherwise, similar trends with higher stress thresholds for the Zn-free vs. Zn-containing condi-

tions were observed for the BWR-HWC and PWR conditions, although to a lesser extent. The mitigation effect was also inhibited by the pre-exposure without Zn, as evidenced by the almost identical stress thresholds.

If looking at the stress thresholds for the PWR vs. BWR-HWC conditions, for Alloy 182 a tendency towards higher values was observed, whereas the opposite could be seen for the stainless steel. The main differences between the two environments are the pH and temperature – PWR environment having higher temperature and pH. The different trends of stress thresholds in the two environments may be related to the different temperature and pH dependency of the two materials, which needs further investigation.

The oxidation and cracking characteristics are still under evaluation to reveal further details and the underlying mechanisms of the mitigation effect by Zn injection.

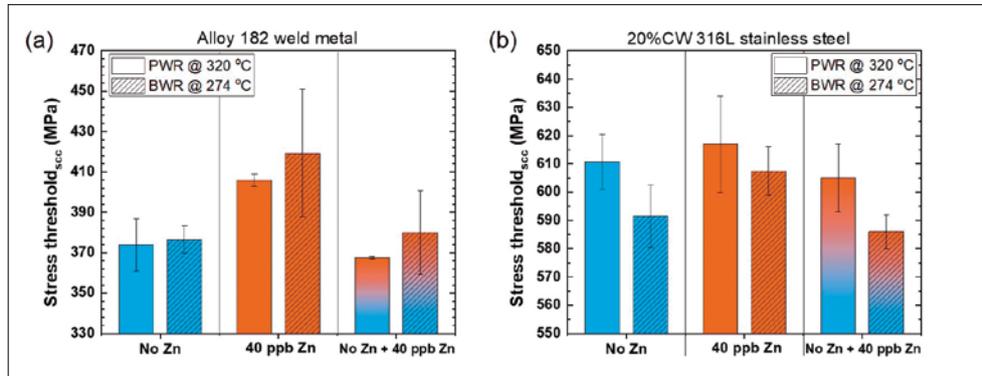


Figure 4: Summary of the stress thresholds for SCC initiation of Alloy 182 weld metal and 20% CW 316L stainless steel in BWR-HWC and PWR environments with or without 40 ppb Zn injection.

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 regularly informed on the project status and results during the semi-annual project meetings. The Swiss utilities are also invited to these meetings as observers and additionally 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-II.

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), 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 and Webmaster), 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 Ves-

sel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA). The project leader is also strongly involved in the Horizon 2020 EU project MEACTOS (September 2017 until February 2022, <http://www.meactos.eu>) dealing with mitigation of SCC initiation. The Post-Doc (K. Chen) submitted a proposal related to the content of the ZINC project to the EU Horizon 2020 Marie Skłodowska-Curie Programme «PSI-FELLOW-III-3i» (<https://www.psi.ch/en/psi-fellow>). It was accepted with the benefit of some extra financial support for research, training and conference attendance. Finally, a proposal for a Horizon Europe project on exploring the SCC initiation behaviour in additively manufactured steels under LWR conditions was submitted in October 2021 (POEAM).

6. Assessment of 2021 and perspectives for 2022

6.1 Assessment of 2021

During the second project year a first series of systematic exposure and SCC initiation tests with and without Zn injection has been conducted with both materials. The first SCC growth tests have been started. Different methods to characterise the oxide film properties have been explored and the analysis of the tested specimens has been started. The PhD-student (A. Mackiewicz) has been trained and educated intensively PSI-internally and by attending a number of external courses and lectures. The COVID-19 pandemic still had some impact on the progress of the project, especially on the limited participation in international conferences,

courses and meetings. Nevertheless, some courses and conferences have been attended online (e.g., ICG-EAC Meeting 2021, May 2021 and EUROCORR 2021, September 2021) and A. Mackiewicz won a prize for the best poster presentation of the Nuclear Corrosion session at the EUROCORR 2021 conference. Therefore it can be concluded, that the major goals and milestones of the second project year were achieved.

Due to the pandemic, the second semi-annual project meeting on February 26, 2021 and the annual ENSI-PSI project presentation meeting on December 3, 2021 needed to be held online. The third project meeting could successfully take place as an in-person event at PSI on October 22, 2021.

From the predecessor project NORA-III, an online NORA/OLNC-seminar has been held in March 2021, which was well attended. Results from the NORA projects also have been presented at the online ICG-EAC Meeting 2021, at the EPRI BWRVIP Mitigation Committee M and at the CORCON 2021 Conference (keynote lecture). A conference paper has been prepared and submitted, but the conference (NPC 2021, France) was cancelled due to the pandemic.

6.2 Perspectives for 2022

During the third project year the SCC growth tests and the exposure tests with Zn injection will continue. The characterisation of the oxide film and SCC cracks will be a focus. Furthermore, the literature review will be published and results will be presented at the annual ENSI-PSI project presentation event and at several conferences (in case they will take place: ICG-EAC Meeting 2022, May/June 2022, Finland; 20th Int. Conference on Environmental Degradation, July 2022, USA; EUROCORR 2022, August/September 2022, Germany; Fontevraud 10, September 2022, France). Also a paper with results will be submitted to a scientific journal. Finally, two project meetings will be organised.

7. Publications

Taking into account the current pandemic situation, less (conference) publications

than initially planned have been published. Publications from the predecessor project NORA-III are also included here.

- 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)», in Westinghouse Seminar, Online, March 3, 2021.
- S. Ritter, P.V. Grundler, S. Rowthu, A. Ramar, L. Veleva, and V. Karastoyanov, «A Decade of Research on Noble Metal Chemical Addition at PSI – Lessons Learned», Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials, ICG-EAC, N.P.O., Online, May 17–21, 2021.
- A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.-P. Seifert, and S. Virtanen, «Zinc Injection in Light Water Reactors to Mitigate Stress Corrosion Cracking of Alloy 182 and Cold-Worked Type 316L Stainless Steel», EUROCORR 2021, EFC, Online, September 20–24, 2021.
- S. Ritter, «Mitigation of Stress Corrosion Cracking in Boiling Water Reactors: Noble Metal Chemical Addition», CORCON 2021, NACE India, Keynote presentation, India (online), November 18–20, 2021.
- S. Ritter and K. Chen, «OLNC Pt Deposition Characterization and Correlation with ECP», EPRI BWRVIP Mitigation Committee Meeting, EPRI, Fort Lauderdale, FL, USA & Online, December 7–8, 2021.

8. References

- [1] 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>.
- [2] 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>.
- [3] D.-S. Lim, S.-H. Jeon, B.J. Bae, J. Choi, K.M. Song, and D.H. Hur, «Effect of Zinc Addition Scenarios on General Corrosion of

- Alloy 690 in Borated and Lithiated Water at 330°C», *Corrosion Science*, 2021, 189.
- [4] 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>.
- [5] K.Norrning 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.
- [6] 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», 9th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, TMS, 1999.
- [7] «Forschungsstrategie Des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats Ensi», in: ENSI Report, Report ENSI, Brugg, Switzerland, June 2013.
- [8] J.Bai, S.Ritter, H.-P. Seifert, and S.Virtanen, «Using Tapered Specimens to Study the Effect of Hydrogen and Surface Finish on SCC Initiation in Alloy 182 under Boiling Water Reactor Conditions», *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 2017, 52(8), 558–566, <http://dx.doi.org/10.1080/1478422X.2017.1340245>.
- [9] J.Bai, S.Ritter, H.-P. Seifert, and S.Virtanen, «Stress Corrosion Cracking Initiation and Short Crack Growth Behaviour in Alloy 182 Weld Metal under Simulated Boiling Water Reactor Hydrogen Water Chemistry Conditions», *Corrosion Science*, 2018, 131, 208–22, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0010938x17302391>.
- [10] R.-W. Bosch, S.Ritter, M.Herbst, R.Kilian, M.G. Burke, J.Duff, F.Scenini, Y.Gu, A.Dinu, U.Ehrnstén, A.Toivonen, R.Novotny, O.Martin, F.-J. Perosanz, A.Legat, and B.Zajec, «Stress Corrosion Crack Initiation Testing with Tapered Specimens in High-Temperature Water – Results of a Collaborative Research Project», *Corrosion Engineering, Science and Technology*, 2020, 56(2), 103–118, <https://doi.org/10.1080/1478422X.2020.1815460>.

PROACTIV

(Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants)

Author und Co-author(s): M. Niffenegger, D. Mora, Ph. Spätig, G. Mao, D. Jiang, L. Guo
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 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 and reliability. The project, split into 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 for assessing safety relevant components. In particular, we evaluate the sensitivity of influencing parameters, such as weld residual stresses (WRS), stress corrosion cracking (SCC), fatigue and different mitigation actions, on the time-dependent probabilities for crack initiation, leak size and rate. In this report, we analyze the failure probability of a pipe with a circumferential dissimilar metal weld (DMW) when it serves under the nor-

mal operating conditions. We consider the inner pressure and temperature, weld residual stresses, pipe and crack size, fracture toughness, yield strength, ultimate tensile strength of weld metal and safe end materials, axial forces and bending moment, their distribution types, mean values (MVs) and standard deviations (SDs).

In subproject II (SP II), «Validation of the eXtended Finite Element Method (XFEM) concerning the application to crack growth calculations», we focus on the reliability of the increasingly applied XFEM for crack growth and arrest calculations by comparing results from numerical simulations with the ones of dedicated experiments and, as far as possible with analytical solutions. In order to validate the XFEM simulations we set up a thermal shock (TS) facility, which allows applying TS on downscaled mock-ups. In this report we present crack growth and arrest calculations for two RPV mock-ups, made from a thermally treated steel 17MoV8-4 with a very high ductile-to-brittle transition temperature (DBTT), subjected to TS loading by considering plane stress and plane strain conditions.

The 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 fracture mechanics specimens made of potentially inhomogeneous RPV material. The focus in SP III is on the separation of the well-known size effect from the influence of material inhomogeneity. For this purpose, we performed a literature study to summarize the state-of-the-art, which culminated in the research plan of a PhD thesis started in 2020. In this thesis, extensive fracture mechanics testing of the inhomogeneous but well characterized

Japanese Reference Quality (JRQ) RPV steel are performed and the results analyzed by statistical methods in combination with FEM simulations. This report presents the state of the running PhD thesis.

Project goals

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

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 cases, 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 NPPs 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 such as reparations, etc. It is one goal of PROACTIV (SP I) to investigate the performance of corresponding available numerical tools.

In SP-I we apply the two codes PRO-LOCA, which was developed in the frame of PARTRIDGE-I by Battelle, Columbus in Ohio (USA) and PROST, developed by the German 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 a function of the probability of detection (POD) and inspection intervals, weld overlay repair, WRS, thermal stresses, fatigue, stress corrosion cracking (SCC) and earthquake load. The participation in the OECD/CSNI/WGIAGE benchmarks LBB, leak rate and probabilistic fracture mechanics (CAPS) meets a further goal.

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

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 herefore required fracture mechanics calculations are increasingly performed by the XFEM.

The main reason to use XFEM is a simplified modelling of the crack geometry and the possibility to calculate crack growth, path and arrest, without the time-consuming re-meshing required by the classical FEM. However, the method is not yet fully validated for safety assessments. It is one goal of SP II to improve the knowledge concerning XFEM and to increase its reliability. Therefore, we 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.

It is the main 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, thermal shock experiments by means of down scaled RPV mock-ups made from a material with very high DBTT similar to an embrittled end of life RPV are foreseen. In the cylindrical mock-up specimens, cracks are foreseen, which will be initiated by an applied thermal shock similar to a PTS load in an RPV (without internal pressure). The difference between large-scale tests performed in international projects (e.g. ICAS, FALSIRE, NESCE, 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 benchmark «XFEM», organized by the OECD/CSNI.

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

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 pure material property but as a parameter representing the crack initiation toughness of a given specimen only. This implies that rules to transfer and compare toughness data between different specimen sizes and 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 ferritic steels can be described by the Master Curve (MC) 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, 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 dis-

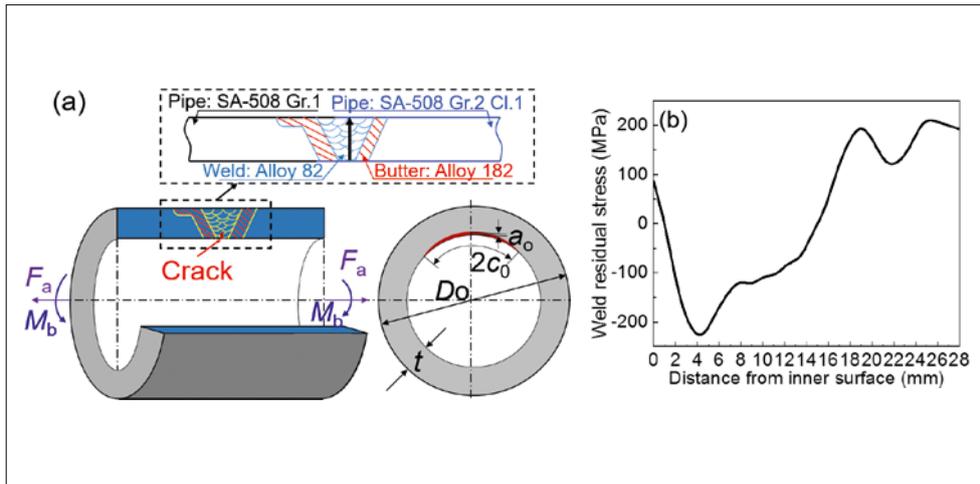


Figure 1: (a) Illustration of straight pipe with a DMW weld. (b) Weld residual stress profile.

tribution 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 research European research project FRACTESUS.

The goal of SP-III is to separate the specimen size effect from material inhomogeneity in 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 1st of September 2020. In a third step the PhD thesis will be realized by Mr

Dongyang Jiang and consists of fracture toughness testing in the DBTT region of inhomogeneous ferritic steels by means of subsized 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 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 failure probability of a pipe with a circumferential crack in a DMW under the normal NPP operating conditions, including the inner pressure (7.34 MPa), axial force (F) and temperature (290 °C) is investigated. The WRS distribution calculated along the centreline (indicated by a dark arrow in Fig. 1a) in the weld metal is depicted in Fig. 1b. It is assumed that an initial crack is located in the root centre of the DMW, which suffers axial force and bending moment caused by different loadings as shown in Table 1. All failures are assumed to be associated with weld fabrication, conservatively regarded as surface breaking defects at the inner surface of the pipe, i.e. the crack growth is anticipated to occur in the weld metal as shown in Fig. 1a. Note that the initiation of fatigue cracks is

Parameters		Distribution	Mean value	Standard deviation
Fracture toughness	Safe end SA-508 Gr.2 Cl.1	normal	289	28.9
K_{IC} (MPa \sqrt{m})	Weld alloy 82/182	normal	337	33.7
Yield strength	Safe end SA-508 Gr.2 Cl.1	normal	293.2	29.3
σ_y (MPa)	Weld alloy 82/182	normal	326.2	32.6
Ultimate tensile strength σ_u (MPa)	Safe end SA-508 Gr.2 Cl.1	normal	551.6	55.1
	Weld alloy 82/182	normal	594.2	59.4
	Depth a (mm)	normal	1	0.1
Initial crack size	Full length 2c (mm)	normal	96	9.6
Pipe size	Thickness t (mm)	normal	28	2.8
	Outer diameter D_o (mm)	normal	374	37.4
Bending moment M_b (MN \cdot mm)		normal	432.6	43.2
Force F_a (kN)		normal	159.5	15.9
Pressure in NOC p (MPa)		normal	7.34	0.734

Table 1: Main random variables used in the assessment [3].

not taken into account but only fatigue crack growth is considered. The pipe and crack size, fracture toughness, yield strength and ultimate tensile strength of the weld and safe end materials, axial forces and bending moment are all regarded as random variables; their distribution types, MVs and SDs are presented in Table 1. Monte Carlo sampling (MCS) method is applied to predict the failure probability of this component and conduct sensitivity analyses on the above-mentioned variables. In our analyses, a failure event is defined as a through-wall crack leading to a leakage. A sensitivity analysis revealed the influence of variables on the failure probability.

The failure assessment diagram in the SINTAP procedure shown in Fig. 2 reflects the limit for failure described by Eq. (1)[4]:

$$\begin{cases} K_r = K_I / K_{IC} \\ L_r = \sigma_{\text{applied}} / \sigma_{\text{limit}} \end{cases} \quad (1)$$

Here K_r is the ratio of the applied stress intensity factor K_I to the material's fracture toughness K_{IC} and L_r is equal to the ratio of applied stress σ_{applied} to the limit stress σ_{limit} that can cause plastic yielding of the cracked structure. If the assessment point falls within the non-critical region enclosed by the line of the FAD (e.g. point A in Fig. 2), the failure of the structure does not occur even if it contains cracks. In other words, the component is considered as safe if $K_r < f(L_r)$ and this is acceptable. Inversely, the structural component is regarded as unsafe if $K_r > f(L_r)$. e.g. points B

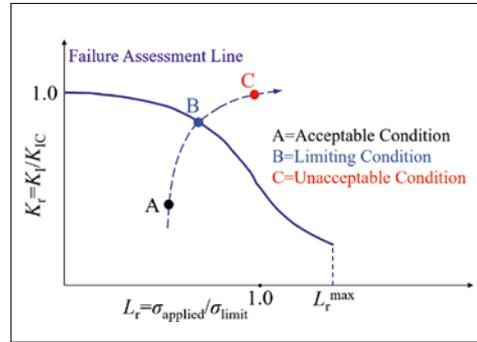


Figure 2: Failure assessment diagram in SINTAP.

and C in Fig. 2. Details of the FAD approach are given in the SINTAP procedure.

The SINTAP procedure is incorporated into PROST that has been developed in an attempt to calculate the failure probability by the limit state function (L_{LSF}), defined by the difference between $f(L_r)$ and K_r , given by [5]:

$$L_{LSF} = f(L_r) - K_r \quad (2)$$

If $L_{LSF} \leq 0$, the failure event occurs. Inversely, the structure will operate safely if $L_{LSF} > 0$. The failure probability of the structure can be evaluated by a multi-dimensional integral below [5]:

$$P_{\text{failure}} = P(L_{LSF} \leq 0) = \int_{L_{LSF} \leq 0} PDF(X) dX \quad (3)$$

where PDF is the joint probability density function of X , which is the vector of random parameters. Regarding the uncertainty degree of a random variable, a coefficient of variation (CoV) is defined by

$$CoV = \sigma / \mu \quad (4)$$

where σ is the standard deviation (SD) and μ is the mean value (MV).

In order to reveal the dependence of failure probabilities on the SD from each parameter,

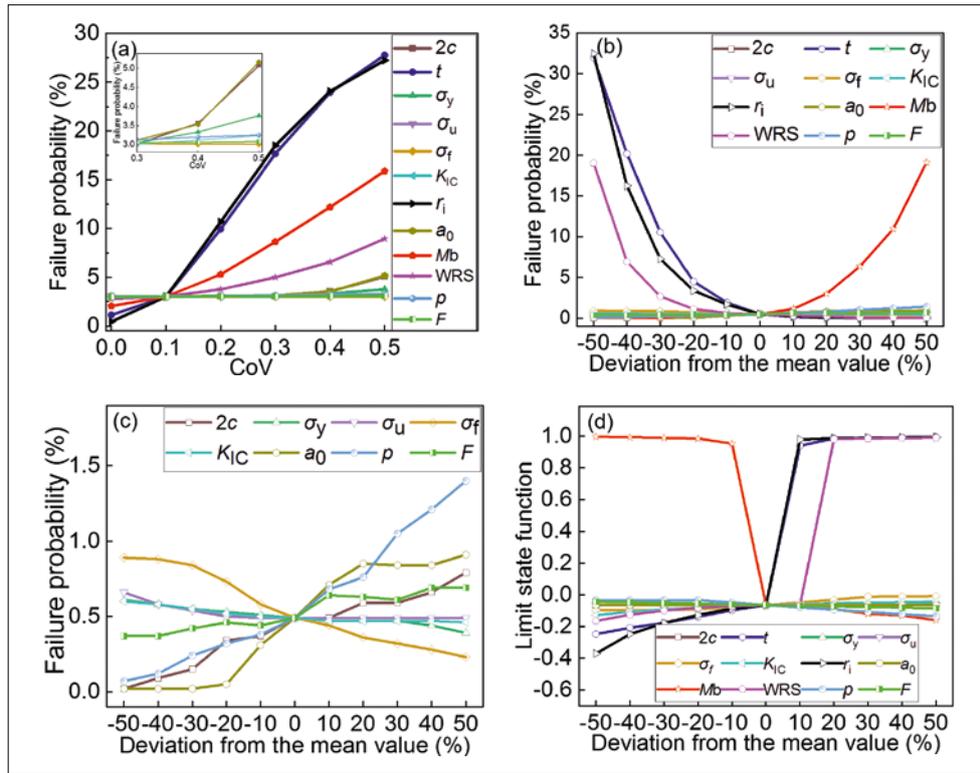


Figure 3: (a) Effect of CoV by changing the SD of each variable on the failure probability, (b) Effect of the variation of parameters' MV on the failure probability, (c) an enlarged view of the lower zone in (b), and (d) Effect of the variation of parameters' MV on the limit state function.

every parameter's CoV varies from 0 to 0.5 by setting different SDs, provided that all other parameters' CoV keeps constant, 0.1.

Figure 3 shows the result of the analyzed case. For a CoV of 0.1 the failure probability is 3%, independent on the different variables, as shown in Fig. 3a. It is observed that the failure probability increases with increasing CoVs. It is also shown that the failure probability increases from 0.45% to 27.3% as the $CoV(r_i)$ increases from 0 to 0.5. Likewise, $CoV(t)$ has a very similar influence on the failure probability compared with $CoV(r_i)$, therefore, it is of identical significance to reduce $SD(t)$ and $SD(r_i)$ to reduce the failure probability. Regarding the failure probability influenced by SDs of the initial crack size, it is depicted in the inset of Fig. 3a that the failure probability only increases from 3% to around 5% with $CoV(2c)$ and $CoV(a_0)$ larger than 0.3. Furthermore, it is shown that the failure probability is not sensitive to the SDs of materials' properties, i.e. $SD(\sigma_y)$, $SD(\sigma_u)$, $SD(\sigma_f)$ and $SD(K_{IC})$ nor to those of some loadings, i.e. $SD(p)$ and $SD(F)$. However, the failure probability is largely influenced by SDs of other loadings such as $SD(Mb)$ and

$SD(WRS)$. The failure probability increases from 2.8% to 8.95% and from 2.05% to 15.9% as the $CoV(WRS)$ and $CoV(Mb)$ increases from 0 to 0.5, respectively. These results imply that reducing $SD(Mb)$ is more effective than reducing $SD(WRS)$ to decrease the failure probability in this case.

The sensitivity of the failure probability on the uncertainty of the random parameters is also investigated by adjusting the MV of each parameter from -50% to 50%, provided that other parameters are kept unchanged and all CoVs are set to be 0.1. Taking Mb as an example, the MV and SD of Mb are multiplied by ten influential factors (i.e. 0.5, 0.6, 0.7, 0.8, 0.9, 1.1, 1.2, 1.3, 1.4 and 1.5), while other parameters remain constant. Fig. 3b displays the effect of variation of parameters on the failure probability. Apparently, the failure probability decreases with increasing the MVs of t , r_i and WRS . The failure probability is trivially influenced when the influential factors applied on these three parameters is over 1.1. However, the failure probability increases with increasing the MV of Mb and the failure probability varies little with the influential factors for Mb less than 0.9. In addition

to the above-mentioned parameters, it can be seen in Fig. 3c that the failure probability increases with increasing the MVs of p , a_0 , $2c$ and F . The tiny failure probability contribution from p and F is attributed to the smaller stress caused by p and F compared with M_b . Therefore, the failure probability in this case is most affected by the MV of the thickness t and the inner diameter r_i of the pipe, followed by M_b , WRS , p , a_0 , $2c$, σ_f and F . This finding is similar to the influence of SDs of parameters, especially the main parameters. In total, a sequence of t , r_i , M_b , WRS , p , a_0 , $2c$, σ_f and F should be prioritized to reduce the failure probability by considering MVs of parameters. As seen in Eq. (1), (2) and (3), the failure probability distribution is connected with the L_{LSF} . The L_{LSF} distribution along the MVs of all variables is displayed in Fig. 3d. In accordance with the variation trend of failure probabilities in Fig. 3b, the LSF increases by increasing the MV of t , r_i , WRS , σ_f , etc., but decreases with increasing the MV of M_b , p and F . It has to be confessed that only primary loadings can be adjusted in a given pipe system to reduce the failure probability. Note that the influence of p and F on the

sensitivity of the failure probability would be increased if their MV would be higher or near the critical value.

In conclusion, the failure probability increases with SD of each parameter, wherein the failure probability is more sensitive to the SD of the thickness t , the inner diameter r_i , bending moment M_b and WRS than to that of the crack length $2c$, the initial crack depth a_0 , yield strength σ_y , ultimate strength σ_u , flow strength σ_f , fracture toughness K_{IC} , inner pressure p and the axial force F . Meanwhile, the failure probability is most affected by the mean value of t and r_i of the pipe, followed by M_b , WRS , p , a_0 , $2c$, σ_f and F . Therefore, both the SD and MV of parameters should be taken into consideration to assess the failure risk. During the practical maintenance of piping, care should be taken on different parameters, wherein only primary loadings can be adjusted in a given pipe system to reduce the failure risk.

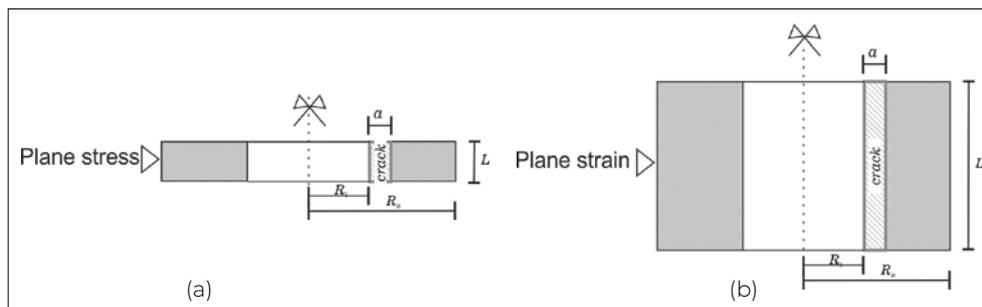


Figure 4: Transversal section of cylindrical mock-up with one axial edged crack. (a) Short cylinder with $L=20$ mm and (b) Long cylinder with $L=100$ mm.

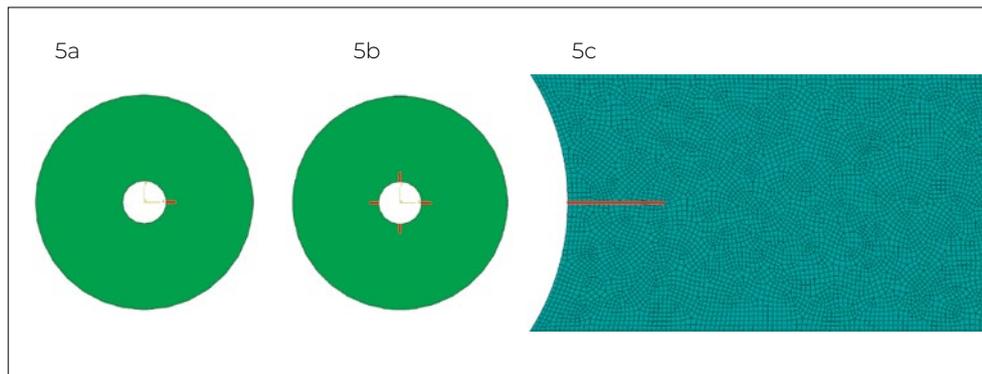


Figure 5a: Cylinder with one initial axial crack (in red) at the inner surface. FE mesh of bilinear CPE4 elements. Figure 5b: Cylinder with four initial axial cracks (in red) at the inner surface. FE mesh of bilinear CPE4 elements. Figure 5c: Zoom of the XFE-mesh around the crack (red line).

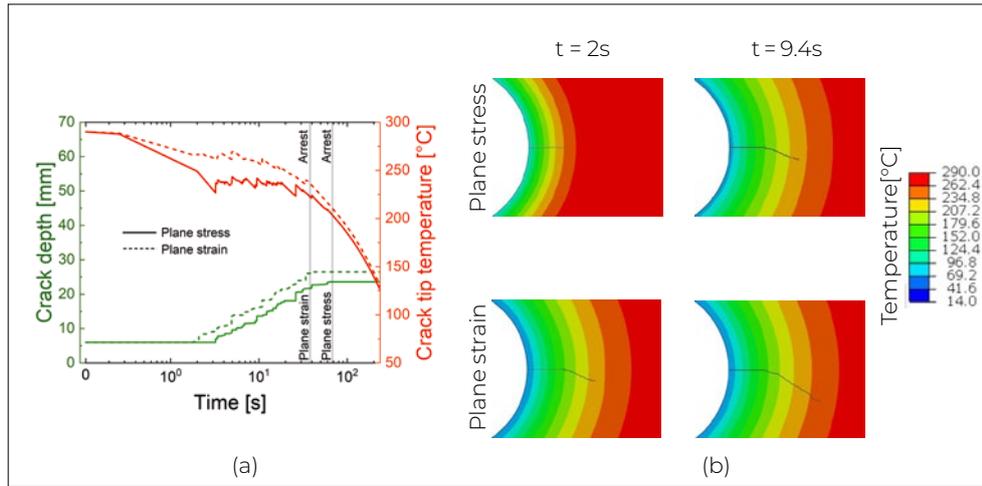


Figure 6: Numerical results for plane stress and plane strain with XFEM for the cylinder subjected to thermal shock (a) Crack depth and crack tip temperature evolution (b) Propagation of one crack over the temperature distribution.

SP II: Validation of the Extended Finite Element Method (XFEM) concerning the application to crack growth calculations

Two-dimensional (2D) Finite Element (FE) simulations were performed with ABAQUS [6]. A thermal shock transient, from 290 °C to 14 °C applied to the inner surface of the cylindrical mock-up (Ro=75, Ri=15, L=20, 100 mm), was simulated for a duration of 240 seconds. Figure 4 shows the cross section of the cylinder with one axial edged crack in the inner surface. Plane stress on the short cylinder (L=20mm) and plane strain on the long cylinder (L=100mm) are assumed for the 2D simulation, respectively.

Figures 5 shows the FE models composed of four nodes bilinear elements (CPS4 for plane stress and CPE4 for plane strain) for the cylinder with one (Fig. 5a) and four (Fig. 5b) initial cracks, respectively. A zoom in the region of the crack (Fig. 5c) presents the very fine FE-mesh. In order to determine the temperature in the cylinder, the thermal shock transient was simulated with the FE-model, meshed with diffusive transfer elements (DC2D8), before the crack growth is calculated using the implemented XFEM in ABAQUS. The crack propagation is calculated by applying the maximum principal stress criterion σ_{max}^0 . To estimate this value, it is assumed that the material behaves according to the LEFM theory. Thus, the relationship in Eq. (5) is employed to derive the maximum principal stress (for crack initiation) at each temperature from the

fracture toughness given in Eq. (6) for the steel (17MoV8-4) under consideration. The thermally embrittled steel is simulated by considering its high Nil-ductility reference temperature $RT_{NDT}=253\text{ }^\circ\text{C}$. The value of r_c stands for the critical distance ahead of the crack tip according to the Ritchie, Knott and Rice (or RKR) model. For an RPV steel this distance is reported in [7] to be 100 μm . However, r_c has to be related to the specific microstructure of the material used in the planned TS experiments. Therefore, in our calculations r_c is assumed as 300 μm

$$\sigma_{max}^0 = \frac{K_{Ic}}{\sqrt{2\pi r_c}} \tag{5}$$

$$K_{Ic} = 36.52 + 22.8074 \exp(0.036(T - RT_{NDT})) \tag{6}$$

The crack direction of propagation is determined by,

$$\hat{\theta} = \cos^{-1} \left(\frac{3K_{II}^2 + \sqrt{K_I^4 + 8K_I^2 K_{II}^2}}{K_I^2 + 9K_{II}^2} \right) \tag{7}$$

where K_I and K_{II} are the stress intensity factor for mode I and II of fracture.

The results of the crack propagation simulation are presented in Fig. 6a for plane stress and plane strain in terms of the crack depth and the crack tip temperature. It is observed that the crack depth reached in plane strain (long cylinder) is longer than in plane stress (short cylinder). This becomes clear in Fig. 6b, which depicts the crack extension in the cylinder for two different times during the transient. At t = 9.4s, the crack in plane strain (long cylinder) is clearly longer. The crack tip temperature, which is initially 290 °C decreases

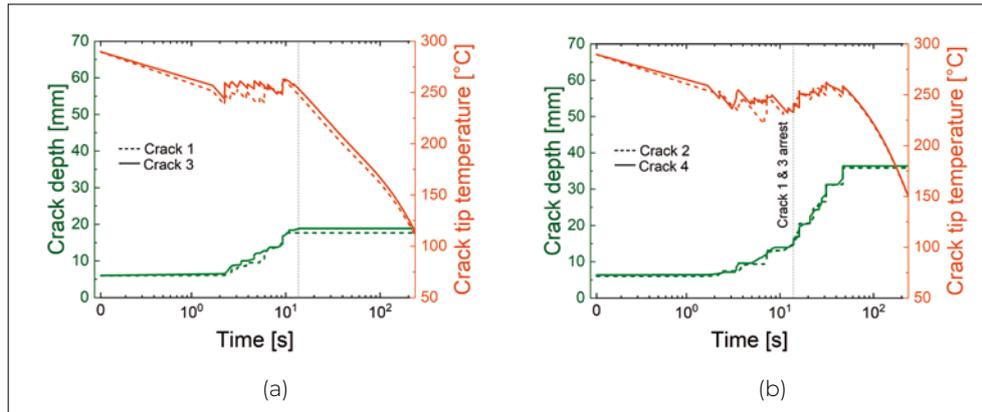


Figure 7: Numerical results for plane strain with XFEM for the cylinder, subjected to thermal shock (a) Crack depth and crack tip temperature evolution for cracks 1 and 3. (b) Crack depth and crack tip temperature evolution for cracks 2 and 4.

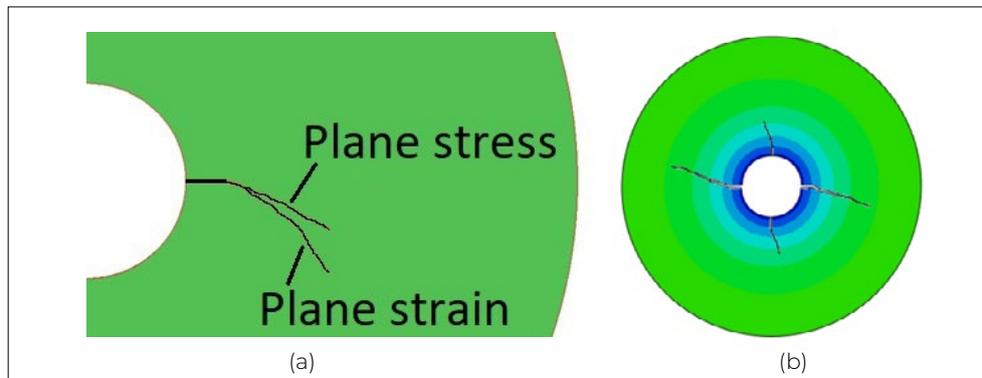


Figure 8: Final crack depth. (a) Cylinder with one edged crack in the internal surface (Plane stress and stress). (b) Cylinder with four edged cracks in the internal surface (Plane strain).

during the transient and presents several jumps due to the crack propagation. In the case of plane strain, the crack tip temperature decreases faster than in plane stress.

The results for the cylinder with four cracks are summarized in Fig. 7a and 7b, which show again the crack depth reached by each crack and the corresponding crack tip temperature. Each two opposite cracks show a similar behavior in terms of crack depth and tip temperature. However, one couple reaches a longer crack depth than the other couple. In Fig. 7b the time at which cracks 1 and 3 show final arrest are indicated with a dashed line.

The final crack is shown in Fig. 8a for plane stress and plane strain. The crack under plain strain grows longer due to the higher stress. For the cylinder containing four equally spaced cracks, the cracks at the end of the transient are displayed in Fig. 8b. Note that in spite of the symmetric problem, the calculated crack growth does not reflect the symmetry completely. This is due to numerical imperfections, in this case due to the FE-

mesh. Therefore, these results are only representing how cracks could develop. In reality, the exact crack path will also depend on imperfections in the material, geometry and temperature field.

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

Neutron irradiation results in a positive temperature shift ΔDBTT of the ferritic steels (embrittlement) and its deteriorative effect has to be monitored by a surveillance program. Due to the limited number of surveillance specimens, miniaturization of fracture specimens is crucial. However, it is well known that measured brittle fracture toughness (K_{Ic}) is specimen size and geometry dependent, and intrinsically scattered due to macroscopic and microscopic inhomogeneity of the material. The objective of this study is to separate and quantify the effects of small specimen size and inhomogeneity in fracture toughness scatter of potentially inhomogeneous RPV material in

the context of the Master-Curve (MC) method. The MC is a powerful method to define the ductile-to-brittle transition reference temperature T_0 of ferritic steels, where T_0 is defined at the median value of fracture toughness equal to $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ of 1T-specimens. T_0 determination is based on the observation that all ferritic steels present the same toughness-temperature dependence given by:

$$K_{Jc, \text{limit}} = 30 + 70 \exp(0.019(T - T_0)), \quad (8)$$

where $K_{Jc, \text{med}}$ is the median toughness. The MC is described by the American Society for Testing Materials in the ASTM-1921 standard. It was initially developed for homogeneous steels. However, in the last versions of the standard, it was recommended to perform a screen test to determine if a data set can be considered as representative of a homogeneous material. Note also that the method is applicable for specimens large enough where a high level of constraint along the crack front is maintained at fracture. This condition is met when the plastic zone size remains small with respect to all other specimen dimensions. Quantitatively, the specimen measuring capacity, $K_{Jc, \text{limit}}$, is related to the ligament length (b_0) and is given by:

$$K_{Jc, \text{limit}} = (E b_0 \sigma_y / 30)^{1/2} \quad (9)$$

where E' is the plain strain Young's modulus and σ_y is the yield stress.

To gain insight into the concomitant effects of specimen size and material inhomogeneity, we selected the Japanese Reference Quality (JRQ) steel. This steel is known to exhibit a measurable level of inhomogeneity, manifested by a well-marked plate thickness dependence of the reference temperature T_0 . As a first step, we determined the reference temperature T_0 of JRQ steel using two different sizes of compact tension C(T) specimens (0.18T and 0.5T). They were extracted from two different depth locations of the reference plate: the first location is referred as to surface and the second one as middle that are two layers of the reference plate where the specimens were cut. Fracture toughness was evaluated by elastic plastic fracture mechanics (EPFM). First, the reference temperatures T_0 of the two specimen sets were

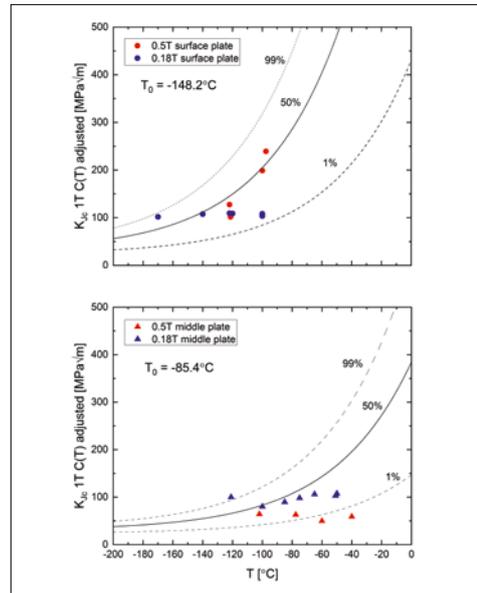


Figure 9a: T_0 determination with 1T-adjusted data (uncensored and censored data according to the ASTM-E1921 standard) for the surface JRQ plate.

Figure 9b: T_0 determination with 1T-adjusted data (uncensored and censored data according to the ASTM-E1921 standard) for the middle JRQ plate.

determined using the ASTM-E1921 standard by considering both 0.18T C(T) and 0.5T C(T) data in the analysis. The qualified toughness data to determine a valid T_0 according to the ASTM-E1921 standard are presented in Figure 9. The data have been rescaled to 1T specimen size using the $B^{-1/4}$ crack front size dependence, and all measured toughness data above the specimen measuring capacity $K_{Jc, \text{limit}}$ defined in the ASTM-E1921 standard (Eq. 9) were replaced by $K_{Jc, \text{limit}}$ and are referred as to censored data. As can be seen in Fig. 9, a difference of 62.8°C in T_0 was found, which is clearly large enough to consider the material as being macroscopically inhomogeneous between the two specimen sets. To illustrate the effect of specimen sizes on toughness, all data (not only those used for T_0 determination) are plotted again in Figure 10 where the data above K_{limit} were not censored and replaced by $K_{Jc, \text{limit}}$. Notably, a large number of data lie well above the 99% failure bound due to constraint loss. We also mentioned that it was observed that the highest values ($> 700 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$) correspond to specimens for which the load-displacement curve largely passed maximum load.

Since one of the objectives is to evaluate the amount of inhomogeneity reflected by a difference in T_0 , using small specimens, the temperature dependence of the 0.18T C(T) data was analysed without taking into

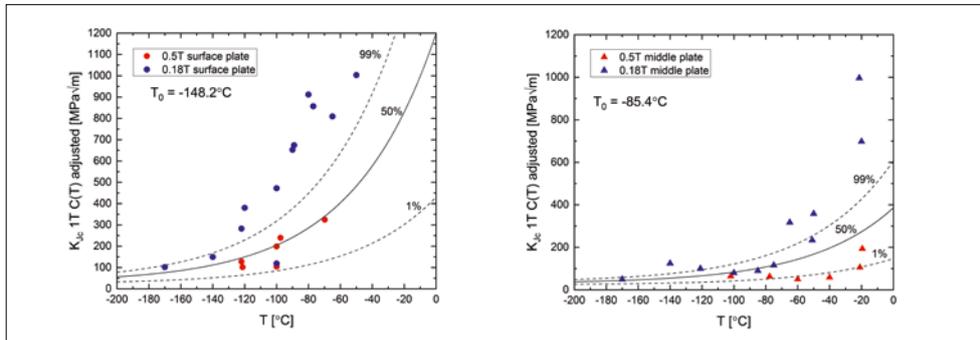


Figure 10a: IT-adjusted data (uncensored) along with Master-Curve failure bounds for the surface JRQ plate. **Figure 10b:** IT-adjusted data (uncensored) along with Master-Curve failure bounds for the middle JRQ plate.

account any constraint loss correction on the measured toughness. Furthermore, we have not considered the data of the specimens that failed at a load lower than 90% of maximum load after having passed maximum load. The statistical IT adjustment of the toughness data have been kept in the analysis. Finally, we have defined a new reference temperature $T_{0,300}$ at 300 MPa√m that approximately corresponds to half the measured toughness of the specimen failing at maximum load. Hence, we used a temperature toughness equation described by:

$$K_{Jc} = (30 + 270 \exp(0.03(T - T_{0,300}))) \quad (10)$$

Eq. (10) presents a much steeper transition than the standard MC (Eq. (8)), which again reflects the high apparent toughness due to constraint loss. The fracture toughness data of 0.18T C(T) for the two plates (surface and middle) were satisfactorily fitted with Eq. (10), see Fig. 11. Interestingly, the $T_{0,300}$ difference between the two plate is 63.1°C, a value that is in excellent agreement with the difference of 62.8°C deduced from the standard Master-curve analysis (see Fig. 9). Therefore, it appears that the use of a limited number of small specimens can be used to assess the inhomogeneity. We emphasize here that the $K_{Jc,limit}$ lines included in the plot of Figure 11 outline the fact that with 0.18T specimens the nominal measuring capacity is slightly above 100 MPa√m. The use of specimens of that size or even smaller, as it is often the case for irradiation experiments, imposes to consider only the lower part of the transition region if the standard MC method is used. However, the constraint loss effect can be turned into an asset if one includes it into the steepness of the toughness-temperature

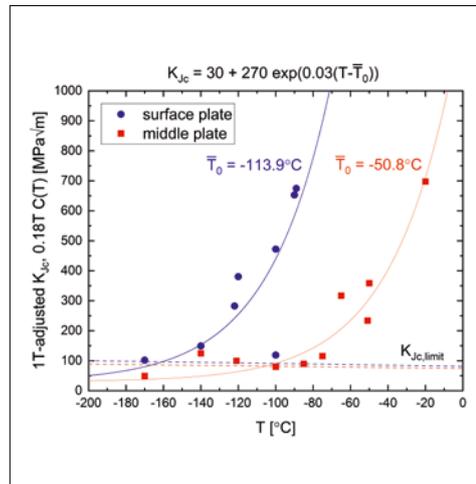


Figure 11: T_0 determination with IT-adjusted data (uncensored) for the 0.18T C(T) specimens of JRQ plates by the ad-hoc Master-Curve method.

curves. Indeed the smaller the specimen, the steeper is the transition, which makes it easier to identify inhomogeneity. The application of even smaller specimens is planned in a near future to increase even more the steepness of the K(T) curve. Additionally more data are needed to better characterize the evolution of the scatter in the transition region as a function of the specimen size, especially if random inhomogeneity MC evaluation has to be considered.

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 (NUclear GENeration II & III Association, <http://www.nugenia.org>), the European Technical Safety Organisations Network (ETSON), the PARTRIDGE III consortium (Probabilistic Analysis as a Regulatory Tool for Risk-Informed Decision Guidance –

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 Subsize Specimens (FRACTESUS), GA No. 900014.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

The main goals of the project year 2021 are fulfilled for all three subprojects. Some delay according to the time schedule occurred in the experimental part (thermal shock experiments) of SP II due to problems in producing and deliverable the special 17MoV8-4 steel. For year 2022, a follow-up project with the same topics is proposed to ENSI. Significant progress in the experimental part of SP II is expected since specimens are ready to be tested and the facility to do so is under construction. The Ph.D. work SP III is on track and will continue.

Publications (2021)

Mao, G., Niffenegger, M.

Probabilistic and deterministic investigation on single crack growth in dissimilar metal welds of a piping system (2022), International Journal of Pressure Vessels and Piping, 195, art. no. 104566, DOI: 10.1016/j.ijpvp.2021.104566.

Guo, L., Niffenegger, M., Jing, Z., Statistical inference and performance evaluation for failure assessment models of pipeline with external axial surface cracks, (2021) International Journal of Pressure Vessels and Piping, 194, art. no. 104480, DOI: 10.1016/j.ijpvp.2021.104480.

Niffenegger, M., Solaz, V.H. Microstructural based fem-calculation of stress/strain fields in steel aisi 316l and its validation by digital image correlation (2021) American Society of Mechanical Engineers, Pressure Vessels and Piping Division, PVP, 2, art. no. V002T03A036, DOI: 10.1115/PVP2021-62779.

Mora, D.F.M., Niffenegger, M., Crack propagation calculation for axial cracks in hollow cylinders subjected to thermal shock (2021) American Society of Mechanical Engineers, Pressure Vessels and Piping Division, PVP, 2, art. no. V002T03A044, DOI: 10.1115/PVP2021-61406.

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, 587–592, 2007
- [3] Qin, M.H. and Walter, D. V. «Material Properties for Residual Stress Analyses, Including MISO Properties up to Material Flow Stress» Structural Integrity Associates, Inc., Report No. 1300355.307, Appendix C. 2014.
- [4] Matvienko Y.G. Failure Assessment Diagrams in Structural Integrity Analysis. In: Boukharouba T., Elboudjaini M., Pluvineau G. (eds) Damage and Fracture Mechanics. Springer, Dordrecht, 2009.
- [5] Peter Dillstroem. ProSINTAP-A probabilistic program implementing the SINTAP assessment procedure, Engineering fracture mechanics 67, 647–668, 2000.
- [6] ABAQUS. Theory Manual and User's Manual. Dassault System Simulia Corp, Providence, RI, USA; 2012.
- [7] Yang X, Marie S, Jacquemoud C, Bompard P. Prediction of cleavage crack propagation path in a nuclear pressure vessel steel. Engineering Fracture Mechanics, 191:486–503, 2018

IMPACT IV – NEREID – Aircraft impact on reinforced concrete structures

Author und Co-author(s): M. Borgerhoff¹⁾, S. Ghadimi²⁾, C. Schneeberger (ENSI), M. Stadler¹⁾, B. Wilding²⁾, P. Zwicky²⁾

Institution(s): ¹⁾Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Consulting Engineers, Bochum, Germany ²⁾Basler & Hofmann AG, Consulting Engineers, Zurich, Switzerland

Address(es): ¹⁾Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum, Germany

²⁾Forchstrasse 395, CH-8032 Zurich, Switzerland

Phone, E-mail, Internet address:

+49 234 96130 30,

borgerhoff@stangenberg.de,

www.stangenberg.de

Duration of the Project: 2019 until 2022

Abstract

The fourth phase of the IMPACT research project «Impact of an aircraft against a structure», IMPACT IV – NEREID (NEw Research Effort in the Impact Domain) is organised by the «VTT Technical Research Centre» (Finland). Launched in 2019, the project was originally expected to be accomplished until 2022. The IMPACT IV – NEREID project deals with the structural response of reinforced concrete structures subjected to impact loading such as an air-plane crash. VTT and STUK (Finish radiation and nuclear safety authority) started the IMPACT project in 2003. Foreign partners also joined in as part of the follow-up projects IMPACT I (2006–2008), IMPACT II (2009–2011) and IMPACT III (2012–2018). Six teams from five countries are participating in the IMPACT IV – NEREID project. The structural engineering experts from Stangenberg and Partner (SPI) and Basler & Hofmann (B&H) support ENSI in this project.

The new test program has the objective, on the one hand, to analyse the influence of

the test scaling on the various phenomena observed in the previous phases of the IMPACT project and, on the other hand, to investigate further impact scenarios experimentally. This allows to improve the accuracy of the computational simulations of impact processes. The new test program includes impact tests on larger and thicker reinforced concrete slabs, tests with inclined projectile impacts, as well as those with loading close to the support edge. In order to be able to carry out the geometricaly scaled experiments with larger slabs, VTT has planned a new test facility, which will be built in 2022. The tests that could still be carried out using the existing test facility were completed in 2021.

The IMPACT IV – NEREID test program in 2021 began with the second test of oblique impacts by a hard missile (Inclined Punching Test IP2) with a slab inclination angle of 30°. Four further tests were carried out to investigate the effects of the slab thickness on the punching behaviour caused by hard missile impacts (Increased Thickness Punching tests ITP2R, ITP4R, ITP2RR and ITP4RR). The only test dedicated to study the structural behaviour in the event of impacts on slabs close to supporting walls (Near Edge impact test NEX1) took place in November 2021. Furthermore, an investigation of the influence of reinforcement overlapping on the bending behaviour of impactloaded slabs was included in the test program (Rebar Overlapping tests ROL1 and ROL2).

This report deals with numerical simulations of the Increased Thickness Punching (ITP) test series, for which a new designed hard missile was developed, as well as the Near Edge impact test NEX1 carried out in the reporting year. In addition, the design considerations and the associated com-

putational simulations for the first Geometrically Scaled combined bending and punching tests (GSX) with larger slab dimensions are described.

Project goals

The aim of the IMPACT IV – NEREID project is to obtain further experimental data and information on physical phenomena caused by an aircraft impact on reinforced concrete structures and thus to validate the test results from the previous IMPACT phases. Participation in the project ensures ENSI's access to the latest worldwide scientific state of the art with regard to the impact and aircraft crash experimental data and calculation methods. The validation of the calculation models promotes a more realistic estimate of the failure limits and the existing capacity margins.

ENSI is consolidating and expanding its expertise in assessing the structural safety of nuclear installations subjected to impact loads by participating in the IMPACT IV – NEREID project. In addition, ENSI can present and publish the findings from this project at international conferences, which guarantees a regular exchange with experts and nuclear regulators from other countries. This administers a significant contribution to the safety of the nuclear facilities.

The main objective in the reporting year was to complete the tests that could still be carried out with the existing test facility. These included the pending impact tests of the increased thickness punching (ITP) series, the near edge test NEX1, as well as the rebar overlapping tests ROL1 and

ROL2. The dismantling of the existing test facility is a prerequisite for the construction of the new one, which is designed to carry out geometrically scaled tests on larger slabs.

Work carried out and results obtained

Increased thickness punching tests ITP2R, ITP4R, ITP2RR and ITP4RR

The increased thickness punching (ITP) tests have the objective to investigate the effect of the slab thickness, as well as the shear reinforcement on the punching behaviour of the reinforced concrete slabs subjected to hard impacts. The shear reinforcement was implemented in some of the tests in the form of T-headed stirrup bars.

The tests ITP2 and ITP4 were described in the ENSI Research Report 2019. Precise description of the existing test facility can be found in the 2012 and 2013 research reports. The projectiles used consisted of a solid stainless steel front cap and a thick-walled stainless steel tube with lightweight concrete filling. Contrary to the former punching tests with 250 mm thick slabs P1–P3, carried out as part of OECD IRIS 2010 «Improving Robustness Assessment Methodologies for Structures Impacted by MissileS», the projectile showed a stronger deformation of the front, as well as splitting of the projectile wall in longitudinal direction in test ITP1 (slab thickness 300 mm). The projectile splitting was even more pronounced in the tests ITP2 and ITP4 (slab thickness 350 mm). This behaviour is associated with an energy dis-

Test	ITP2R	ITP4R	ITP2RR	ITP4RR
Dimensions [m]	2.1 × 2.1			
Span width [m]	2.0 × 2.0			
Slab thickness [m]	0.35			
Bending reinforcement	Ø 10 c/c 90 mm, both directions/faces ($a_{sl} = 8.73 \text{ cm}^2/\text{m}$)			
Shear reinforcement	none	Ø 12 c/c 90 mm * ($a_{sv} = 34.9 \text{ cm}^2/\text{m}^2$)	none	Ø 12 c/c 90 mm * ($a_{sv} = 34.9 \text{ cm}^2/\text{m}^2$)
Concrete compressive strength [MPa]	64.5	63.6	45.3	45.3
Projectile mass [kg]	47.63	47.40	47.50	47.34
Impact velocity [m/s]	162.28	144.06	143.93	156.12
Residual velocity [m/s]	48	no perforation	35	29

* T-headed bars

Table 1: Data of increased thickness punching tests (ITP).

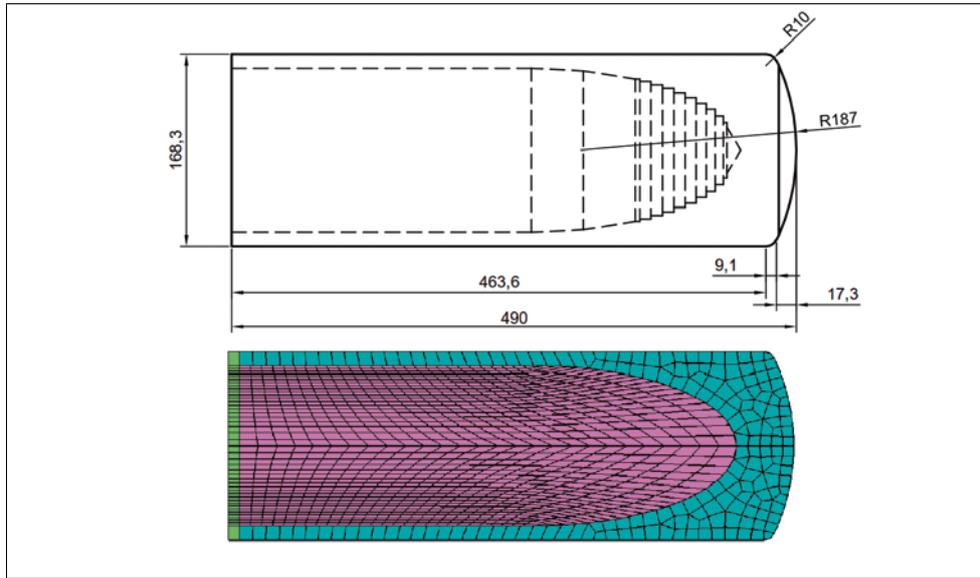


Figure 1: Projectile type H3A used for tests ITP2R et seq. and its finite element model.

sipation, which is not desirable in case of a hard missile impact. Due to these unpredictable loading characteristics, the test results cannot be reproduced reliably and thus the experimental data cannot be used to verify the computational simulations.

For this reason, the tests ITP2 and ITP4 were repeated under the new designations ITP2R and ITP4R in 2021 using a structurally reinforced projectile with an improved shape. The test data are summarised in Table 1. The new designed hard missile with the designation H3A, which is significantly stiffer due to the continuously towards the front increasing wall thickness, is shown in Figure 1. The total mass of 47.5 kg, the diameter of 168.3 mm, as well as the pipe thickness of 12.5 mm are kept similar to the old projectile type H2 used in tests ITP2 and ITP4.

The test ITP2R with a target impact velocity of 160 m/s was successfully completed by achieving a tested impact velocity of 162 m/s. However, the same intended target impact velocity was not achieved in the test ITP4R. The measured tested velocity of this test was only 144 m/s (see Table 1). For this reason and in addition to the unplanned presence of fibres in the concrete of these two slabs, it was decided to carry out the two experiments once more as tests ITP2RR and ITP4RR. These tests did not go according to plan either, as the concrete strength

did not reach the desired order of magnitude of the previous tests in this series (see Table 1). However, considering the significantly higher impact velocity of the test ITP4RR compared to the test ITP2RR, resulting in almost identical residual velocities in both tests, it can clearly be concluded that the presence of the shear reinforcement increases the punching capacity of the concrete slab and this behaviour was expected.

Computational simulations of the tests ITP2R, ITP4R, ITP2RR and ITP4RR

The blind predictive calculations of the tests ITP2R and ITP4R were outlined in the ENSI Research Report 2020. In this report, the blind calculations are updated for the actual impact velocities achieved in the experiments. Additionally, calculations of the two new tests ITP2RR and ITP4RR are compiled here.

The computational simulations of the repeated tests ITP2R, ITP4R, ITP2RR and ITP4RR were carried out by B&H using an explicit integration method in the LS-DYNA software [1]. The slabs are represented by solid elements for the concrete and beam elements for the reinforcement. The CSCM material model of LS-DYNA is applied for concrete modeling, whereas elastic-plastic material models represent the reinforcement and missile. The FE model of the ITP4R

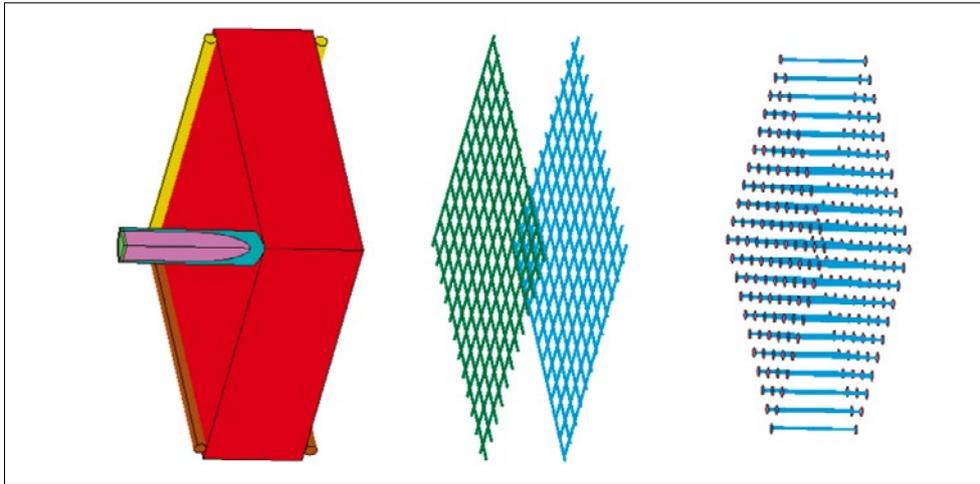


Figure 2: LS-DYNA model of tests ITP4R and ITP4RR with bending and shear reinforcement.

and ITP4RR tests is shown in Figure 2. The heads of the T-headed shear reinforcement in the tests ITP4R and ITP4RR were modelled using shell elements. The missile pipes and their concrete fillings are represented by solid elements as shown in Figure 1. Due to symmetry, only quarters of the test bodies are modelled.

The results of the blind calculations documented in ENSI Research Report 2020 with addition of two new points for the actual impact velocities achieved during the tests are compared to the experimentally measured residual velocities in Figure 3. The results of the tests ITP2RR and ITP4RR are not added to this figure, since the concrete material properties differ considerably. For the test ITP2R with the actual impact velocity of 162.28 m/s, the calculated residual velocity of 39 m/s corresponds well with the measured residual velocity of 48 m/s.

The numerical analysis of the test ITP4R did not predict perforation for the tested impact velocity of 144.06 m/s similar to the test outcome. The calculated penetration depth of the projectile into the slab of 240 mm, however, slightly overestimates the measured penetration of 150 mm for this test. The calculated residual velocity for the test ITP2RR was 40 m/s, which corresponds well with the measured value of 35 m/s. For the test ITP4RR, the calculated velocity of 42 m/s overestimates the measured value of 29 m/s. It can be concluded that the calculations performed generally well in predicting the punching response of the slab for these tests.

Near Edge impact test NEX1

The near edge impact test NEX1 studies the structural behavior of the slabs subjected

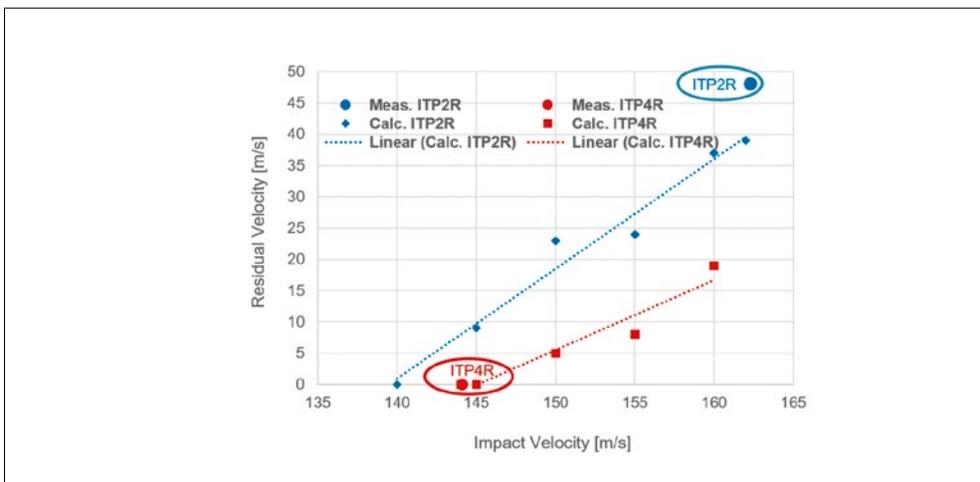


Figure 3: Comparison of the calculated and measured residual velocities for ITP2R and ITP4R.

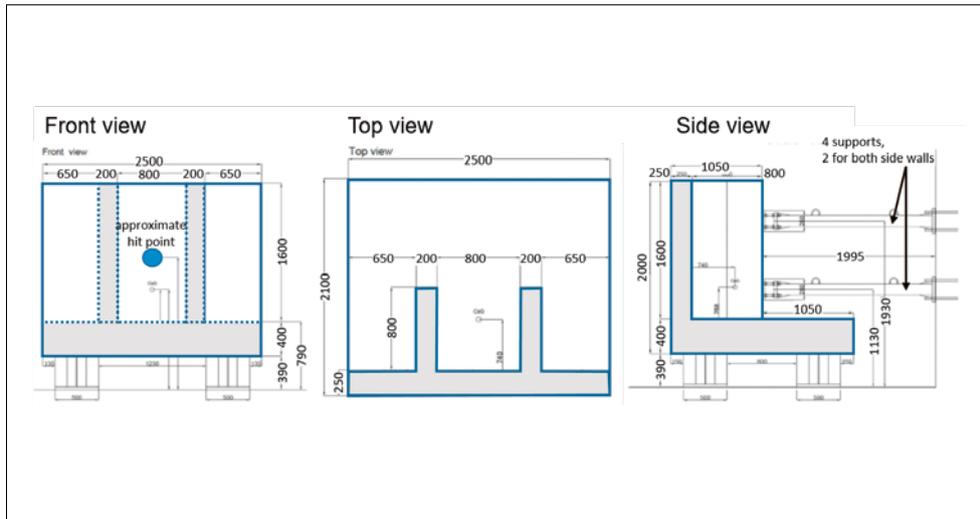


Figure 4: Geometry of the NEX1 mock-up planned by EDF and VTT.

to impact loading close to their supporting walls. Figure 4 illustrates the mock-up designed and constructed by EDF and VTT for this purpose. The reinforced concrete mock-up has a width of 2.5 m, a total depth of 2.1 m and is 2.0 m high. The 2.5 m wide, 1.6 m high, and 0.25 m thick «impacted» front wall is supported at the rear side by two equally high, 0.2 m thick walls with a clear span of 0.8 m. All these walls rest on a 0.4 m thick floor slab supported on four steel pedestals, which are anchored to the hall floor. Four steel pipes hold the supporting back walls in the horizontal direction against the rock wall of the test hall.

The test NEX1 is designed based on the combined bending and punching response test X4 from the project phase IMPACT III as the reference test. The impacted front wall of 0.25 m thickness corresponds to the slab of the test X4 and is reinforced with bending rebars of $\varnothing 10$ mm c/c 90 mm ($a_s = 8.73 \text{ cm}^2/\text{m}$) in both directions and on both sides. The shear reinforcement consists of closed stirrups with a diameter of 6 mm and adds up to a total reinforcement area of $17.45 \text{ cm}^2/\text{m}^2$. The semi-hard projectile of the test X4 with an impact velocity of 168.6 m/s leads to the perforation of the plate with a residual velocity of 25 m/s.

In test NEX1, a projectile with the same dimensions as in the reference test X4 was used. It was additionally reinforced with a sheet metal sleeve in order to avoid unwanted crack formations. The projectile ($m =$

51.06 kg), which was therefore approximately 1 kg heavier than in test X4, reached an impact velocity of 165.8 m/s during the test. The test NEX1 resulted in some concrete spalling on the impacted side of the front wall and in a pronounced crack pattern on the rear side. This response was far from a perforation as observed in test X4.

Computational simulation of test NEX1

The experts from B&H used the LS-DYNA [1] software for calibration calculation of the reference test X4 and for the blind prediction simulation of test NEX1. The material and modelling parameters used for NEX1 predictions are the ones leading to the best results in the calibration calculation of X4.

The LS-DYNA model of NEX1 represents half of the test setup taking advantage of the mock-up symmetry. Solid elements in conjunction with the LS-DYNA CSCM and the Winfrith material models represent the concrete, while beam elements and elastic-plastic material behavior are used for the reinforcement bars. The projectile is represented by shell elements and elastic-plastic material model. The supports – the back pipes at the rear end of the supporting walls and the steel tubes underneath the floor slab – are not modelled explicitly. Instead, the translational degrees of freedom of the corresponding nodes are blocked as shown in Figure 5a. Using the CSCM material model for the concrete elements in the front slab, the global outcome of the test – no perforation, spalling

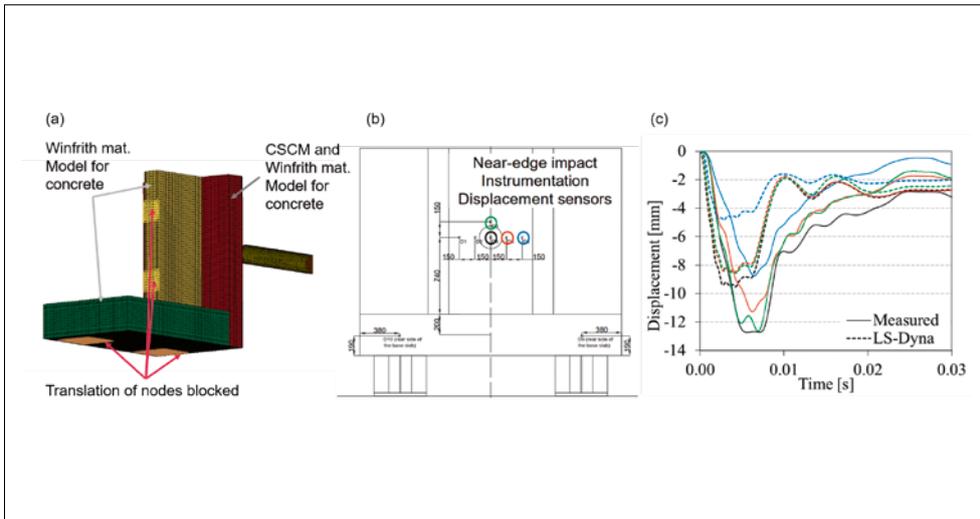


Figure 5: Test NEX1; (a) LS-DYNA model, (b) displacement sensors on the back side of the impacted slab, (c) horizontal displacements measured in the test (solid lines) and calculated with LS-DYNA [1] (dotted lines).

at the front side and cracking at the black side of the slab – is predicted correctly. Once a perforation can be excluded, the Winfrith concrete material model is used for the analysis as it is better suited for modelling the concrete behaviour of a shear-type loading situation without perforation. Furthermore, it allows the explicit depiction of crack patterns in concrete and is better suited for prediction of the cyclic post impact response. A comparison of the calculated and measured displacements close to the impact location shows a fair agreement, in terms of maximum displacement, residual displacement and displacement history, see Figure 5b and c. The maximum displacement is underestimated along with a small phase shift in displacement history due to the computational model being slightly stiffer than the

test. The simplified modelling of the back pipes by blocking a translational degree of freedom and therefore neglecting the contribution of the back pipes' elasticity to the overall system stiffness appears to cause these differences between simulations and test. Calibration calculations can be performed by improving the support modeling for this test

Design considerations and computational simulations for Geometrically Scaled combined bending and punching tests (GSX)

The new test facility planned by VTT is expected to be available for testing by the end of 2022. The upgraded facility will enable testing on a larger scale as illustrated in Figure 6. The existing test facility, which

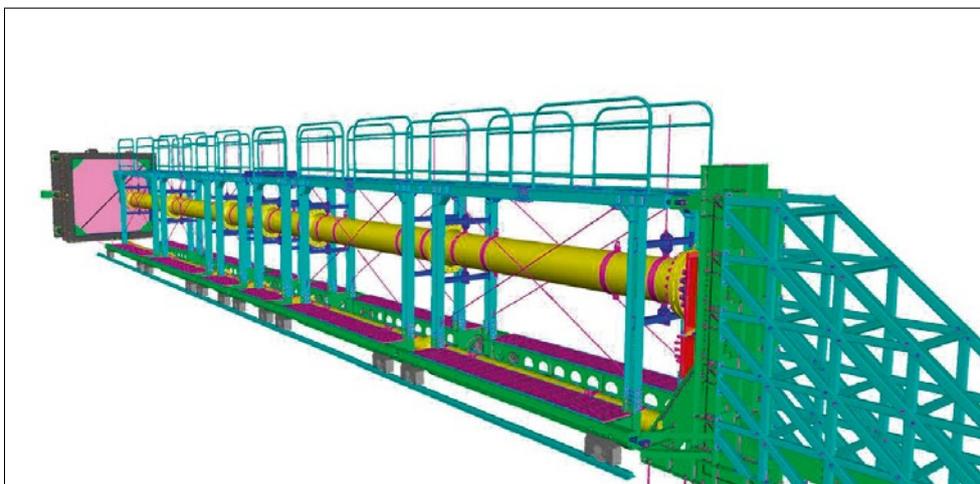


Figure 6: 2nd Generation Impact Facility (2GIF) planned by VTT.

has to be dismantled to allow the new facility upgrade, accommodated tests of square slabs with a span of 2.0 m. The steel frame of the new test facility is designed for 3.5 m spanned slabs. This corresponds to a scaling factor of $\lambda = 1.75$.

ENSI has performed design considerations and computational simulations for the first Geometrically Scaled combined bending and punching tests (GSX) using larger slabs with spans of 3.5 m. The geometric scaling of a selected reference test requires all dimensions of the missile and the target to be multiplied by the scaling factor of $\lambda = 1.75$. The impact velocity, however, remains unchanged.

While the dimensions of the concrete slab can easily be scaled, only certain diameters of the reinforcing bars are commercially available. Furthermore, the spacing between bending and shear reinforcement must be coordinated. For this reason, the aim of reinforcement scaling can only be to get as close as possible to the desired scaling factor with the selected reinforcement diameter and spacing. It is of primary importance that the reinforcement ratio corresponds as closely as possible to the scaled ratio of the chosen reference test.

In test X3 from the project phase IMPACT III, large plastic strains were measured in both bending and shear reinforcements. Therefore, test X3 is potentially a good representative example of combined bending and punching behaviour and is suggested as reference test for the first GSX tests by ENSI. The

0.25 m thick square slab of the test X3, with 2.0 m span was equipped with bending reinforcements of $\varnothing 10$ mm c/c 90 mm in both directions and on both sides, as well as shear reinforcements in form of closed stirrups with a diameter of 6 mm and a spacing 180 mm (see Table 2).

The three variants suggested in the Table 2 for the first GSX test have emerged from the application of the above scaling principles. The variant GSX1-1 leads to the same qualitative distribution of the bending reinforcement as in reference test X3 with the same area of shear reinforcement. It is, however, associated with a 10 % higher ratio of the bending reinforcement. The variant GSX1-2 has the same ratio of longitudinal reinforcement as the reference test X3. In this case, however, the shear reinforcement ratio is 17 % lower. In variant GSX1-3, the distribution of the shear reinforcement differs from that of reference test X3, but the degree of shear reinforcement is only 7 % lower.

The scaling of the dimensions of the X3 projectile leads to the GSX1 projectile weighing 268 kg with a length of 2282 mm, a diameter of 383.4 mm and a tube wall thickness of 11.11 mm, if the scaling factor $\lambda = 1.75$ is strictly applied. The experts from B&H performed a computational simulation of a force plate test with the impact velocity 142.66 m/s using a LS-DYNA shell element model of the upscaled projectile. The scaled projectile shows the same deformation characteristics as the reference test X3 (see Figure 7). The load time history obtained from the

Test		X3	GSX1-1	GSX1-2	GSX1-3
Slab thickness	[m]	0.25	0.438		
Concrete cover	[m]	0.02	0.035		
Slab dimensions	[m]	2.087	3.652		
Span width	[m]	2.00	3.50		
Scaling factor of slab dimensions		1.00	1.75		
Bending reinforcement		$\varnothing 10$ mm, c/c 90 mm ewef *	$\varnothing 16$ mm, c/c 120 mm ewef *	$\varnothing 16$ mm, c/c 132 mm ewef *	$\varnothing 16$ mm, c/c 132 mm ewef *
	[cm ² /m]	8.73	16.76	15.27	15.27
Scaling factor		1.00	1.92	1.75	1.75
Shear reinforcement		$\varnothing 6$ mm, c/c 180 mm	$\varnothing 8$ mm, c/c 240 mm	$\varnothing 8$ mm, c/c 264 mm	$\varnothing 6$ mm, c/c 264 mm / 132 mm
	[cm ² /m ²]	17.45	17.45	14.42	16.23
Scaling factor		1.00	1.00	0.83	0.93

* ewef = each way each face (in both directions and on both faces)

Table 2: Data of suggestions for initial GSX tests compared to reference test X3.

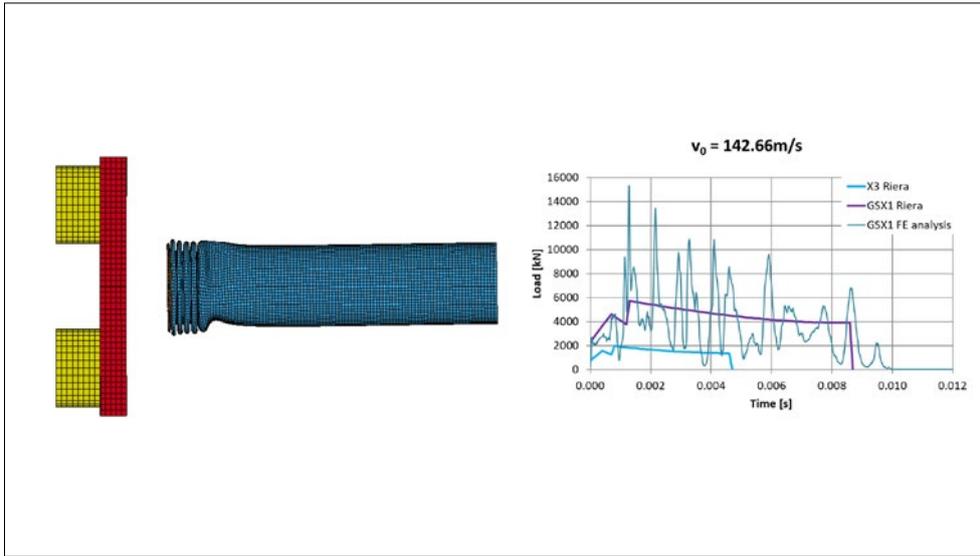


Figure 7: Deformed upscaled GSX1 projectile after impact on a steel plate (left), load time functions (right).

FE analysis is compared in Figure 7 with the load time function determined using the Riera method. The impulses of both curves coincide with one another. The X3 load time function is also shown in Figure 7 for comparison. Due to the nonlinearity of the crushing stress, the impact forces and the impact duration deviate from $\lambda = 1.75$ by -3% and +7%, respectively.

Assuming that all dimensions of the reference test X3, including the flexural and shear reinforcement are scaled exactly with the factor λ , the relevant formulas in standards and design regulations result in punching shear capacities increased by the factor λ^2 . The corresponding scaling factors λ of the design variants GSX1-1, GSX1-2 and GSX1-3

differ from $\lambda = 1.75$ by a maximum of 3% to 9% (depending on the variant).

Additionally, the experts from SPI performed numerical simulations of the suggested variants for the test GSX1 with the implicit solver of finite element SOFiSTiK software [2] using a layered shell element model of the simply supported slab. As an example, Figure 8 shows the calculated displacement time histories of the three GSX1 variants. The differences are plausible and correlate to the different reinforcement ratios. Almost identical displacements are obtained by applying the Riera load function, as well as by applying the load function derived by B&H using FE analysis of the impacting projectile.

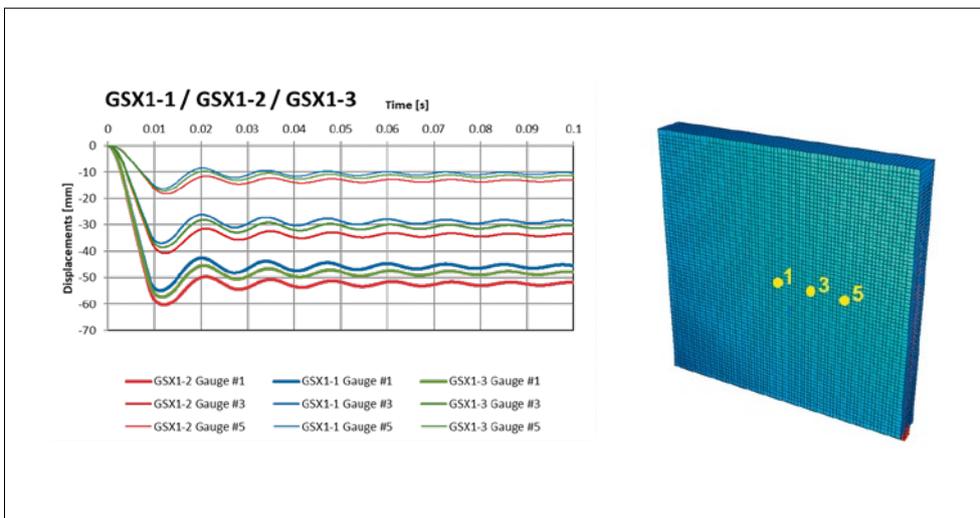


Figure 8: Computed displacement time histories in the variants GSX1-1, GSX1-2 and GSX1-3.

Further numerical simulations are planned for 2022 with the aim of calibrating the calculation parameters in order to achieve better agreement with the measurements recorded in reference test X3. Especially, the Rayleigh damping parameters still have to be adapted to the different eigenfrequencies of the reference test X3 and the upscaled GSX1 tests, which differ by the factor $1/\lambda$. Furthermore, the steel frame of the new test facility is to be incorporated in the FE model in order to investigate its influence on the vibration behaviour.

National Cooperation

From Switzerland, Basler & Hofmann AG (Zurich) is involved in the IMPACT IV – NEREID project.

International Cooperation

The ENSI team also includes the structural engineering experts of Stangenberg and Partner (SPI) from Germany, in addition to the national experts from Basler & Hofmann (B&H). Six teams from five countries (Germany, Finland, France, Japan, Switzerland) are involved in the IMPACT IV – NEREID project. The nuclear supervisory authorities are represented from Finland and Switzerland. From Germany, the Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) is involved, which advises the German nuclear supervisory authorities.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

The work carried out by ENSI together with its experts in 2021 as part of the planning and evaluation of the tests with new impact scenarios carried out in the IMPACT IV – NEREID project has led to valuable findings. In particular, the computational simulation of the near edge impact test NEX1 was able to reproduce the force transmission close to the support in the case of a projectile impact on slabs near supporting walls.

In the increased thickness punching tests ITP2 and ITP4, which were already carried out in 2019, it was found that the projectiles used

did not withstand the increased resistance due to the larger slab thickness. Missile deformation and splitting were observed in these tests, designed as a hard impact. Therefore, the tests were repeated in 2021 as tests ITP2R and ITP4R with an updated shape of projectile, which was structurally reinforced. Unfortunately, the test ITP4R with shear reinforcement did not achieve the same impact velocity realised in the test ITP2R without shear reinforcement. Moreover, presence of some fibres in the concrete material of these two slabs was observed. The second repetition with the tests ITP2RR and ITP4RR did not go according to plan either, as the concrete strength did not reach the desired order of magnitude of the previous tests of this series. However, considering the significantly higher impact velocity of the test ITP4RR compared to the test ITP2RR, resulting in almost identical residual speeds in both tests, it can be clearly concluded that the presence of the shear reinforcement increases the punching capacity of the concrete slab. The numerical simulations of the repeated tests performed well in predicting the punching response of these slabs.

All the tests intended for the existing testing facility (for slabs with 2 m spans) were carried out in the reporting year. This allows the upgrade to the new facility as the next step, since the dismantling of the existing test facility is a prerequisite for the construction of the new one, which is designed to carry out geometrically scaled tests on larger slabs (with 3.5 m spans). VTT has planned the assembly of this new test facility and its commissioning in 2022. Hence, according to the current schedule, the geometrically scaled bending (GSB) and geometrically scaled combined bending and punching (GSX) tests can start in 2023. The project will therefore last longer than originally planned.

Publications

- 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. Caloni, 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 VI, Raken-teiden 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 non-linear 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 behaviour 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 behaviour of reinforced concrete slabs within IMPACT III project, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2019): Vibration

propagation of reinforced concrete structures under consecutive impacts, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA

- S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2019): Effect of bending reinforcement ratio on combined bending and punching response of reinforced concrete slabs under impact, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- M. Borgerhoff, 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 Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik, Innsbruck, Austria
- M. Borgerhoff, C. Schneeberger, M. Stadler (2020): Numerische Simulation des stossinduzierten Schwingungs- und Dämpfungsverhaltens von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonstrukturen, Berichte Fachtagung Baustatik – Baupraxis 14, 23.–24.03.2020, Universität Stuttgart, S. 147–154
- M. Borgerhoff, M. Stadler, H. Stangenberg, C. Schneeberger (2021): Numerische Simulation der induzierten Erschütterungen und des Dämpfungsverhaltens von Stahlbetonstrukturen infolge Projektilaufprall, Tagungsband 17. D-A-CH-Tagung Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik, S. 52–53

References

- [1] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R11/R12
- [2] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 2018–7.0.9, Oberschleissheim, 2018

SED – Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen

Author und Co-author(s): D. Fäh, S. Wiemer, W. Imperatori, M. Hallo, P. Bergamo, A. P. Rinaldi
Institution: Swiss Seismological Service
Address: Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address: +41-44-633 3857, d.feah@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of the Project: July 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 continued with applications of the Bayesian inversion procedure for site-specific near-surface structure to several Swiss sites. Further, we advanced with preparation of the stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth relevant for site-specific seismic hazard assessment of deep geological disposals. We formulated this stochastic model in a rigorous manner and compared predicted depth-to-surface amplification with empirical borehole data from Japan. Within subproject 2, we further developed and validated a 3D geophysical model using observed ambient vibration measurements, and applied the model to simulate expected ground motion amplification during earthquakes. Moreover, we tested an inversion scheme to calibrate site-specific scattering parameters that can be used to simulate the stochastic part of three-component waveforms. A procedure to assess the liquefaction potential of soft sediments has been finalized and published. Finally, a procedure for calibrating material parameters for the simulation of non-linear soil behaviour has been implemented and is now used to simulate non-linear site response for sites in the Lucerne area. Within subproject 3, we further refined the study of the evolution of pressure and temperature around a geolog-

ical nuclear waste repository and evaluated the potential for inducing earthquakes. New results now include the modelling of plastic behavior within the repository accounting for a layered system in 3D. We employed a geomechanical-statistical model to simulate the evolution of potential seismic events and compared plastic and elastic rheologies. Future implementation will allow modelling gas generation at the emplacement scale.

Project goals

This science project is split into three sub-tasks 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 non-linear 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

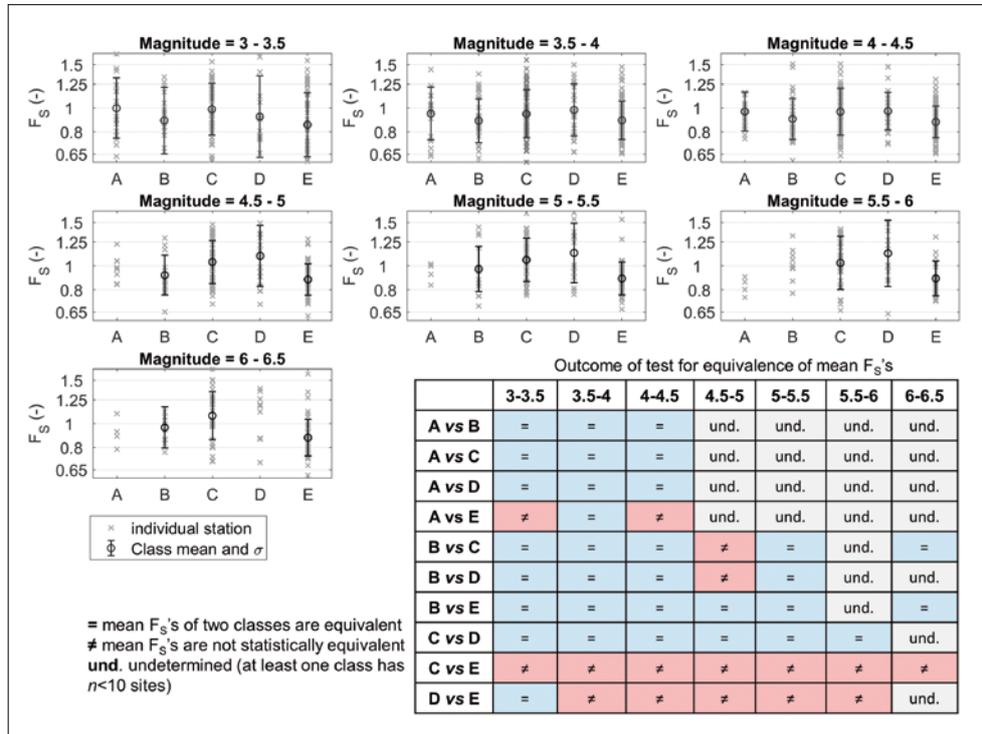


Figure S1 – Upper half: panels displaying the distribution of site terms of duration (F_s , following Afshari and Stewart, 2016) estimated for KiK-net stations sorted by SIA soil classes (A-E). Each panel corresponds to a particular magnitude interval. Lower right corner: table showing the outcome of the statistical test assessing the equivalence of mean F_s 's between couples of classes (Welch, 1947). Every row of the table corresponds to the comparison between two specific classes, every column refers to a particular magnitude interval.

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 attenuation and amplification at Swiss sites. The ground-motion prediction equations (GMPEs) and site amplification models for Switzerland were developed within the previous phase of this project. There is a relation between site-amplification and site characteristics which can be described by site proxies (e.g. local lithology, shear-wave velocity profile, bedrock depth, lateral variability of the

structure). Hence, these site proxies and the influence of the local near-surface shear-wave velocity profile were studied in detail within this project framework.

Firstly, we developed a Bayesian inversion method that is capable to infer the near-surface shear-wave structure including uncertainties. The performance of this method was demonstrated in terms of inversion of modelled synthetic data and example of inversion of data measured in the vicinity of the SENGL site (Engelberg, Obwalden) in Hallo et al. (2021a, 2021b). 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., 2021), namely we tested the method for sites SVISP (Visp), SAARA (Aarau), SBAV (Basel), SMZW (MuttENZ), SDES (Delémont), and SEPFL (Lausanne). Moreover, the method was applied to ambient vibration array data recorded with ocean bottom seismometers in Lake Luzerne [1] and to single-station recordings on Mars at the InSight landing site [2].

This near-surface structure inversion method can be used for evaluating any arbitrary property associated with velocity profiles

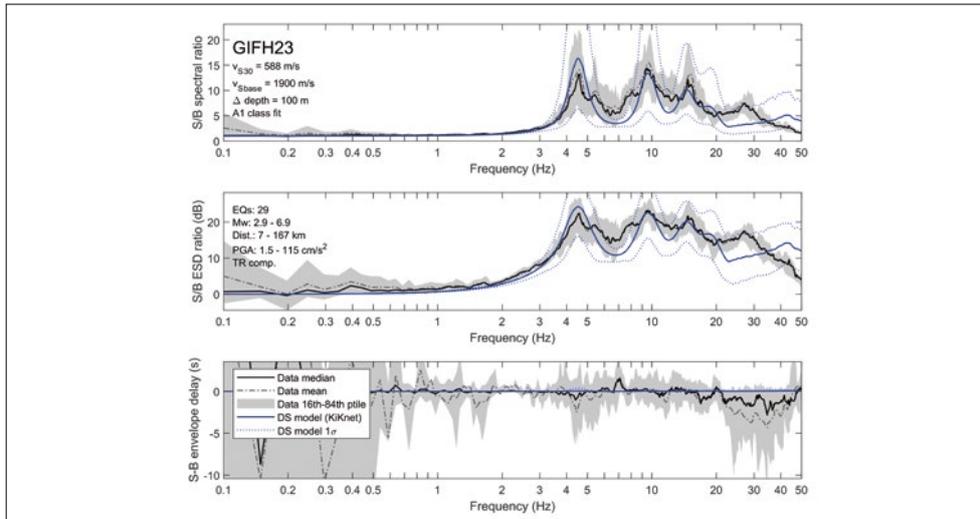


Figure 1 – Comparison of the depth-to-surface ground-motion amplification as predicted by our stochastic model (blue lines) and as retrieved from earthquake recordings (black/gray lines) for the GIFH23 site in Japan. Panels from top to bottom show: S/B spectral ratio, Energy Spectral Density ratio and the Envelope Delay (delay from phase spectrum).

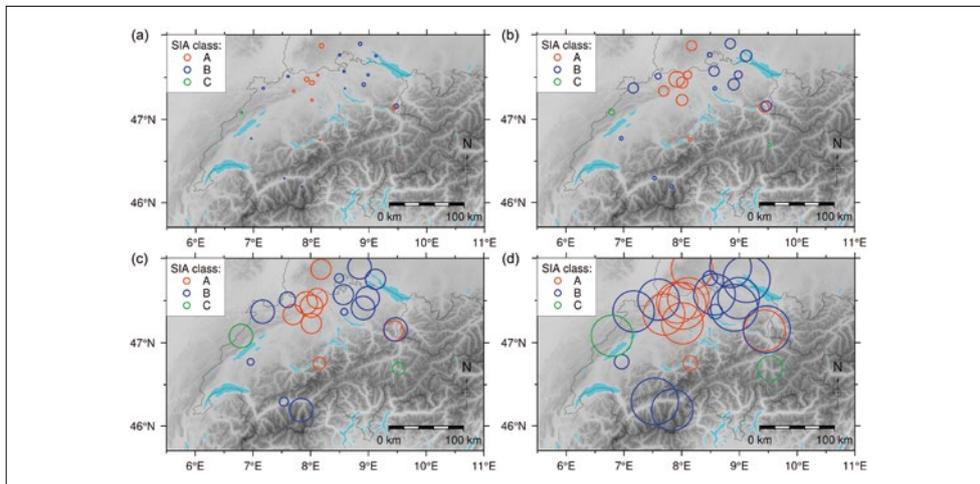


Figure S2 – Retrieved site-specific scattering parameters for sites of seismic stations in Switzerland. Panels (a,b,c,d) show scattering in 2-4 Hz, 4-8 Hz, 8-16 Hz, and 16-32 Hz frequency bands, respectively. The size of circles is proportional to the S-wave scattering quality factor.

and their uncertainty. We evaluate the local site amplification in terms of the theoretical SH-wave amplification. The theoretical amplification is referenced to the Swiss profile [3] and can be compared to measured amplification using empirical spectral modelling [4], which has an importance when site-specific seismic hazard is estimated using the national seismic hazard maps that are referenced to the same Swiss profile [5]. In Hallo et al. (2021c), we compared the predicted amplification at the SEPFL site (Lausanne) with the empirical amplification computed from earthquake recordings by the method of [4]. The comparison shows a high similarity of the amplification spectral curves, as this is an example of the site with predictable 1D resonance effects.

Ground-motion prediction at depth on a local scale is needed for the seismic hazard assessment of deep geological disposals. Recently, we proposed a theoretical stochastic model to characterize the high-frequency ground motion at depth using statistical evaluation of 1D depth-to-surface SH-wave transfer function considering random effects of surface geology (Hallo et al., 2021d). To demonstrate the applicability of this stochastic model, we retrieved surface-to-borehole amplitude spectral ratios from borehole installations of the Japanese KiKnet network and compared them with our predicted amplification curves (Hallo et al., 2021e). The comparison shows a high similarity of some amplification spectral curves, which validates the applicability of the theoretical model for the prediction of the ground

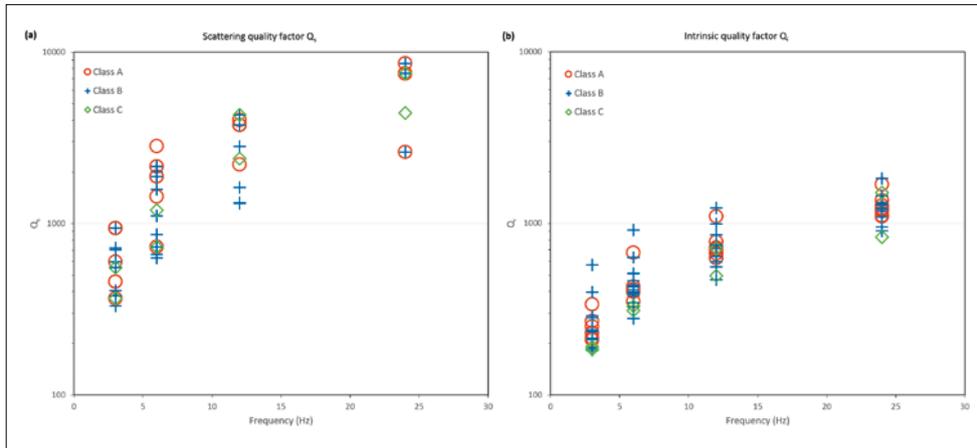


Figure 2 – Comparison of the inverted site-specific S-wave scattering and attenuation parameters for sites of seismic stations in Switzerland. The scattering parameters do not show a dependence on the soil classes A, B or C as defined in the Swiss building code [6].

motion at depth. An example of one site is shown in Figure 1. This validation opens a path to applications, namely 1) the prediction of the high-frequency ground motion at depth from surface recordings, and 2) adjustments of the velocity profile between surface and borehole receivers. Furthermore, we started already with an extension of the depth-to-surface stochastic model for complex 3D media by establishing international cooperation with the Institute of Geophysics of the Czech Academy of Science (CAS) on this new task.

To complete, we continue with activities carried out in the previous years. In particular, we presented the outcome of our study on the site-term of ground-motion duration at the 37th General Assembly of the European Seismological Commission (Bergamo et al., 2021). The work carried out in the previous years on the estimation of the S-wave quality factor of the subsurface by means of active surface wave surveys has been condensed in a manuscript that will be submitted to *Geophysical Journal International* very soon.

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

Research activity within sub-project 2 has focused on aspects of ground motion in complex media and on the assessment of non-linear site response and liquefaction potential of soft soils.

We continued the work on the calibration and validation of a 3D velocity model for the Visp area, southern Switzerland. Building on

an initial geophysical model, we have developed a procedure to validate and refine its main features, first based on the comparison between measured and simulated ambient vibration horizontal-to-vertical (H/V) spectral ratios. Based on an iterative procedure, data misfit could be used to further refine the initial geophysical model. The model has then been used to simulate earthquake ground amplification from many earthquake sources and to compare derived standard spectral ratios with observations from the seismic stations installed in the Visp area. The final model satisfactorily reproduces most observations. A paper was recently submitted (Panzera et al., 2021) and is under review. We further developed a hybrid technique to simulate ground motion in a broad frequency range using deterministic ground-motion simulations for the low-frequency part of the synthetics and stochastic simulations for the high-frequency part. The stochastic part can be tuned for a specific location, thanks to an inversion procedure targeting the observed coda waves (i.e. waves arriving after the direct P- and S-waves). The inversion derives the site-specific scattering parameters (Figure 2) and permits to minimize the misfit between the modelled and the observed ground motion temporal behaviour. The work of van Ede et al. [7] has provided some guidelines for further improvements of the code. We addressed extended sources in the stochastic part, which is needed for large-magnitude events. The code was not yet verified.

In the framework of soil non-linearity, we have implemented and applied a proce-

cedure developed during the second phase of the ENSI project to estimate the soil liquefaction probability and to define the parameters for the simulation of the non-linear soil response. The procedure generally used in geotechnical engineering to evaluate soil liquefaction potential typically relies on a single specific peak ground motion level. We have developed an extension by taking into account the whole range of possible peak ground motion levels for a given magnitude. The approach is based on cone penetration tests (CPT) performed at sites of recently installed strong-motion stations in the strong motion renewal project for Switzerland. Applications of the procedure to estimate soil liquefaction probabilities for stations in Switzerland are published in Hobiger et al. (2021). Dilatancy parameters are needed to model the non-linear behaviour of seismic waves in soft soils. Ground motion estimates assuming purely elastic rheologies will be sensibly biased at large motion levels. The site-specific calibration of dilatancy parameters was based so far on laboratory measurements and inversion of time-series recorded by vertical arrays (e.g. [8], [9]). However, in the first case, the in-situ conditions are likely lost, while vertical arrays are expensive to install and operate. We have introduced a calibration procedure based on CPT measurements, originally proposed in the first phase of the ENSI project, representing a fast and cost-efficient alternative to maintaining the in-situ conditions. A PhD student working in the framework of the European URBASIS project will apply these methods. In particular, she will test the calibration of the non-linear soil model for sites in the Lucerne area and will perform numerical simulations of non-linear soil response. A particular focus is related to the uncertainties in the soil response resulting from the uncertainties of the estimated material parameters.

3. Induced seismicity and application for a deep geological repository

Research activity within sub-project 3 focuses on understanding the geo-mechanical response in terms of fault stability due to canisters emplacement. Hydro-geomechanical

models of a geological repository are coupled with a stochastic simulator to study potential fault reactivation. We have focused on creating a more realistic model for the rock rheological response.

As in the past, we employ the simulator TOUGH3-FLAC3Dv6 to model a large number of coupled processes occurring in a geological nuclear waste repository ([10], [11]). In addition, we have revised the module to simulate the reactivation of fault/fractures via the use of a stochastic-geomechanical simulator. Such an approach, referred in the literature as «seed model» with a seed giving a potential hypocenter, has been used extensively to study induced seismicity (e.g. [12]) and was re-implemented in previous phases of this project [13]. Worth noting that a reactivated seed represents a failure event, but the current model does not discriminate between seismic or aseismic failure.

In the reporting period, we have focused on understanding the effect of the rock rheology on the Coulomb stress change, defined starting from the full stress tensor as $\Delta CFS = \Delta\tau + \mu(\Delta\sigma_n + \Delta p)$, where $\Delta\tau$ of the change in shear stress, $\Delta\sigma_n$ is the change in normal stress and Δp is the change in pore pressure. Shear and normal stresses are calculated for faults striking parallel to the tunnels and with a given dip angle toward the repository. We have performed a sensitivity analysis on the dip angle, and in general, it is confirmed that there is a potential for instability in the region

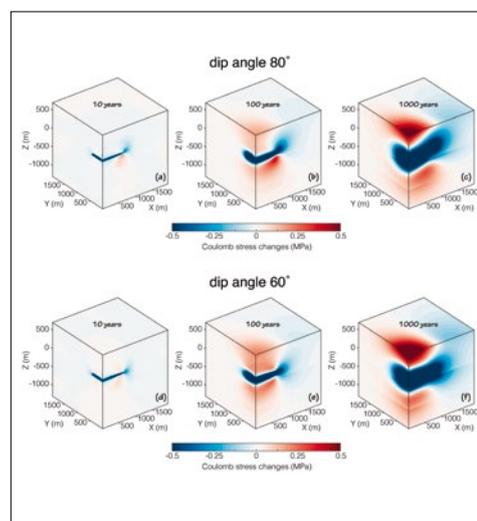


Figure S3 – Distribution of Coulomb stress changes at 10, 100 and 1000 years for the case of dip angle of 80° (a,b,c) and dip angle 60° (d,e,f) assuming a layered elastic medium (including a layer reflecting the clay repository).

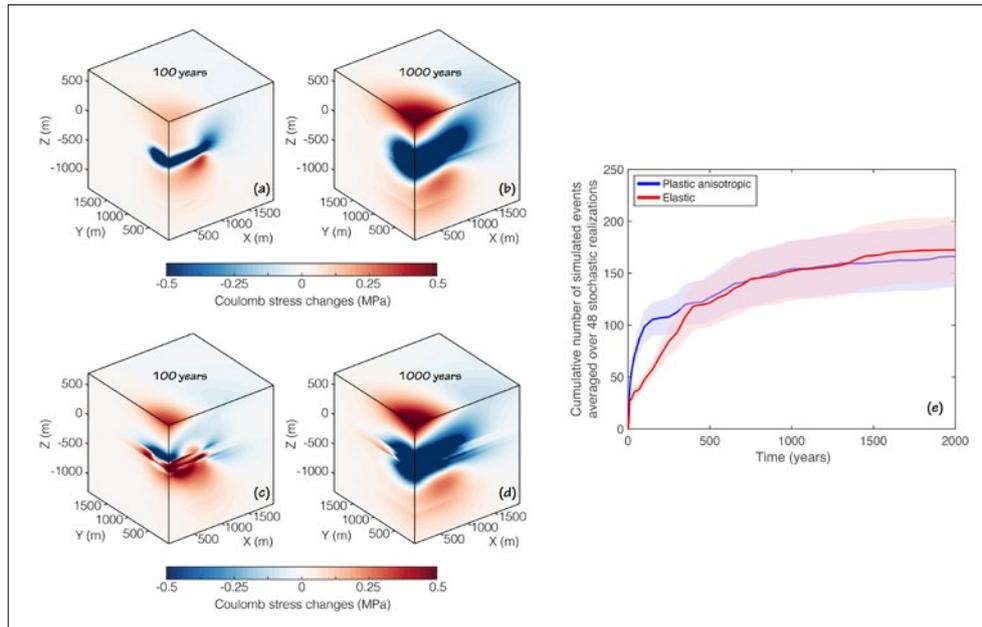


Figure 3 – Distribution of Coulomb stress changes at 100 and 1000 years for the case of elastic rheology (a,b) and including plastic behaviour of clay (c,d). Coulomb stress is calculated for faults dipping 80° and striking $N180^\circ$, assuming the north is oriented in the y-direction. (e) Comparison of the cumulative number of simulated failure events, averaged over 48 stochastic realizations, for the two rheologies by using a stochastic-geomechanical model. The shaded area represents the standard deviation.

below the repository, with Coulomb stress changes increasing for a larger dip.

The Coulomb stress changes, however, are limited to a given structure orientation, and for this reason, a stochastic approach is recommended. The simulated stress changes (full tensor) in the entire medium are then fed to the stochastic simulator to generate seismicity catalogues for fault/fractures with changing orientation normally distributed around an average value (that depends on the stress level). For a base case elastic rheology, the simulation resulted in an average of about 170 failure events in 2000 years after emplacement, with the temporal evolution following the temperature changes. Most seeds are reactivated below the repository up to 1 km distance. Assuming a normal distribution between 30° and 90° for the dip angle, with 60° average, most of the reactivated seeds are with a dip between 50° and 55° . Furthermore, we have compared two different rheologies: 1) elastic and layered rheology that accounts for a clay-like host rock, 2) plastic anisotropic rheology within the host rock, with the plane of anisotropy representing the potential bedding of the hosting clay formation. The comparison results are shown in Figure 3. Panels 3a and 3b show the Coulomb Stress changes 100 and 1000 years after emplacement, respectively, for the layered medium. Results show some negative

Coulomb stress changes in the surroundings, meaning that failure is hindered. Compared to the elastic homogeneous medium, there are only minor variations at the boundary between layers. Figures 3c and 3d show the results for plastic anisotropic rheology, as before for 100 and 1000 years after emplacement. The main difference is at 100 years, for which positive Coulomb stress changes are developing in the surroundings. While this stress could potentially bring faults to instability, the frictional behaviour of the clay prevents the formation of seismic events, rather the instability evolves in aseismic slip (e.g. [14]).

Figure 3e shows the evolution of the cumulative number of failure events: for the plastic anisotropic model the rate of events is larger in the initial post-closure phase (first 100 years), but decreases later to match the trend of the elastic rheology. This indicates how the rheology could have an effect in the initial phase of the post-closure, dominated by the thermal pressurization, while at a later stage when the temperature changes become more prominent the rheology seems to play a minor role.

The current model can be easily modified to account for gas generation, as investigated in the past through benchmarking activities. We expect such a process to be relevant for fault stability, as the two-phase fluid flow

could affect the evolution of the repositories in terms of pressure and temperature, and consequently in plastic behaviour.

Additionally to the modelling effort, we have been collaborating in analyzing results from field measurements at the Mont Terri Rock Laboratory. Recent excavation of a new gallery has been monitored by various sensors, including deformation monitoring of the Mont Terri Main Fault zone. Distributed sensing via fiber optic shows how the rock deformed mostly where fractures/faults are present, with most of the deformation confined in the Main Fault zone (Hopp et al., 2021). This dataset provides a good confirmation of the model proposed in Phase 1 of the current project, which predicted how small deformation would have occurred on a large patch of a fault zone. No major seismicity was observed, but the seismic network was not sensitive enough to detect small earthquakes as expected from the model prediction.

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 Valais. 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 the Charles University of Prague. Modelling of the depth-to-surface amplification in the complex 3D media is carried out with the Institute of Geophysics of the CAS (Prague). Collaboration with King Abdullah University of Science and Technology (KAUST) was continued. Modelling of non-linear soil response is performed in collaboration with the French Institute of Science and Technology for Transport, Development and Networks, (IFSTTAR, Paris).

Research on induced seismicity during the 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 2021 and Perspectives for 2022

Future work in subproject 1 will involve applications of the recently validated stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth on Japanese and Swiss data. For instance, we would like to publish the performed validation in a peer-reviewed journal, apply the stochastic model to predict the high-frequency ground motion at depth from surface recordings for real earthquake data, and design a novel inversion procedure to adjust the velocity profile between surface and borehole receivers. The latter application will include also the retrieval of the intrinsic quality factor between surface and borehole receiver that is proportional to the κ_0 . Further, we plan to extend the depth-to-surface amplification stochastic model to complex 3D media; and implement the double-corner-frequency source spectra in the Swiss stochastic ground-motion model. In subproject 2, we announced a position looking for a candidate with experience in hybrid modelling of strong ground motion. The particular plan will depend on the experience of the successful candidate, but the direction is given by the ENSI research project plan. In the framework of subproject 3, the work performed in 2021 was important to provide a possible range of expected geomechanical variation in a repository after nuclear waste emplacement. Future work will focus on including gas generation effects in the 3D model.

Publications

Bergamo, P., Hallo, M., Panzera, F., and Fäh, D. (2021). Investigating the site-term of strong motion duration from a systematic analysis of the KiKnet waveform database. 37th Gen-

eral Assembly of the European Seismological Commission 2021, Session 31, abstract no. 175, virtual.

Hallo, M., Imperatori, W., Panzera, F., and Fäh, D. (2021a). Joint multizonal transdimensional Bayesian inversion of surface wave dispersion and ellipticity curves for local near-surface imaging. *Geophys. J. Int.*, 226 (1), 627–659, doi:10.1093/gji/ggab116.

Hallo, M., Imperatori, W., Panzera, F., and Fäh, D. (2021b). Novel Bayesian inversion of dispersion and ellipticity curves intended for subsurface characterization. 37th General Assembly of the European Seismological Commission 2021, Session 33, abstract no. 274, virtual.

Hallo, M., Imperatori, W., Panzera, F., and Fäh, D. (2021c). Joint probabilistic multi-zonal transdimensional inversion on properties of near-surface layers from dispersion and ellipticity curves. The 6th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Seismic Motion, extended abstract GS2-P02, Kyoto, Japan.

Hallo, M., Bergamo, P., and Fäh, D. (2021d). On stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth. The 6th IASPEI/IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Seismic Motion, extended abstract GS5-P07, Kyoto, Japan.

Hallo, M., Bergamo, P., and Fäh, D. (2021e). Depth-to-surface ground motion amplification as revealed by our stochastic model and empirical data from Japanese KiK-net stations. 19th Swiss Geoscience Meeting, Session 8, P8.1, virtual.

Hobiger, M., Bergamo, P., Imperatori, W., Panzera, F., Lontsi, A. M., Perron, V., Michel, C., Burjánek, J. and Fäh, D. (2021). Site characterization of Swiss strong-motion stations: The benefit of advanced processing algorithms. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 111, 1713–1739.

Hopp, C., Guglielmi, Y., Rinaldi, A. P., Soom, F., Wenning, Q., Cook, P., Robertson, M., Kukurina, M. and Zappone, A. (2021). The effect of fault architecture on slip behavior in shale revealed by distributed fiber optic strain sensing. *J. Geophys. Res. Solid Earth*, submitted. Panzera, F., Alber, J., Imperatori, W., Bergamo, P. and Fäh, D. (2021). Reconstructing a 3D

model from geophysical data for local amplification modelling: the study case of the Upper Rhone valley, Switzerland. Submitted to *Soil Dynamics and Earthquake Engineering*.

References

- [1] Shynkarenko, A., Lontsi, A. M., Kremer, K., Bergamo, P., Hobiger, M., Hallo, M. and D. Fäh. Investigating the subsurface in a shallow water environment using array and single-station ambient vibration techniques. *Geophys. J. Int.*, 227 (3), 1857–1878, 2021.
- [2] Hobiger, M., Hallo, M., Schmelzbach, C. et al. The shallow structure of Mars at the InSight landing site from inversion of ambient vibrations. *Nat. Commun.*, 12, 6756, 2021.
- [3] Poggi, V., Edwards, B. and D. Fäh. Derivation of a Reference Shear-Wave Velocity Model from Empirical Site Amplification. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 101(1), 258–274, 2011.
- [4] Edwards, B., Michel, C., Poggi, V. and D. Fäh, D. Determination of site amplification from regional seismicity: application to the Swiss National Seismic Networks. *Seismol. Res. Lett.*, 84(4), 611–621, 2013.
- [5] Wiemer, S. et al. Seismic hazard model 2015 for Switzerland. Swiss Seismological Service (SED) at ETH Zurich, 163pp., doi:10.12686/A2, 2016.
- [6] SIA, Norm 261, Einwirkungen auf Tragwerke. Schweizerischer Ingenieur- und Architektenverein (SIA), Zürich, 2020.
- [7] van Ede, M. C., Molinari, I., Imperatori, W., Kissling, E., Baron, J. and A. Morelli. Hybrid Broadband Seismograms for Seismic Shaking Scenarios: An Application to the Po Plain Sedimentary Basin (Northern Italy), *Pure and Applied Geophysics*, 177, 2181–2198, 2020.
- [8] Roten, D., Fäh, D., Bonilla, F., Alvarez-Rubio, S., Weber, T. and J. Laue. Estimation of nonlinear site response in a deep Alpine valley. *Geophys. J. Int.*, 178, 1597–1613, 2009.
- [9] Roten, D., Fäh, D. and F. Bonilla. High-frequency amplification during the 2011 Tohoku earthquake explained

- by soil dilatancy. *Geophys. J. Int.*, 198(2), 898–904, 2013.
- [10] Urpi, L., Rinaldi, A.P., Rutqvist, J. and S.Wierner. 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.
- [11] Rinaldi, A.P., Rutqvist, J., Blanco-Martín, L., Hu, M. and M.Sentís. TOUGH3-FLAC3D: a modeling approach for parallel computing of fluid flow and geomechanics. *Computational Geosciences*, submitted.
- [12] Gischig, V.S. and S.Wierner. A stochastic model for induced seismicity based on non-linear pressure diffusion and irreversible permeability enhancement. *Geophys. J. Int.*, 194(2), 2013.
- [13] Rinaldi, A.P. and M.Nespoli. TOUGH2-seed: A coupled fluid flow and mechanical-stochastic approach to model injection-induced seismicity. *Comput. Geosci.* 108, 86–97, 2016.
- [14] Orellana, L.F., Scuderi, M.M., Collettini, C. and M.Violay. Frictional properties of Opalinus Clay: Implications for nuclear waste storage, *J. Geophys. Res. Solid Earth*, 123(1), 157–175, 2018.

Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading

Author und Co-author(s): Simon Karrer, Dr. Karel Thoma, Prof. Dr. Walter Kaufmann
Institution: ETH Zürich, Institute of Structural Engineering (IBK)
Address: Stefano-Franscini-Platz 5
Phone, E-mail, Internet address: 044 633 23 32, karrer@ibk.baug.ethz.ch, www.kaufmann.ibk.ethz.ch
Duration of the Project: 2021–2024

Abstract

Recent earthquakes have shown that the performance of reinforced concrete structures, in particular shear walls, differed from what had been anticipated. To date, the international research community still struggles to reliably predict the load-deformation behaviour of reinforced concrete shear walls under cyclic loading. This project, which started in November 2021 and is scheduled to last three years, aims at developing a non-linear finite element analysis (FEA) tool for the calculation of reinforced concrete (RC) members subjected to seismic excitations. In contrast to existing software programs, mainly standard material properties are used as input, and the FEA are based on consistent mechanical models. These models were developed, extended and validated at ETH Zürich under the direction of Profs. P. Marti and his successor W. Kaufmann and enable the simulation of reinforced concrete shell elements subjected to general loading by eight independent stress components. In this project, the modelling of reinforced concrete structures under cyclic loading will be refined for seismic analysis and design. The quality of the tool will be assessed by the comparison of the simulations against published experiments. Further evaluation aspects of the tool are the computing power and the number of parameters used in the models, where it is desirable to use a small number of parameters that correspond to standard material properties reliably known in structural design or assessment.

Project goals

Importance of the project and outline of the content

The project aims at developing a consistent mechanical model for reinforced concrete (RC) shells under cyclic loading and to implement this material model into a non-linear finite element analysis (FEA) framework for the analysis of RC structures. This FEA-tool is intended to be used for the simulation of buildings subjected to seismic excitations. Of particular interest is the behaviour of shear walls under cyclic loading since shear walls are commonly used as lateral load resisting members in structures, but their performance in recent earthquakes was not as anticipated [1], [2]. In fact, the load-deformation behaviour of these members is often inadequately predicted by existing software programs. Intensive international research is being conducted in this field, and there are promising approaches [3], [4]. Nevertheless, to date, the international research community still struggles to reliably predict the behaviour of shear walls under seismic excitation.

The state of the art, on which this project builds up, consists of two pillars. The consistent mechanical models for reinforced concrete developed, extended and validated under the direction of Profs. P. Marti and his successor W. Kaufmann at ETH Zurich represent the first of these pillars. The relevant mechanical models are the (i) Tension Chord Model (TCM) [5], (ii) the Pull-Out Model (POM) for under-reinforced members [6], (iii) the Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R, see Figure 1) [7], (iv) the Cracked Membrane Model with fixed, interlocked cracks (CMM-F) [8] and (v) the generalization of these models to layered shell elements for out-of-plane loading and inclined reinforcement [9]. So far, these models have been formulated mainly for unidirectional, i.e. monotonically increasing, load.

The second pillar of the project is the implementation of the aforementioned mechanical models as a unidirectional reinforced concrete material model (CMM-Usermat-U) for monotonically loaded shell elements into the finite element solver Ansys Mechanical APDL [10]. It was implemented at the Lucerne University of Applied Sciences and Arts (HSLU) under the direction of Dr.K.Thoma [11]. Extensive validations of the CMM-Usermat-U in combination with a layer model (plane stress state) against experiments on plate, shell and beam tests showed a very good agreement between test and calculation results for monotonically increasing loads [12]–[15] (see Figure 2). The observed load-deformation behaviour, the failure mechanisms, the generalised stresses and the local strains of the test specimens matched well with the FE-calculations. Within the framework of this project, the mechanical models (TCM, POM, CMM-R, CMM-F) will be further developed to cyclic loading, and the CMM-Usermat-U will be evolved to the cyclic reinforced concrete material model (CMM-Usermat-C).

Assessment of the project goals

The project development can be assessed on a quantitative level by validating the material model against published experiments, by the number of parameters used in the model and by the computational performance of the algorithms. These three assessment aspects are discussed in the following.

Validation of the material model on published experiments: Load-displacement curves are the most relevant outputs of the analyses. The performance of the material model can be assessed by the comparison of these curves against experimental data. A significant advantage of implementing the material models CMM-Usermat-U and CMM-Usermat-C is the possibility to provide and compare detailed results (e.g. steel stresses in the crack σ_{sr} , concrete principal compressive stresses σ_c , principal compressive directions θ and crack spacing s_{rm}) in addition to the classical FEA results. It is precisely these additional, mechanically based

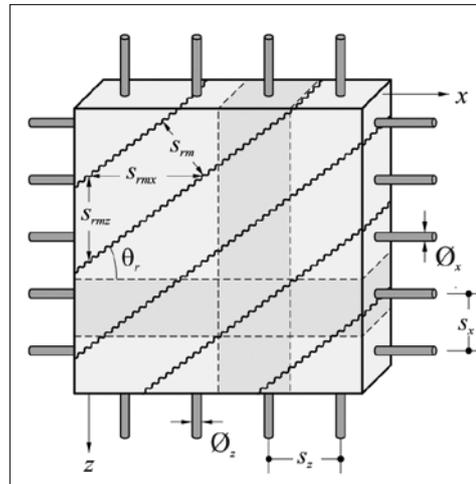


Figure 1: Representation of Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R) [7].

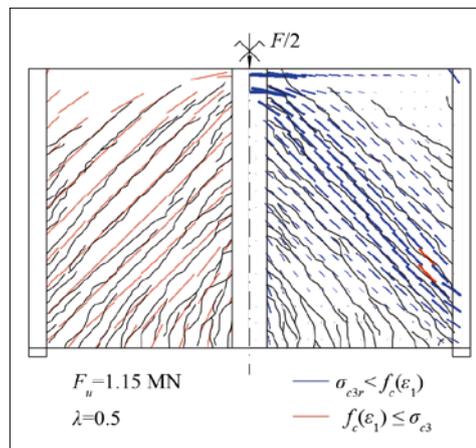


Figure 2: Recalculation of a plate test carried out by Leonhardt and Walther [16]: Crack pattern and principal concrete compressive stress in the main girder [14].

analysis results that enable a more in-depth interpretation and plausibility check of the FEA. Furthermore, these additional results allow a clear determination of the failure modes and the detailed validation with corresponding results measured in tests.

Number of Parameters: Cyclic non-linear FEA of reinforced concrete structures has been used for a long time. However, the underlying material models for reinforced concrete [17], [18] are mostly highly parameterised approaches to adapt the material model to the respective problems and experimental results. This leads to the fact that a priori unknown material parameters, which were correctly fitted for a certain case, usually lead to unsatisfactory results for other structures. This was exemplified by a «blind prediction competition» carried out and evaluated by the Pacific Earthquake Engineering Research Center

(PEER) at UC Berkeley [19], [20]. One of the core statements from the competition was that the reinforced concrete material model is of central importance, especially with regard to the consideration or definition of the plastic zones. The competition conducted by the PEER illustrated the weakness of strongly parameterised reinforced concrete material models. It is important to note that if parameters have to be estimated, the predictions of different users, calculated with the same material model, typically scatter strongly. Therefore, it is a great advantage of the CMM-Usermat-U that it only uses three model parameters (crack spacing and bond shear stress before and after yielding of the reinforcement, respectively) in addition to the classical material parameters used in conventional design, and that these parameters were even assumed to be constant in all analyses carried out so far.

Computational Performance: The computational performance of the algorithms is crucial for the extension of the existing CMM-Usermat-U to the CMM-Usermat-C, as significantly more computing steps have to be executed and more memory capacity has to be available. The algorithm for the CMM-Usermat-U generally converges stably and is fast. It can be used as a benchmark for the newly developed CMM-Usermat-C algorithm.

Work carried out and results obtained

The kick-off meeting for the project took place in November 2021. No results can be presented at this early stage of the project.

Perspectives for 2022

The project is divided into five work packages. The first work package, scheduled to be completed by the end of 2022, contains the extension of TCM, POM, CMM-R and CMM-F to cyclic loading by integrating new theoretical findings on bond degradation [21], crack interlocking [8] and under-reinforced elements [6]. The material relationships for reinforcing steel are critically examined, and

in addition, the compression models for concrete are checked and revised. Subsequently, the algorithms are programmed in Python, tested and optimised, especially in terms of computing performance. Finally, the algorithms will be validated on published panel tests with cyclic loads.

In the second and third work package, the cyclic material model for plane stress states is extended to the layer model [9] and is implemented as CMM-Usermat-C in Ansys APDL, respectively. Work packages four (setting up WIKI) and five (Introduction for ENSI experts) complement the project.

Publications

None.

References

- [1] F. Dashti, R.P. Dhakal, and S. Pampanin, «Seismic Performance of existing New Zealand Shear Wall Structures», Rotorua, New Zealand, 2015, p. 13.
- [2] R. Jünemann, J. C. de la Llera, M. A. Hube, J. A. Vásquez, and M. F. Chacón, «Study of the damage of reinforced concrete shear walls during the 2010 Chile earthquake», *Earthq. Eng. Struct. Dyn.*, vol. 45, no. 10, pp. 1621–1641, Aug. 2016, doi: 10.1002/eqe.2750.
- [3] F. Dashti, R.P. Dhakal, and S. Pampanin, «Numerical simulation of shear wall failure mechanisms», Auckland, New Zealand, 2014, p. 12.
- [4] A. Rosso, J.P. Almeida, and K. Beyer, «Stability of thin reinforced concrete walls under cyclic loads: state-of-the-art and new experimental findings», *Bull. Earthq. Eng.*, vol. 14, no. 2, pp. 455–484, Feb. 2016, doi: 10.1007/s10518-015-9827-x.
- [5] P. Marti, M. Alvarez, W. Kaufmann, and V. Sigrist, «Tension Chord Model for Structural Concrete», *Struct. Eng. Int.*, vol. 8, no. 4, pp. 287–298, Nov. 1998, doi: 10.2749/101686698780488875.
- [6] J. Mata-Falcón, D.T. Tran, W. Kaufmann, and J. Navrátil, «Computer-aided stress field analysis of discontinuity concrete regions», in *Computational Modelling of Concrete Structures*, CRC Press, 2018.

- [7] W. Kaufmann, «Strength and Deformations of Structural Concrete Subjected to In-Plane Shear and Normal Forces», Doctoral dissertation, Institut für Bau- statik und Konstruktion, ETH Zürich, Basel, 1998. doi: 10.1007/978-3-0348-7612-4.
- [8] A. Beck, «Paradigms of shear in structural concrete: Theoretical and experimental investigation», Doctoral Thesis, ETH Zurich, 2021. doi: 10.3929/ethz-b-000482684.
- [9] H. Seelhofer, *Ebener Spannungszustand im Betonbau: Grundlagen und Anwendungen*. Zürich: vdf Hochschulverl. an d. ETH, 2010.
- [10] «Ansys Mechanical APDL». Canonsburg, USA.
- [11] P. Roos, «FEM Modelle für Stahlbetonplatten – Verifizierung des Schichtenmodells anhand von Bauteilversuchen», Hochschule Luzern Technik & Architektur, Horw, 2014.
- [12] K. Thoma, P. Roos, and M. Weber, «Finite-Elemente-Analyse von Stahlbetonbauteilen im ebenen Spannungszustand», *Beton- Stahlbetonbau*, vol. 109, no. 4, pp. 275–283, 2014, doi: 10.1002/best.201300087.
- [13] K. Thoma, P. Roos, and G. Borkowski, «Finite Elemente Analyse von Stahlbetonplatten», *Beton- Stahlbetonbau*, vol. 109, no. 12, pp. 895–904, 2014, doi: 10.1002/best.201400047.
- [14] K. Thoma, «Finite element analysis of experimentally tested RC and PC beams using the cracked membrane model», *Eng. Struct.*, vol. 167, no. 15, pp. 592–607, Jul. 2018.
- [15] K. Thoma and F. Malisia, «Compressive membrane action in RC one-way slabs», *Eng. Struct.*, vol. 171, pp. 395–404, Sep. 2018, doi: 10.1016/j.engstruct.2018.05.051.
- [16] F. Leonhardt and R. Walther, «Wandartige Träger. Bericht über Versuche an wandartigen Trägern mit unterschiedlicher Belastung, Lagerung und Bewehrung mit Schlussfolgerungen» Berlin, Deutschland: Ernst und Sohn, 1966.
- [17] V. Birtel and P. Mark, «Parameterised Finite Element Modelling of RC Beam Shear Failure», p. 15, 2006.
- [18] P. Mark and M. Bender, «Computational modelling of failure mechanisms in reinforced concrete structures», *Facta Univ. - Ser. Archit. Civ. Eng.*, vol. 8, no. 1, pp. 1–12, 2010.
- [19] M. Schoettler, «A Full-Scale, Single-Column Bridge Bent Tested by Shake-Table Excitation», 2012, doi: <https://datacenterhub.org/resources/7268>.
- [20] V. Terzic, M. J. Schoettler, J. I. Restrepo, and S. A. Mahin, «Concrete Column Blind Prediction Contest 2010: Outcomes and Observations», p. 145.
- [21] Y. Lemcherreq, W. Kaufmann, and T. Vogel, «Fatigue of bond: Experimental investigation using pull-out tests with distributed fibre optical sensors», presented at the fib Symposium: Concrete Structures for Resilient Society (fib 2020) (virtual), in Shanghai, China (virtual), Nov. 2020.

NEA SOCRAT Benchmark – Seismic simulation of overhead crane on shaking table

Author und Co-author(s): M. Borgerhoff¹⁾,
S. Ghadimi²⁾, J. Rodriguez³⁾,
C. Schneeberger (ENSI), M. Stadler¹⁾,
J. Attinger²⁾, P. González³⁾, J. Reboul³⁾,
P. Zwicky²⁾, P. Rangelow²⁾

Institution(s): ¹⁾Stangenberg und Partner
Ingenieur-GmbH, Consulting Engineers,
Bochum, Germany

²⁾Basler & Hofmann AG, Consulting
Engineers, Zurich, Switzerland

³⁾Principia Ingenieros Consultores, S. A.,
Madrid, Spain

Address(es): ¹⁾Viktoriastrasse 47,
D-44 787 Bochum, Germany

²⁾Forchstrasse 395,
CH-8032 Zurich, Switzerland

³⁾Velázquez 94, E-28 006 Madrid, Spain
Phone, E-mail, Internet address:

+49 234 96130 30,
borgerhoff@stangenberg.de,
www.stangenberg.de

Duration of the Project: 2020 until 2022

Abstract

The benchmark SOCRAT (Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table) is an international research program organised by the OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) in collaboration with IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) and EDF (Electricité de France); see [1]. In relation with the safety assessment of the NPPs, the seismic response of the overhead cranes is of concern due to their high hazard potential. These cranes have to be designed in such a way that the safety of the relevant system parts and structures is not impaired to an extent that they no longer fulfil their safety-related tasks in the event of an earthquake. Modelling the mechanical behaviour of such equipment under seismic load is a challenging scientific and engineering exercise, due to the importance of dissipative contact phenomena such as friction, sliding,

uplift and impacts in determining their non-linear dynamic response.

The objective of the SOCRAT benchmark is to identify the best modelling practices of crane bridges and their relevant failure criteria. ENSI participates in this benchmark together with three teams consisting of experts from Stangenberg and Partners (SPI), Basler & Hofmann (B&H), and Principia Ingenieros Consultores (Principia).

The benchmark participants perform computational simulations of an experimentally tested crane bridge. The database includes a selected set of tests from an experimental campaign on a scaled model of an overhead crane carried out in 2015 on the shaking table of the French Sustainable Energies and Atomic Energy Commission (CEA). The experimental data is used for characterising and calibrating the modelling assumptions in the first stage, and for assessing the predictive capabilities of the simulations at high seismic intensities in the second stage. The steering committee announced the SOCRAT benchmark in June 2020. The first stage, started in October 2020, comprises three exercises (Stage 1, Exercises 1–3) on modal calibration of the crane bridge mock-up and some of its components, and three additional exercises (Stage 1, Exercises 5–7) on transient analyses for calibration of friction coefficients, damping ratio, local shock parameters, as well as a high-level calibration. Stage 2 started in June 2021 and comprises five exercises with blind non-linear numerical simulations of the mock-up under high-intensity seismic loadings. Apart from the different input signals for seismic excitation, the exercises differ in terms of the positions of the trolley and the crane bridge (centred or decentred) and the possibility of the wheels of trolley and crane bridge to roll on the rails or not (mixed or sliding wheel configurations).

This report deals with the numerical simulations performed by the three ENSI teams in both stages of the benchmark.

Project goals

According to [1], the objectives of the SOCRAT international benchmark are to identify best modelling practices of crane bridge devices, as well as to identify relevant failure criteria. A more midterm objective is to improve knowledge of crane bridge modelling practices to assess the associated seismic fragility with a high confidence level. Within the framework of the SOCRAT benchmark, work focuses on the identification of best modelling practices. Issues related to the definition of seismic fragilities are not included in the scope of this benchmark and may be considered in a future activity. An experimental campaign on a simplified 1/5 scaled model of an overhead crane with a 22.5 m long crane bridge (see Figure 1) was carried out in 2015 on the shaking table of the French Sustainable Energies and Atomic Energy Commission (CEA) and produced a large experimental database. These data are used for characterising and calibrating the modelling assumptions in the first stage, and for assessing the predictive capabilities of the simulations at high seismic intensities in the second stage.

The benchmark participants have to perform computational simulations of the experimentally tested overhead crane mock-up. By participating in the SOCRAT benchmark together with three teams consisting of experts from Stangenberg and Partners (SPI), Basler & Hofmann (B&H) and Principia Ingenieros Consultores (Principia), ENSI ensures its competence in assessing the structural safety of large

lifting equipment such as overhead cranes in the event of earthquakes. Presentation of findings from this project at international conferences provides the opportunity for regular exchange with experts and nuclear supervisory authorities in other countries and thus lends a significant contribution to the safety of the Swiss nuclear facilities.

Work carried out and results obtained

Description of the SOCRAT benchmark

In the benchmark project SOCRAT, numerical simulations of the dynamic behaviour of a crane bridge under earthquake excitations are carried out. A selection of the measured data from tests performed on a 1/5 model of a double-girder overhead crane on a shaking table serves as a basis for comparison. The mock-up shown in Figure 1 is a simplified 1/5 scaled model of a 22.5 m long overhead crane bridge consisting of a trolley, rails and wheels, two girder beams, two endtruck beams, two runway beams, and four load cell blocks (included in the supports between the shaking table and the crane bridge). Besides the load cells, the mock-up is equipped with accelerometers and displacement sensors.

The first stage of the SOCRAT benchmark comprises three exercises (Stage 1, Exercise 1–3) on modal calibration of the crane bridge mock-up and some of its components, and three additional exercises (Stage 1, Exercise 5–7) on transient analyses for calibration of friction coefficients, damping ratio, local shocks, as well as a high-level calibration. Stage 2 includes five exercises with blind non-linear numerical simulations of the mock-up under high-intensity seismic loadings without knowledge of the experimental results.

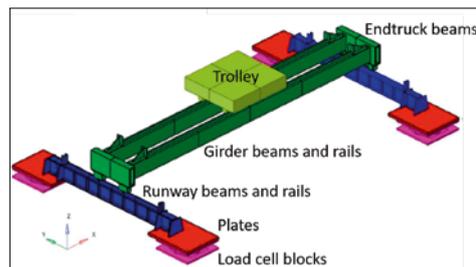


Figure 1: Overhead crane mock-up on shaking table (left) and CAD model (right) according to [1].

Apart from the different input signals for seismic excitation, these exercises differ in terms of the positions of the trolley and the crane bridge (centred or decentred; see Figure 2) and the possibility of the wheels of trolley and crane bridge to roll on the rails or not (mixed or sliding configurations, see Figure 3). If the wheels are fixed to their supports, they can only slide on the rails depending on the friction conditions.

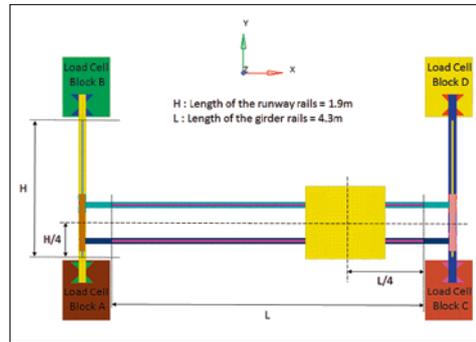


Figure 2: Decentred mock-up configuration according to [1].

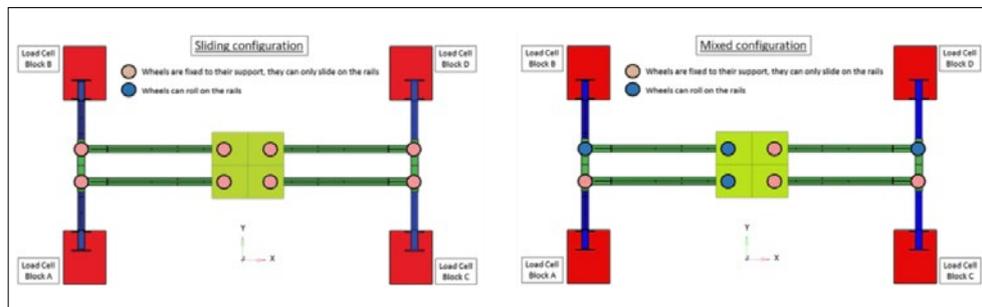


Figure 3: Configurations related to rolling and sliding of the wheels on the rails according to [1].

Numerical analysis methods

The three ENSI teams carried out the numerical analyses of the SOCRAT benchmark with independently created finite element (FE) models and using different analysis software. SPI used the structural analysis software SOFiSTiK [2], B&H the FE simulation software LS-DYNA [3] and Principia the FE simulation software Abaqus [4]. The three teams exchanged the results of their calculations and discussed their findings in regular project meetings.

Numerical simulations of exercises in Stage 1

The first three exercises are devoted to the modal calibration of the load cell block (Exercise 1), the runway beam (Exercise 2), and the crane bridge (Exercise 3). During the experimental campaign, white noise signals and hammer shocks were applied, and frequencies were calculated by Fourier transform (FFT) and transfer function.

One load cell block consists of squared 30mm thick upper and lower steel plates with a side length of 650mm, as well as four cylindrical load cells with diameters of 175mm and heights of 110mm that connect the two plates. The stiffness of a single load

cell is defined by a stiffness matrix given by the manufacturer.

Figure 4 shows the FE models created for exercise 1. SPI modelled the load cells using coupled spring elements, the stiffness of which was adjusted corresponding to the elements of the given stiffness matrix. B&H used solid elements for the load cells, as well as the plates, and Principia generated each load cell using a connector element with the corresponding stiffness matrix.

The presentation of the results for exercise 1 is limited to the determined eigenfrequencies in Table 1, since the impulsive load in the input data provided for the hammer tests does not seem to be accurately represented. The eigenfrequencies differ from each other, but are of the same order of magnitude, implying that the supports are quite stiff when compared to the rest of the structure (see Table 3).

The partial model of the crane system to be examined in exercise 2 is a runway beam with the two plates welded to it, supported by the two load cell blocks underneath. Figure 5 shows the shell element models generated by the three teams. The calculated eigenfrequencies in Table 2 show a good agreement with the data determined in the tests. The

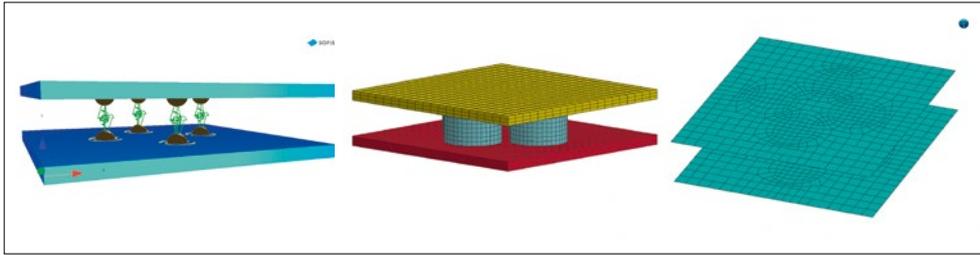


Figure 4: FE models of the load cell block used by SPI (left), B&H (centre) and Principia (right).

	SPI	B&H	Principia
1 st eigenfrequency [Hz]	411	372	477
2 nd eigenfrequency [Hz]	426	399	499
3 rd eigenfrequency [Hz]	431	443	531

Table 1: Eigenfrequencies of the load cell block without any fixed boundaries.

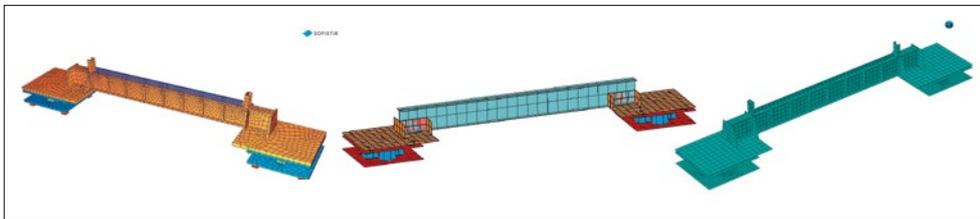


Figure 5: FE models of the runway beam used by SPI (left), B&H (centre) and Principia (right).

transient analyses for white noise signals in transverse, longitudinal and vertical directions of the runway beam implied that its vibration behaviour is captured quite well. The object of exercise 3 is the modal characterisation of the complete crane bridge mock-up on its four load cell blocks. For this exercise, the trolley was locked on the girder beams and the endtruck beams were locked on the runway beams with clamp joints in order to achieve a linear system. The task was to determine the eigenfrequencies of the system and to carry out transient analyses for a 3-directional white noise signal. Figure 6 shows the FE models of the three teams. While SPI and Principia used mainly shell elements, B&H modelled the mock-up for this exercise mainly with beam elements. The eigenfrequencies listed in Table 3 agree well with the experimentally derived values. The power spectral densities of the calculated acceleration signals clearly reflect the fundamental eigenfrequencies of the system. Exercise 5 (merged with exercise 4) has the objective of calibrating the friction coefficients between the wheels and the rails. Transient analyses are performed, which take into account contact dissipative phenomena such as friction, sliding and impacts in determining the non-linear dynam-

ic response of the crane bridge. Friction forces arise between the wheels of the trolley and the rails of the girder beams as well as between the wheels of the crane bridge and the rails of the crane runway beams; see Figure 7. This behaviour depends on whether the wheels can roll or are locked and therefore can only slide on the rails. In addition to the longitudinal direction, sliding is also possible in the transverse direction of the rail. Due to the gaps between the wheels and the rails, which are just a few millimetres in size, the wheel flanges can hit the rails. The SOFiSTiK model uses moving spring elements searching for contact nodes in each time step to include the wheel-rail contact. Vertical springs represent the wheel-rail contact and transverse horizontal springs the flange-rail contact; see Figure 8 (a). Friction coefficient and gap width as well as damping ratio can be set individually. In the Abaqus model, slot connectors with constant friction represent the wheel-rail contact; see Figure 8 (b). The modelling of the wheel-rail contact carried out by B&H with LS-DYNA depends on the degree of the model discretisation. In the simplified beam model, a spring-damper system is used that considers friction; see Figure 8 (c). A refined model of the wheel hub is adapted in the de-

	Experiment	SPI	B&H	Principia
1 st eigenfrequency [Hz]	57.1	56.7	57.7	59.2
2 nd eigenfrequency [Hz]	108.8	108.7	98.4	106.4
3 rd eigenfrequency [Hz]	115.2	123.2	119.1	120.3
4 th eigenfrequency [Hz]	122.2	124.4	139.3	126.9

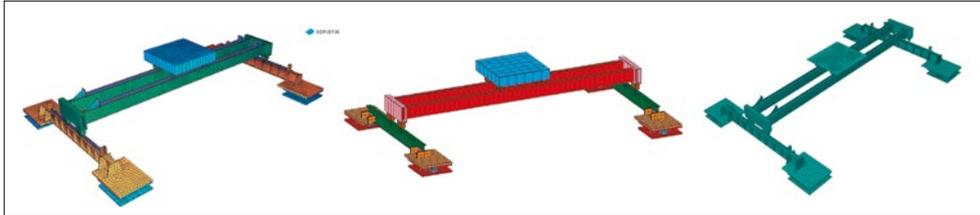


Table 2: Eigenfrequencies of the runway beam perfectly fixed to the shaking table.

Figure 6: FE models of the crane bridge mock-up used by SPI (left), B&H (centre) and Principia (right).

	Experiment	SPI	B&H	Principia
1 st eigenfrequency [Hz]	7.6	7.7	7.5	7.9
2 nd eigenfrequency [Hz]	8.3	7.8	8.7	8.6
3 rd eigenfrequency [Hz]	13.3	13.1	11.8	13.9
4 th eigenfrequency [Hz]	16.2	15.9	18.7	15.6

Table 3: Eigenfrequencies of the crane bridge mock-up perfectly fixed to the shaking table.

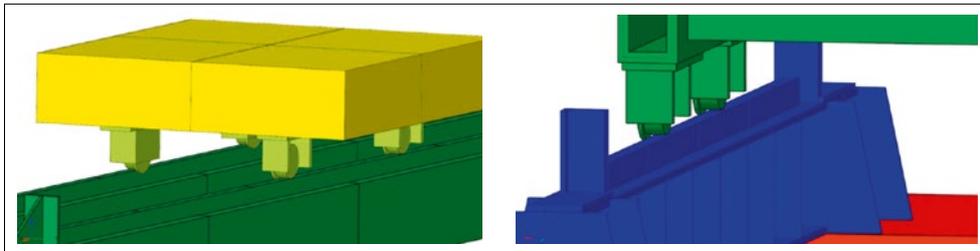


Figure 7: Positions of the trolley wheels (left) and crane bridge wheels (right) according to [1].

tailed model with a combination of solid and shell elements, where contact surfaces are defined between the relevant parts and the LS-DYNA contact algorithm is used; see Figure 8 (d). The B&H results shown in the current report hereafter are obtained from the refined detailed model according to Figure 8 (d), since this model produces better agreement with the measured data.

Exercise 5 requires transient analyses for three given unidirectional pulses, two of them with the sliding wheels configuration and one with the mixed wheels configuration according to Figure 3. Calibrating the coefficients of friction and the system's damping ratio required a series of iterative calculations. Figures 9, 10 and 11 document the calculated time histories of relative displacements between the trolley wheels and the girder beams, and between the endtruck wheels and the runway beams in comparison to the measured time histories.

A pulse loading in the x-direction (across the crane runway) is applied to the crane bridge with the centred sliding wheels con-

figuration (see Figure 3) in Run#64. SPI has obtained a good agreement between calculated and measured values with coefficients of friction for the trolley wheels between $\mu = 0.29$ and $\mu = 0.36$. B&H suggests $\mu = 0.25$ for the trolley, and Principia estimates $\mu = 0.3$ for the friction on the girders (see Figure 9). B&H obtained a good match to the measurements using its detailed model, where sliding is captured both parallel (in plane) and perpendicular (out of plane) to the rails. Assuming a lower friction coefficient for the endtruck wheels than for the trolley wheels causes the endtruck wheels to slide first (out of plane sliding), which corresponds to a translation of the whole crane bridge. The in plane sliding of the trolley with respect to its substructure only starts after $t = 7.6$ s (see Figure 9, blue dashed line) when the gap (horizontal clearance between wheel flange and rail) of the endtruck wheels is breached. As the time histories of the relative displacements show, phases with changing displacements alternate with phases with constant displacements. The numerical models do

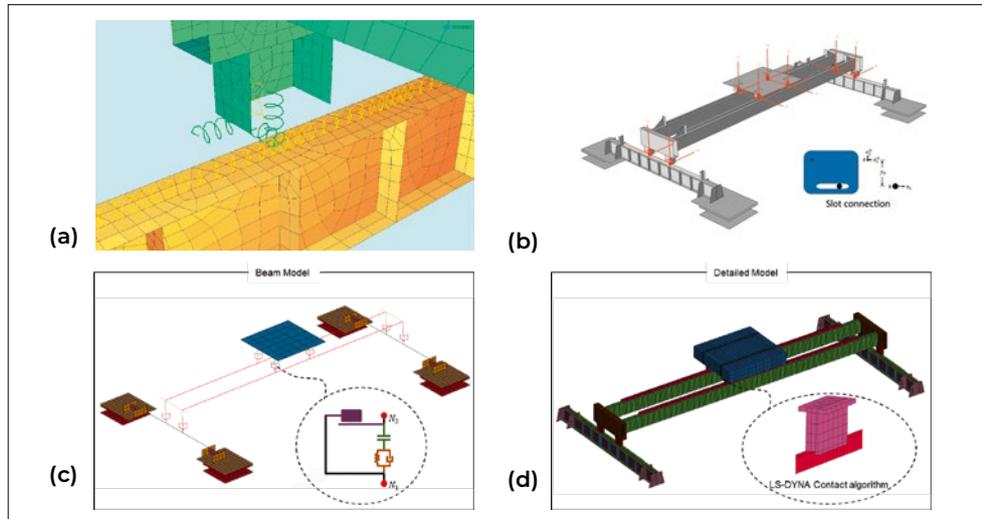


Figure 8: Simulation models for wheel-rail contact used by SPI (a), Principia (b) and B&H (c/d).

not have the option of differentiating between the lower coefficients of sliding (dynamic) friction during the phases with changing displacements and the larger coefficients of static friction during the phases with constant displacements. SPI concludes that the difference between sliding and static friction presumably contributes to the fact that the trolley only slides in the experiment after the pulse has changed direction. In run # 62, a pulse loading in the y-direction (direction of the crane runway) acts on the crane bridge with the sliding wheels configuration. Asymmetrical displacements of the left and right endtrucks indicate that the crane bridge rotates around the vertical axis (see Figure 10). Coefficients of friction for the wheels of the endtruck between $\mu = 0.14$ and $\mu = 0.17$ lead to the best agreement between calculated and measured values according to the SPI computation. B&H suggests $\mu = 0.2$ for the endtruck, and Principia estimates $\mu = 0.25$ for the friction on the runways.

In run # 82, a different pulse loading in the y-direction acts on the crane bridge with the mixed configuration of locked (sliding) and free (rolling) wheels according to Figure 3. Asymmetrical displacements of the left and right endtrucks occur here as well; see Figure 11. The rolling wheels friction coefficient was set to zero or 0.01 in the different computations. In the SOFISTiK analyses, the values for the sliding wheels had to be chosen quite lower than in previous runs in or-

der to match the measured displacements on both crane runways ($\mu = 0.07$ on one side and $\mu = 0.10$ on the other side). B&H reached a reasonably good agreement with the lower measured displacement using a friction coefficient of $\mu = 0.2$. The calculation results of Principia show a poorer agreement by use of the higher value $\mu = 0.25$. Presumably, the damages suffered by the rails during the tests result in a variation of the friction coefficient from one run to another.

The objective of exercise 6 is to analyse the modelling of the local shocks (uplift) between the wheels and the rails. The acceleration imposed by the shaking table is characterised by a 3-directional seismic signal (Peak Ground Acceleration PGA = 1g). The sliding configuration (wheels not fixed to the rails with the possibility of sliding, jumping, but not rolling) is used in combination with eccentric positions of the trolley and the crane bridge according to Figure 2.

The magnitude of the vertical displacements is well predicted by the models of all teams. However, the provided input and output signals were not suitable for studying the uplift phenomenon. Hence, it was not really possible to perform a calibration of the local shock parameters in this exercise. Figure 12 shows the relative horizontal displacement time histories of the end-truck. SPI assumed different coefficients of friction for both sides of the trolley ($\mu = 0.26/0.3$) and the endtruck ($\mu = 0.16/0.24$). However,

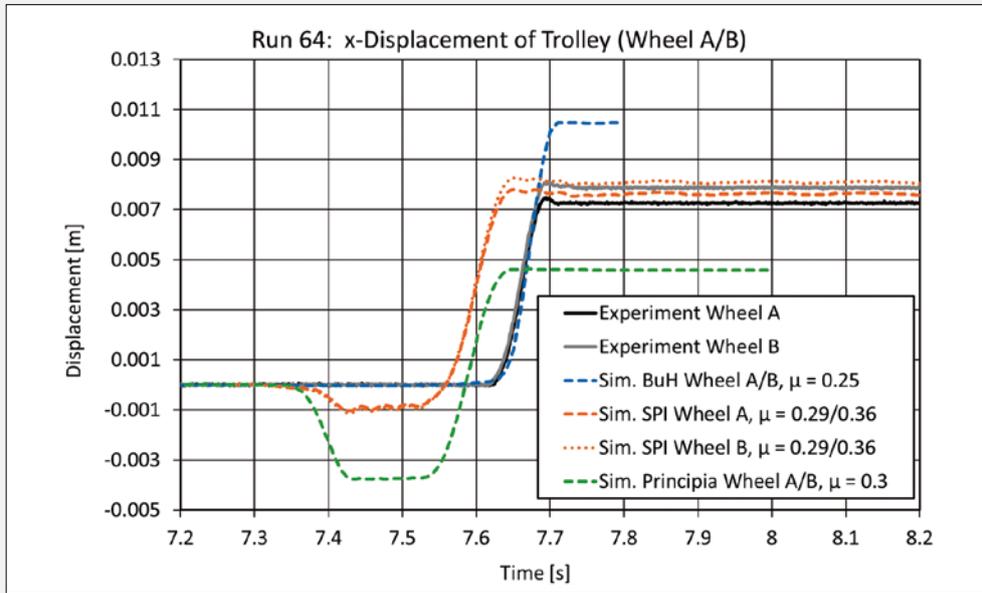


Figure 9: Exercise 5, Run #64, Relative displacements of trolley.

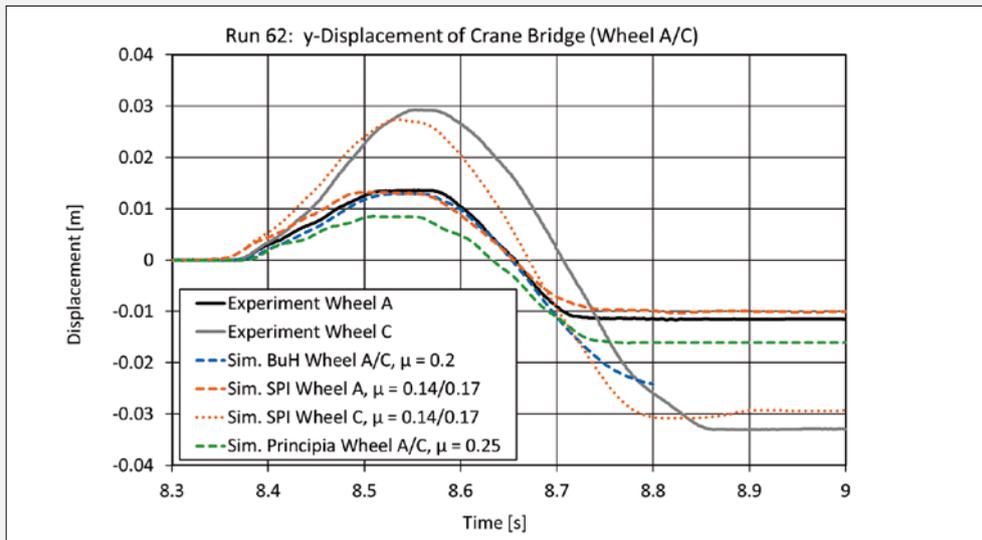


Figure 10: Exercise 5, Run #62, Relative displacements of endtruck.

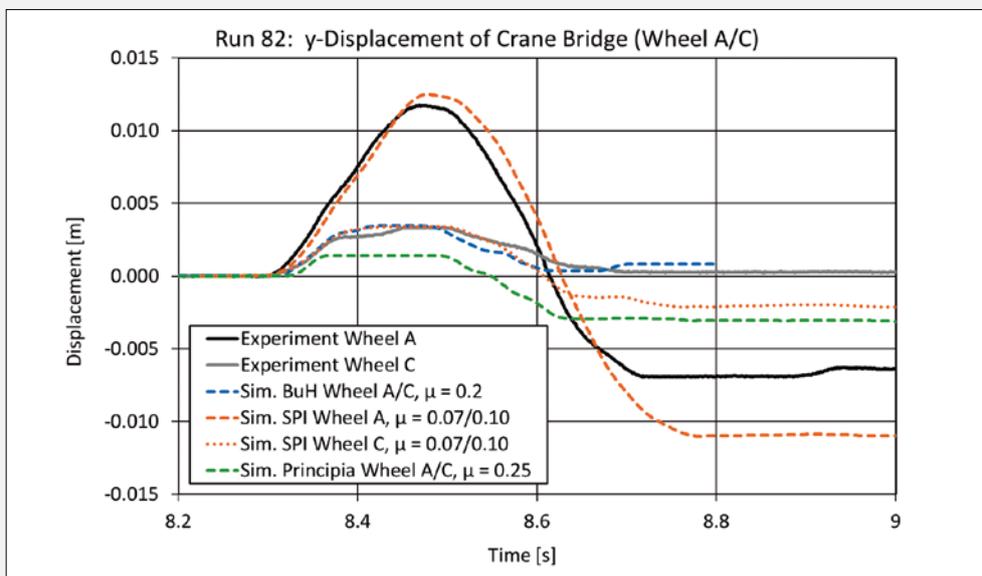


Figure 11: Exercise 5, Run #82, Relative displacements of endtruck.

the SOFiStiK model could not simulate the rotation around the z-axis occurred in the experiment with the same quality as the LS-DYNA model did by assuming constantly $\mu = 0.25$ for the trolley and $\mu = 0.2$ for the endtruck. Principia considered a friction coefficient of 0.30 for the trolley and 0.25 for the endtruck

The last exercise of the benchmark Stage 1 (exercise 7) is dedicated to a high-level calibration by applying a 3-directional seismic signal (PGA = 0.5g) and considering the centred wheel sliding configuration (see Figure 3). Assuming the same coefficients of friction as in exercise 6, the displacement time histories of the endtruck agreed reasonably well with the measurements.

Conclusion on the exercises in benchmark Stage 1 and brief description of Stage 2

Calibration of the modelling assumptions of the wheel-rail contact was a main task of the numerical simulations of the exercises in Stage 1. The parametric analyses have shown a limited possibility to find a single set of friction coefficients combination providing a good match between simulation and test for all three exercises 5, 6, and 7. Therefore, calibration of the frictional properties of blocked wheels that is valid for all configurations and excitations is hardly possible.

The deviations of the observed experimental displacements make the differentiation

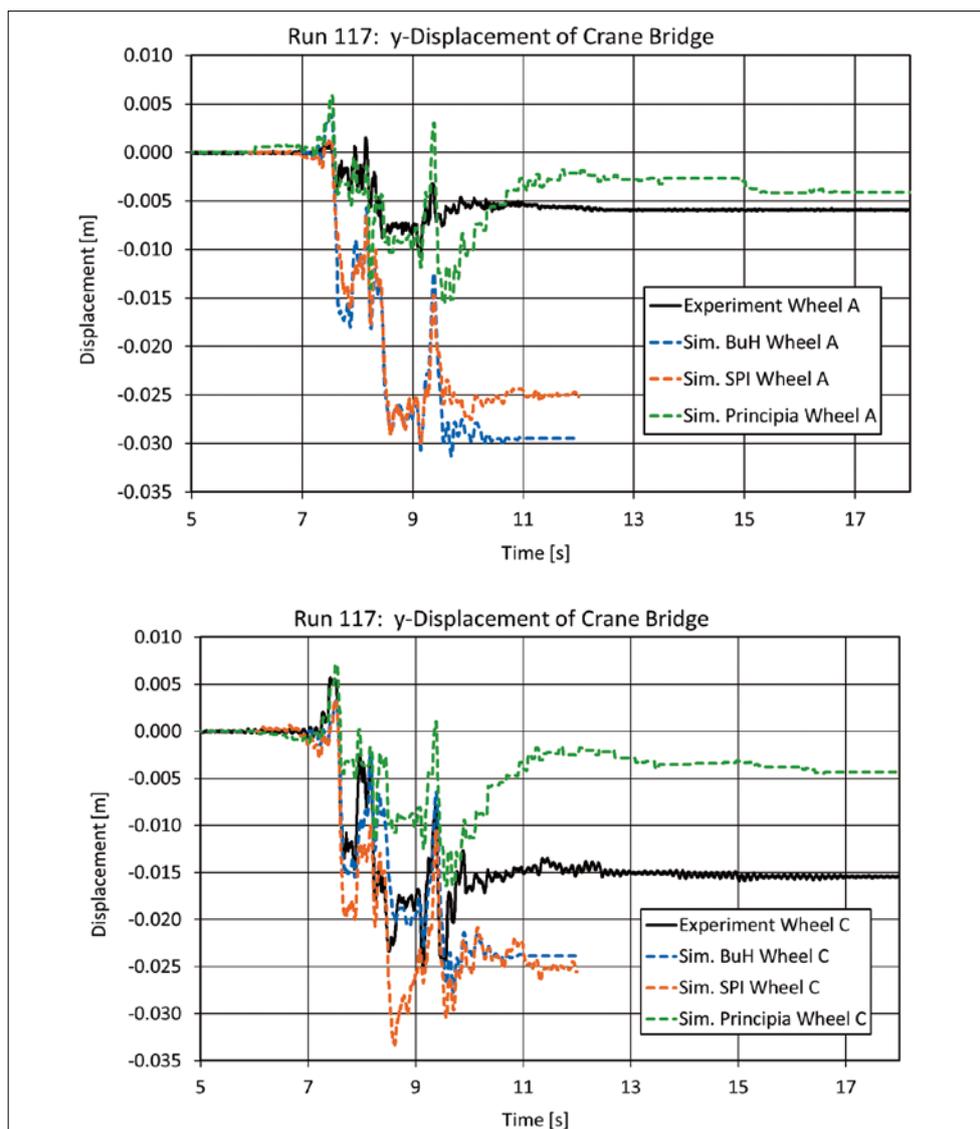


Figure 12: Exercise 6, Run #117, Relative displacements of wheel A (top) and C (bottom) at opposite sides of the girder beam.

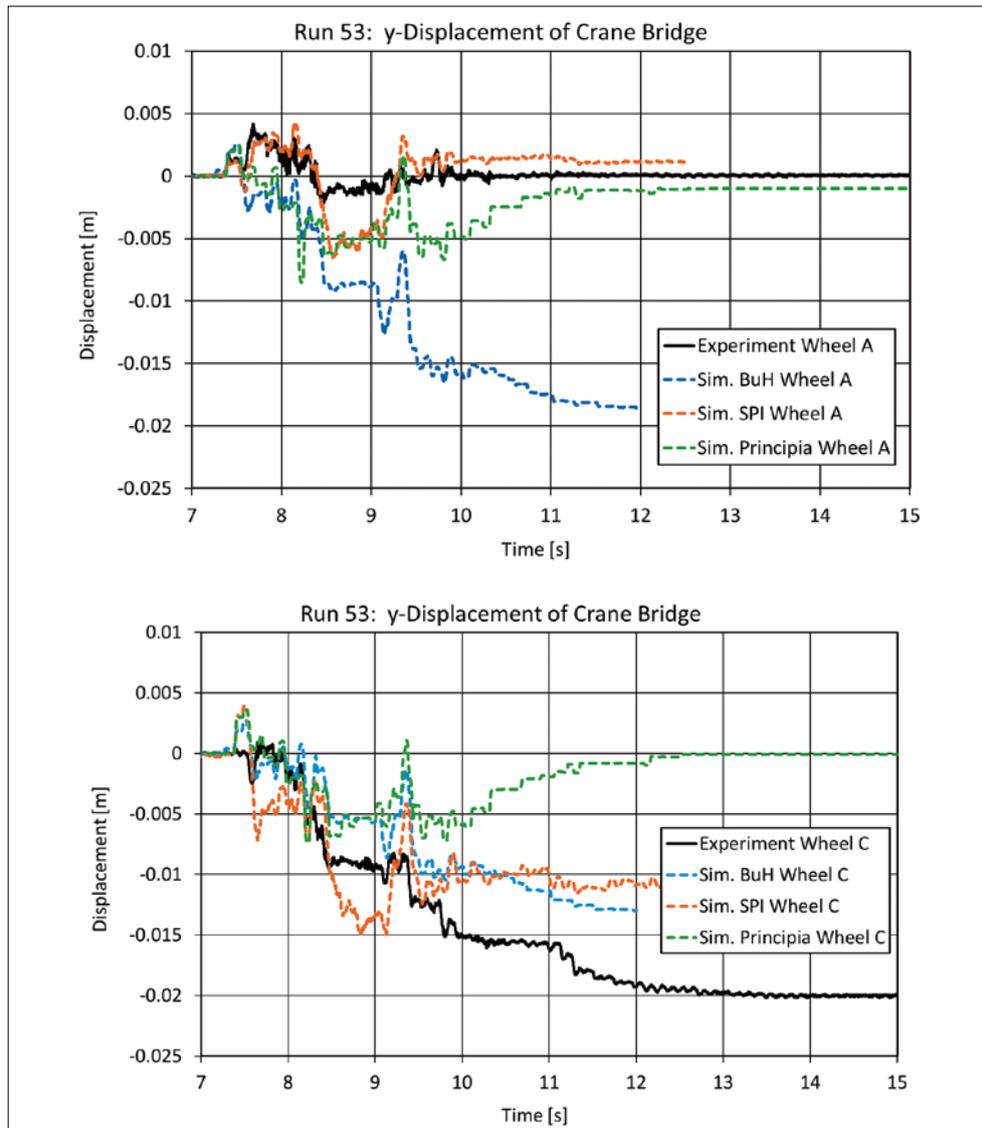


Figure 13: Exercise 7, Run #53, Relative displacements of wheels A (top) and C (bottom) at opposite sides of the girder beam.

between static friction and sliding (dynamic) friction in the numerical model desirable. On the other hand, this would introduce too much complexity in the calibration task and may not be necessary for analyses of long-time excitations.

Stage 2 of the SOCRAT benchmark comprises five exercises with blind, nonlinear simulations of the mock-up under high-intensity seismic loadings. The exercises include centred and decentred positions of trolley and crane bridge, as well as sliding and mixed wheels configurations according to Figures 2 and 3.

The computations for the blind predictions in Stage 2 are performed with the models calibrated based on the comparison of the

results of Stage 1 (exercises 5, 6 and 7). B&H carried out the analyses using its refined «detailed model» in this case; see Figure 8 (d). SPI assumed different coefficients of friction for both sides of the trolley ($\mu = 0.26 / 0.3$) and the endtruck ($\mu = 0.16 / 0.24$). B&H and Principia chose $\mu = 0.3$ for the wheels of the trolley on the girder rail. Different assumptions were made for the wheels of the endtruck on the runway rail. Here B&H chose $\mu = 0.2$ and Principia $\mu = 0.25$.

National Cooperation

From Switzerland, Basler & Hofmann AG (Zurich) is involved in the NEA SOCRAT benchmark.

International Cooperation

ENSI takes part in the SOCRAT benchmark together with three teams consisting of experts from Basler & Hofmann (Switzerland), Stangenberg and Partner (Germany), and Principia Ingenieros Consultores (Spain). A total of twenty-two teams from eight countries are participating in the benchmark.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

The participation of ENSI in the benchmark project SOCRAT together with its three teams of experts has resulted in a valuable expansion of the practical experience with the numerical simulation of overhead cranes under earthquake loads. The modelling practices of such crane bridge equipment have been improved, particularly with regard to the nonlinear effects caused by friction and shocks, by calibrating the FE models with the test data from an experimental campaign carried out with a 1/5 scaled model of a crane bridge on a shaking table. Since safety-relevant system parts of overhead cranes in a nuclear facility can be associated with a high hazard potential, extensive requirements must be met for their safe design. Therefore, the findings obtained from the numerous numerical simulations within the framework of the SOCRAT benchmark are of great significance.

The comparative calculations for tests with centred and decentred positions of the trolley on the girders, and position of the crane bridge on the runways, as well as wheel configurations have shown that a generally applicable and precise determination of the coefficients of friction is not possible. This may be, on the one hand, due to the damages suffered by the rails during the tests resulting in a variation of the friction coefficient from one run to another, and on the other hand, due to differences between static and sliding (dynamic) coefficients of friction. The organising committee of the benchmark informed about the detection of severe surface damages to the rails during the experiments. These damages are

presumably due to insufficient wear resistance and unsuitable tensile strength of the material chosen for the rails. Due to the gaps between the wheels and the rails, the positions of trolley and crane bridge introduce another unintended input on the dynamic behaviour.

The results of the blind, nonlinear numerical simulations of the mock-up under high-intensity seismic loadings in Stage 2 of the benchmark had to be submitted to the organising committee by the end of 2021. Once the results of the experiments in Stage 2 are communicated to the benchmark participants, their comparison with the blind, non-linear simulations will show the influence of the above-mentioned limitations on the predictive ability of the models.

The organising committee is planning to hold the final workshop of the SOCRAT benchmark in Paris in March 2022.

References

- [1] Geodynamique & Structure: SOCRAT Benchmark, Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table, <https://www.socrat-benchmark.org>
- [2] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK Analysis Programs, Version 2020–8, Oberschleissheim, Germany
- [3] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R11/R12
- [4] SIMULIA: Abaqus Analysis Documentation, Version 2021

Reliability of Operators in Emergency Situations – II (ROES-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,

<https://www.psi.ch/rhr/>

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 2021 include:

■ The model to quantify the probability of EOCs, with model parameters obtained via a combination of data from retrospective event analyses, expert judgment and a filling algorithm. With the analysis of contextual influences as input, the model provides the practitioner with the applicable «Error-Forcing Impact» index, which in turn associates the EOC probability. This improves the earlier

quantification approach of the Commission Error Search and Assessment (CESA) method, which suffered from traceability and repeatability issues because of a stronger basis on expert judgment.

■ The development of an overall task performance measure to support an enhanced use of crew performance data in simulators for HRA applications. The measure was operationalized and applied to previously collected data to evaluate the basic elements of the data collection and application method. The use of this data in the demonstration of the protocol confirmed the measure's capacity to distinguish among levels of reliable performance

■ The two-stage HRA method evaluation framework was developed, in particular with the identification of evaluation criteria for each of the stages and the definition of scope and rating scales for the Stage 1 criteria. Eleven recent HRA methods were selected for the Stage 1 evaluation. This evaluation resulted in the selection of 5 methods for the upcoming second stage of the evaluation.

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.¹

The main goals for 2021 address three of the four topics.

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 2021 concerned the CESA-Q method for quantification. The model framework for quantification of the EOC probability, based on the Bayesian Belief Network (BBN) methodology, was established previously in ROES. In 2021, the parameters of the BBN model were estimated. Given the large number of parameters (384 conditional probability distributions for the specific CESA-Q model) and the small amount of available data, the project adopted an approach combining information from data, expert judgment and a filling algorithm to integrate for missing information. The algorithm was developed in the earlier ROES project [3].

HRA data from simulators

The aim of the work on this topic is to develop a framework to collect HRA data from simulators in order to link more closely Human Reliability Analyses to plant-specific data. The tasks include developing the protocol and associated tools for collecting the data in simulators, the application of the tool to collect data in order to test these tools, and

the demonstration of the use of this data to support HRA analyses.

The goal of the work during 2021 focused on the definition of a task performance measure and the elaboration of the overall approach to the application of this data. The main issues to be addressed are the integration of multiple measures, representing complementary facets of performance, into an overall task performance measure and the calibration of the relationship between this measure and human error probabilities.

Evaluation of 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-A05) 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 identified HRA quantification methods will be evaluated in two stages. Stage 1 evaluation assesses the methodologies against a set of criteria representing desirable expectations for an HRA method within the framework of a PSA. The Stage 2 evaluation criteria focus on the quantitative features of the methodologies. Stage 2 will also benchmark the results for specific HFES selected from Swiss PSAs covering different types of actions, including required short and long term, main control room and local actions, simple and complex, at power and shutdown.

The main goals for 2021 were to establish the evaluation criteria for the two-stage evaluation framework and to carry out the Stage

¹ In parallel to this research project, PSI/NES supports ENSI through on-call tasks. The tasks related to HRA are mainly oriented towards reviews of the HRAs submitted to ENSI by the Swiss utilities as a part of their Probabilistic Safety Assessments (PSAs). The work carried out within on-calls provides impulses for the research and motivates the development efforts to enhance current methods. As the on-call tasks are funded separately, their specific content and results are not addressed in the present report.

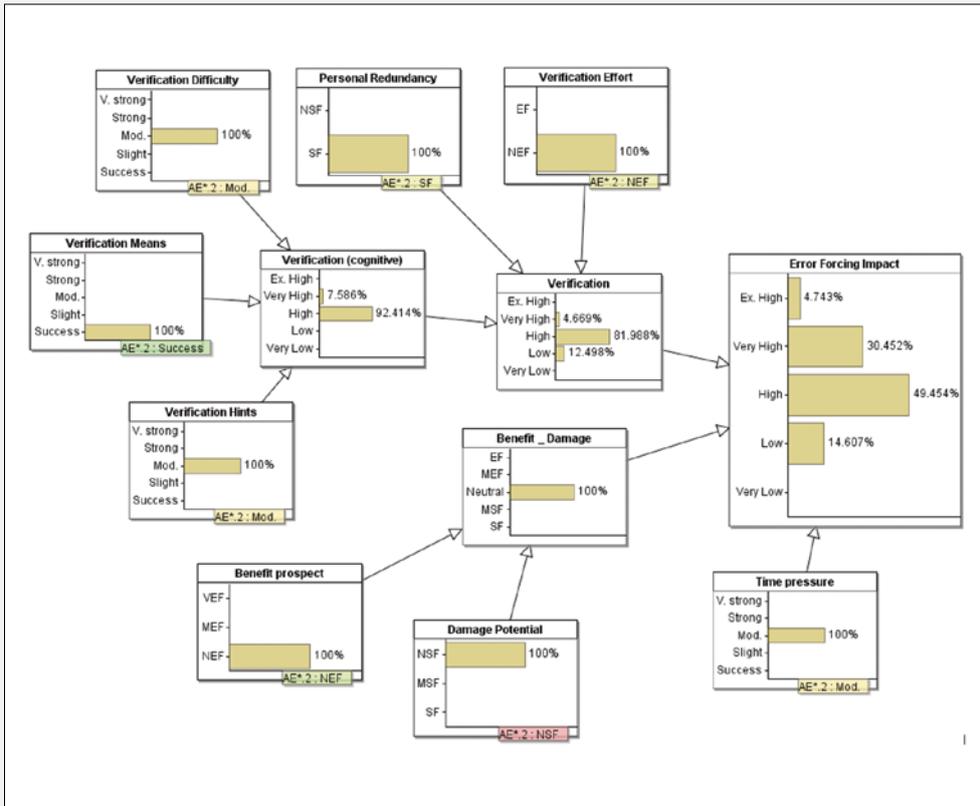


Figure 1. Example run of CESA-Q model. Input: assessment of influencing factors; output: probability distribution of error forcing impact index. Input assessments from analysis case A E*.2 from Podofillini et al. (2021). Model implemented in agena software [21].

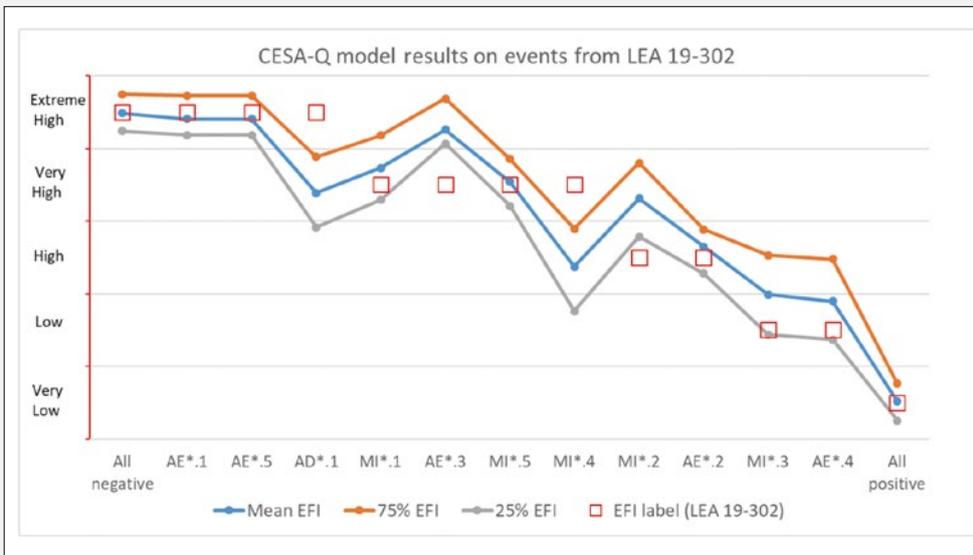


Figure 2. EFI predictions of the CESA-Q model, for all events from Podofillini et al. (2021). The events are ordered by decreasing value of EFI from [5] (symbol □). Events identifier from Podofillini et al. (2021).

1 evaluation. The best-rated methods from Stage 1 will subsequently be evaluated in the detailed, more resource-intensive Stage 2.

Work carried out and results obtained

Errors of Commission

The developed CESA-Q quantification model (a Bayesian Belief Network) is shown in Figure 1, representing an example quantification. The model input consists of the analyst's assessments of the nine CESA-Q input factors. As output, the model provides the probability distribution for the «Error Forcing Impact» (EFI) index characterizing the context. The CESA-Q method associates EOC probability values to each EFI index value, therefore selection of the appropriate value directly provides the EOC probability. Note that guidance for the index selection (e.g. the distribution mode, or a weighed mean) will be developed in 2022, in connection with the EOC cookbook finalization.

The parameters of the model in Figure 1 are conditional probability distributions, to be assessed for each combination of node states influencing other nodes (e.g. for nodes «Verification Hints», «Verification Means», «Verification Difficulty» influencing node «Verification (cognitive)'). The approach to determine the conditional probability distributions builds on earlier work of project ROES, aimed at utilizing the scarce data available, and limiting the use of expert judgment by automatizing (via an algorithm) the calculation of the required distributions. In particular, the filling algorithm starts from the knowledge of the distributions at selected, «anchor» positions, i.e. where the factor influence is at the extreme: the intermediate effect of the factors is then determined by linearly interpolating among the extremes [3].

The data available consists of two sets of operational event analyses: [4], including analyses of 26 events mostly occurred before the year 2000, and the recent database integration with later events (Podofillini et al., 2021). Each data entry features assessments for

the CESA-Q factors (i.e. the quantification model inputs), and the corresponding EFI: the quantification model should be able to reproduce these assessments and as well as provide EFI values for each possible input factor combination. An iterative procedure was devised for this purpose. The «prior» model is obtained by running the algorithm on anchor distributions assessed from the [4] database entries or expert judgment (if no data was available for the anchor). The subsequent «posterior» model is obtained by comparing the model EFI results with the non-anchor data from [4] and Podofillini et al. (2021): the posterior model is obtained by updating conditional probability distributions based on the data evidence.

Figure 2 shows the EFI predictions of the model, for all events from Podofillini et al. (2021). The events are ordered by decreasing value of EFI (square marker in the figure) from [5]: the decreasing trend of the model predictions underscores the general agreement between the operational event analyses and the model predictions. Of the eleven events, seven of the events are within the 50% confidence interval of the model predictions, an accuracy in line with the confidence bounds. It is important to underscore that these events were not used for the prior model construction: this shows good robustness of the model predictions against new analyses.

HRA data from simulator

To a large degree, previous efforts to collect HRA data are based on counting the number of successes and failures. To better use small data sets as well as to distinguish among levels of performance more finely than the success/failure count allows, this work aims at a more continuous, non-binary task performance measure. Previous work in the project developed an overall approach based on a Bayesian Belief Network (BBN) formulation.

The proposed task performance measure combines observations concerning the plant outcomes and others concerning crew behavior. The plant outcome obser-

vation assesses the plant parameters connecting with the fulfilment of the Human Failure Event (HFE) success criteria. The crew behavior measures account for the four main macro-cognitive functions, namely detection, understanding, decision-making, and execution. Each of these sub-measures is rated on a 6-point scale, where index values from 1 to 3 are various levels of failure while index values 4 to 6 are various levels of suc-

cess. The lowest index, «1», represents a clear failure, i.e. the HFE-important plant parameters are far from the success/failure limit or threshold. Conversely, the highest index value represents a clear success, where the plant parameters have a substantial margin to the limit or threshold. The index scale provides intermediate levels, as shown in the following table.

Index	Levels of	Plant behavior
1 (worst)	Failure	Clearly failed HFE-important plant parameters are far from the success limit
2		Failed Plant parameters are quite far from the success limit
3		Failed, but close to success Plant parameters close to success limit
4	Success (criteria fulfillment)	Succeeded, but close to failure At least one parameter close to not fulfilling the success limit
5		Succeeded Important plant parameters have an acceptable margin to the limit
6 (best)		Clearly succeeded Plant parameters have substantial margin to the success limit

Index	Levels of	Task performance (of macro-cognitive function)
1 (worst)	Not acceptable	Clearly not acceptable
2		Not acceptable
3		Acceptability disputable, but probably not acceptable
4	Acceptable	Acceptability disputable, but probably acceptable
5		Acceptable
6 (best)		Clearly acceptable

An analogous index scale is proposed for the evaluation of the macro-cognitive functions used to evaluate the task performance. Overall, the plant and crew behavior observations are intended to be combined into an overall performance index, as shown in Figure 3 as colors ranging from a dark red (overall index 1) to a dark green (overall index 6). The values in the colored cells are the indicative failure probability values proposed to correspond to these performance index val-

ues. The adequacy of this calibration will be evaluated in upcoming work, which addresses the overall updating of HEPs on the basis of the simulator evidence.

To support the review of the proposed concept, data from the HRA Empirical Studies carried out at the OECD Halden Reactor Project was recoded using the proposed protocol and approach. The proposed measure and the operationalizations of the plant and task performance sub-measures will be

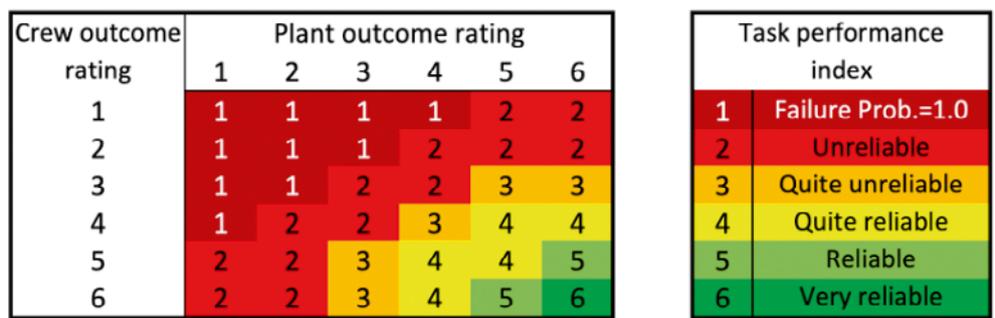


Figure 3. Task performance index resulting from combined plant and crew rating index.

further evaluated and refined in the continuation of this work.

Evaluation of HRA quantification methods

Development of the two-stage evaluation framework addressed the selection of criteria for the two evaluation stages and the definition of three-point rating scales for each of the criteria. Previous method evaluations identified more than 20 potential criteria. Six criteria, representing important basic attributes for an HRA method, were selected for Stage 1. A further eight criteria were selected for the detailed Stage 2 evaluation. Based on a review of earlier method comparisons and evaluations [6–12] and relevant literature derived from the ESREL and PSAM conferences since 2010, 11 methods were selected and evaluated in Stage 1. The objective is to identify methods that could meet ENSI requirements and whose detailed assessment (in Stage 2) would contribute to the discourse on state-of-the-art HRA methods. The HRA method acronyms cited in the following with their references are: EPRI HRA, for the Electric Power Research Institute's method) [13]; HuRECA, «The human reliability analysis method for computer-based advanced control rooms» [14]; IDHEAS, «An Integrated Human Event Analysis System» [15]; ATHEANA, «A Technique for Human Event Analysis» [16]; NARA, Nuclear Action Reliability Assessment [17]; SPAR-H, Standardized Plant Analysis Risk Human Reliability Analysis [18]; CESA, Commission Errors Search and Assessment [1]; and CREAM, the Cognitive Reliability and Error Analysis Method [19].

The six criteria for the Stage 1 evaluation are empirical basis, consideration of decision failure, scope of the performance-shaping factors (PSFs), usability, PSA scope, and maturity-application experience. These criteria are intended to ensure that the Stage 2 evaluation includes only methods that have detailed user guidance/instructions, have matured beyond academic demonstration, and would support analyses meeting the ENSI guidelines for the PSAs of Swiss nuclear installations.

The Stage 1 evaluation showed that five methodologies met the necessary requirements and received the highest rating and thus will further be evaluated in Stage 2. They are: the EPRI method, HuRECA, IDHEAS, NARA, and SPAR-H. All 11 methodologies in Stage 1 were rated medium and high on the criteria empirical basis and consideration of decision failure. Ten methodologies were rated high for PSA scope. Here, only CESA received a low rating; its intended focus on errors of commission limited its application as a general HRA method. In relation to Stage 2 evaluation and its focus on the methods' quantification features, methods that had lower ratings on usability and/or limited application in NPP PSAs were excluded from any further analysis. Thus, the methods CESA, CREAM, and Phoenix [20] will not be included in the Stage 2 evaluation. Despite performing well on many criteria, the ATHEANA method will not be included, primarily because the IDHEAS method is expected to be more relevant in regulatory applications. The identification of the Stage 1 evaluation criteria influences the criteria that need to be addressed in Stage 2. This stage focuses on the quantitative attributes of the methodologies, including the results they produce for selected reference actions. The eight Stage 2 criteria are: 1) Empirical validity, comprising qualitative and quantitative performance; 2) Qualitative uncertainty and quantitative conservatism; 3) Consideration of human error; 4) Transparency – Traceability; 5) Usefulness; 6) Complexity – Resource benefit; 7) Level 2 applicability; and 8) Suitability for actions in external events. In particular, it can be seen that the evaluation of criteria 1–5 will incorporate the results of the application of the methods to analyze the reference actions during Stage 2.

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. The project will relaunch its effort to develop a cooperation with a Swiss NPP for the pilot data collection.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

Errors of Commission

Work in 2021 has developed the quantitative model for EOC quantification via the CESA method, overcoming an important limitation of the original formulation: subjectivity of the EFI assessment. With the developed model, once the contextual factors are assessed, the model returns the applicable EFI. Of course, other elements of subjectivity remain, for example in the contextual factor assessment themselves, and even in the identification and definition of the EOCs. While some analysis subjectivity is inherent to the field, the upcoming project work in 2022 is expected to further improve the analysis practice with the finalization of the EOC step-by-step guidance, the «cookbook».

HRA data from simulators

The work performed this year focused on operationalizing an overall performance measure that captures two complementary aspects of task performance, namely the plant outcomes and the performance of the crews' macro-cognitive tasks. The capacity of the overall measure to capture the differences among levels of performance, e.g. between very reliable and less reliable performances in cases where no HFE failures are observed, was an important objective. This was examined and demonstrated using data previously collected at the OECD Halden Reactor Project. In 2022, the main goals for this subproject are to present the methodology for data collection and its application to the Swiss NPPs and incorporate their feedback.

Evaluation of HRA quantification methods

The assessment criteria for both Stage 1 and Stage 2 evaluation have been identified, defined and the associated anchor points for the rating scales determined. Stage 1 evaluation has been completed; a working document with the outcomes was delivered to ENSI. Work is currently focusing on finalising the anchors points for the eight criteria

in Stage 2, and on listing the actions and data necessary for the methods benchmark. To finalise the list of actions and necessary data feedback from ENSI will be obtained; this is planned to take place in March 2022. From April 2022 onwards, the stage 2 qualitative and quantitative evaluation of the methods will be carried out. The schedule calls for the completion of the task by end of June 2023.

HRA dependence analysis

The work on this subproject will start in 2022, with a literature review of requirements and methods for evaluating dependence among human failure events in PSAs.

Publications

L. Podofillini, B. Reer, V.N. Dang. Analysis of recent operational events involving inappropriate actions: influencing factors and root causes, *Reliability Engineering & System Safety*, 216, 108 013, December 2021: <https://doi.org/10.1016/j.res.2021.108013>.

L. Podofillini, V.N. Dang. Estimating human error probabilities from performance measures: demonstration via Bayesian Belief Networks. Proceedings of the 31st European Safety and Reliability Conference, ESREL 2021, 19–23 September 2021, Angers, France (abstract only).

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, 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] L. Mkrtchyan, L. Podofillini, V.N. Dang: Methods for building Conditional Probability Tables of Bayesian Belief Networks from limited judgment: An evaluation for Human Reliability Application, *Reliability Engineering & System Safety*, 151: 93–112 (2016).

- [4] B. Reer, V.N.Dang: Situational Features of Errors of Commission Identified from Operating Experience, LEA 09–303, Villigen PSI, Switzerland, 2009.
- [5] L. Podofillini, V.N.Dang: Analysis of recent operational events involving errors of commissions: application of the CESA method, LEA 19–302, Villigen PSI, Switzerland, 2019.
- [6] 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.
- [7] J. Forester, A. Kolaczowski, E. Lois, D. Kelly: Evaluation of Human Reliability Analysis Methods Against Good Practices, NUREG-1842, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2006.
- [8] IAEA, Human Reliability Analysis For Nuclear Installations, Safety Report Series, International Atomic Energy Agency, forthcoming.
- [9] E. Lois, V.N.Dang, J. Forester, H. Brobert, et al.: International HRA Empirical Study – Phase 1, NUREG/IA-0216, Volume 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2009.
- [10] A. Bye, E. Lois, V.N.Dang, G. Parry, et al.: International HRA Empirical Study – Phase 2, NUREG/IA-0216, Volume 2, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2009.
- [11] V.N.Dang, J. Forester, R. Boring, H. Broberg, et al.: International HRA Empirical Study – Phase 3, NUREG/IA-0216, Volume 3, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2009.
- [12] A. Kolaczowski, J. Forester, E. Lois, S. Cooper: Good Practices for Implementing Human Reliability Analysis, NUREG-1792, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2005.
- [13] G. Parry et al.: An Approach to the Analysis of Operator Actions in PRA, EPRI TR-100259, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA,.
- [14] J. Kim, S.J. Lee, S.C. Jang: HuRECA: The human reliability analysis method for computer-based advanced control rooms, KAERI/TR-4385, Korean Atomic Energy Research Institute, 2011.
- [15] J. Xing, G. Parry, M. Presley, et al.: An Integrated Human Event Analysis System (IDHEAS) for Nuclear Power Plant Internal Events At-Power Application, NUREG-2199, Vol. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, USA, 2017.
- [16] J. Forester, A. Kolaczowski, S. Cooper, et al.: ATHEANA user's guide, NUREG-1880, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA Washington, DC, 2007
- [17] B. Kirwan, H. Gibson, R.J. Kenned: Nuclear action reliability assessment (NARA): A data-based HRA tool, in Probabilistic Safety Assessment and Management, 1206–1211, Springer: London, 2004.
- [18] D. Gertman, H. Blackman, J. Marble, et al.: The SPAR-H human reliability analysis method, NUREG/CR-6883, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, USA, 2004.
- [19] E. Hollnagel: Cognitive Reliability and Error Analysis Method. Elsevier, 1998.
- [20] N.J. Ekanem, A. Mosleh, and S.-H. Shen: Phoenix – A model-based Human Reliability Analysis methodology: Qualitative Analysis Procedure. Reliability Engineering & System Safety, 2016. 145: p. 301–315.
- [21] N. Fenton, M. Neil: Risk assessment and decision analysis with Bayesian networks, CRC Press, 2012 (also www.agenarisk.com).

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-015-21

Author und Co-author(s): Hakim Ferroukhi, I.Clifford, A.Vasiliev and Project Team

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: Forschungsstrasse 111,
CH-5232 Villigen PSI

Phone, E-mail, Internet address:
056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch,
<http://www.psi.ch/stars>

Duration of the Project: 1.1.2020 – 31.12.2022

Abstract

During 2021, the research collaboration with ENSI in the framework of the STARS program was continued with emphasis on the development and validation of best-estimate plus uncertainty as well as high resolution multi-physics computational schemes for safety analyses of the Swiss LWRs.

On the side of plant system and multi-scale thermal-hydraulics, experimental test results from the PKL facility were used for the upgrade and validation of TRACE models in connections with the OECD/NEA ETHARINUS and the European PASTELS projects. Moreover, a study was conducted in order to assess a shift from multi-channel to 3-D core representations for TRACE LOCA simulations. On the CFD side, OpenFOAM was used to study the influence of scaling across different pressure vessel designs. Finally, regarding uncertainty analysis, a bias correction method was developed in an attempt to overcome TRACE model deficiencies leading to substantially overestimated peak clad temperatures.

For core physics, the assessment of SIMULATE-5 for PWR analyses was continued with emphasis on effects from thermal-hydraulics and structural deformations on reactivity and power distributions. For reactor dynamics, the physical mechanisms behind the Oskarshamn-2 stability event were fur-

ther studied with the identification of a new type of complex bifurcation never reported earlier. Furthermore, a methodology for S3K numerical noise simulations in BWRs was implemented and in association to this, the in-house TSAR signal analysis platform was upgraded to evaluate numerical noise signatures for fully consistent comparisons to measured data.

Concerning fuel modelling, a coupling between CMSYS core and FALCON fuel rod models was developed and applied to evaluate the applicability of the new US NRC RIA criteria for the Swiss reactors. Moreover, the FALCON/FRELAX code system was enlarged to handle the effects of transient fission gas release and axial flow for full-length rods. Regarding hydrogen uptake, Swiss PIE data was used to develop a correlation for high burnup BWR fuels and to evaluate PWR pickup-fractions of various cladding alloys used in the Swiss reactors.

For multi-physics, machine learning techniques were tested to accelerate the coupled SIMULATE-3K/COBRA-TF scheme developed for BWR transient CPR analyses. Moreover, a coupling between the in-house pin-homogenised Tortin solver and COBRA-TF was established in order to quantify the impact of sub-channel thermal-hydraulics on the predicted pin powers. Finally, a coupling scheme between the sub-pin resolved 3-D core transport solver nTRACER and COBRA-TF was developed and a first validation for steady-state cycle analyses was performed.

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)

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 1:
Perspectives 2021.

with emphasis on best-estimate safety analyses with uncertainty quantifications for the Swiss reactors. For 2021, the anticipated objectives of the STARS/ENSI research project were as shown in Table 1.

Multi-Scale Thermal-Hydraulics and Plant System Analyses

For the verification and validation (V&V) of systems thermal-hydraulics codes, experimental tests results from the Primary Coolant Loop (PKL) test facility has been utilized for development and validation of US-NRC TRACE code within the framework of both the OECD/NEA ETHARINUS project and the European project PASTELS. In both projects, a safety condenser (SACO) has been installed in the secondary side of one of the PKL steam generators to study its performance as a supplementary heat removal system. PSI's TRACE model for the PKL facility has been updated to include the new upper plenum and upper head structures according to the current PKL facility design. The modifications of the PKL TRACE model have been validated against the PASTELS stage 0 experiment and work on ETHARINUS test J1.1, a 1.9% small-break LOCA (SB-LOCA) in the upper head has started. Initial results for test J1.1 (top of Fig. 1) have revealed issues in the upper head nodalization. An updated nodalization to correct this issue is currently being tested. A TRACE nodalization for the SACO has been developed and integrated in PKL TRACE model. Pre-test analysis results for the PASTELS stage 1 tests have been submitted. Because the

PKL/SACO experimental tests will continue until 2024, the development and validation of the TRACE model for PKL/SACO facility will continue for the coming three years. Separately, in the framework of the PASTELS European project, a new TRACE model has been developed for the PASI (Passive heat removal system) test facility that focuses on the modelling of the containment wall cooling system (CWC). Pre-test analysis results for several PASI tests have been submitted (bottom of Fig. 1). The development and validation of the TRACE model of PASI will continue over the next 3 years.

Modern thermal-hydraulics (TH) systems analysis codes are increasingly being updated to include three-dimensional (3D) TH components towards capturing the complex flow phenomena in light water reactors (LWRs). This year, a study was conducted in which 1D and 3D systems code nodalizations were compared for representative pressurised water reactor (PWR) loss-of-coolant-accident (LOCA) scenarios using the TRACE system code. A clear trend was noted, namely that the peak cladding temperature (PCT) is often significantly lower when using a 3D nodalization. Counter current flow limitation (CCFL) at the core upper tie plate (CUP) appears to be the driving phenomena behind the observed differences. In 1D nodalizations, liquid and vapour are forced to use the same flow paths to leave and enter the reactor core and the CCFL effect may be overestimated. In contrast, 3D models allow liquid coolant from above to enter the core on one side of the CUP while steam escapes on the other

side as shown in Fig. 2. This trend is, however, not universal. For the simulation of a surge line break in the large scale test facility (LSTF), heterogeneities in the core upper tie plate led to hot regions in the core, which are not captured in the multi-channel model. For large PWR cores, 3D nodalizations appear to represent the reality more closely. For smaller cross-sections, it was found that the validity of the TRACE's CCFL prediction for refined 3D nodalizations is questionable. Specific guidelines are therefore needed to select the most appropriate 3D nodalization for different geometries.

Concerning computational fluid dynamics (CFD), studies of the effect of geometry and design differences on core inlet flow distributions that were started in previous years have now been largely concluded. CFD simulations to study the influence of scaling across different RPV designs were conducted using OpenFOAM. Typically, CFD models yield a high-fidelity, three-dimensional description of fluid flows, and therefore constitute a valuable tool for demonstrating whether a model actually behaves like the corresponding prototype. In this context, validated CFD models were selected to study the influence of scaling in turbulent mixing, based on two sets of numerical tests designed to discriminate between buoyancy-dominated scenarios and steady-state operating conditions. In the first case, transient simulations of ROCOM Test 1.1 from the PKL-2 project were performed using two different geometric scales, and it was demonstrated that in this case, when buoyancy effects are not negligible, the overall behaviour of the mixing process at the core inlet is not significantly affected by a change in the scaling reference. In the second set of tests, the effects of the selection of global non-dimensional parameters to compare RPV's of varying design, i.e., different number of loops, different core configurations or different structures in the lower-plenum for enhancing the coolant mixing, were studied via the injection of a passive component under operating conditions. As shown in Fig. 3, it was observed that when different designs, in this

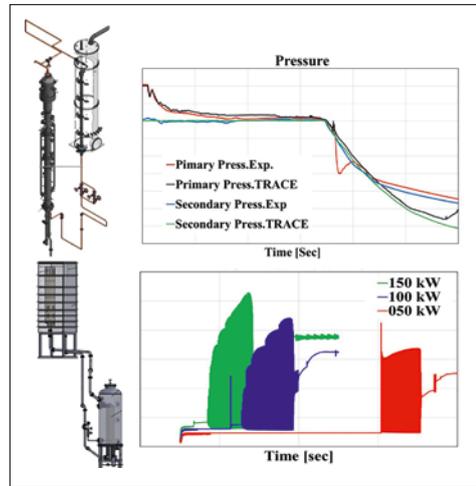


Figure 1. TRACE analysis results for (top) test J1.1 of OECD/NEA ETHARINUS and (bottom) selected PASI/CWC Tests.

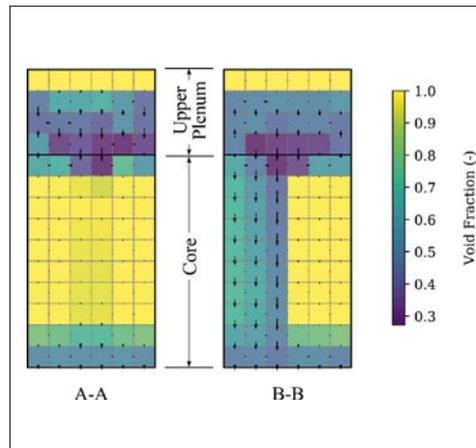


Figure 2. Azimuthal cross-sections through a 3D TRACE model of the LSTF core and upper plenum showing void fraction and mass flux during a LOCA scenario.

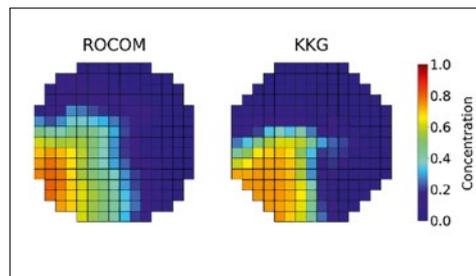


Figure 3. Steady-state distribution of a passive scalar in different RPV's that preserve the representative non-dimensional parameters. Injection point is located close to the bottom-left corner.

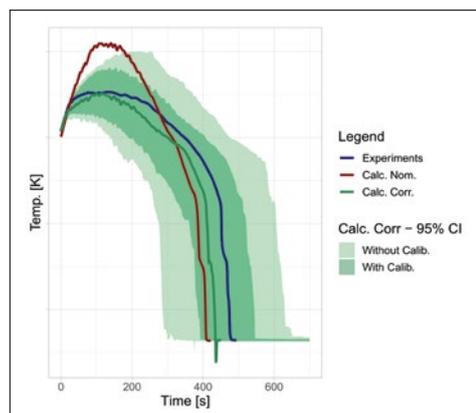


Figure 4. Bias correction of TRACE predictions for the rod surface temperature at 2.7m for test 9027.

case ROCOM and KKG, are simulated while preserving an appropriate set of non-dimensional parameters, the distribution in the core region of the injected component present similar trends.

During 2021, PSI continued to participate to the OECD/NEA Rod Bundle Heat Transfer (RBHT) project to validate the TRACE system code for reflood transients with uncertainty quantification. As identified last year, TRACE strongly overpredicts the maximum rod surface temperature and the liquid carry over. Participants in the project agreed that this is likely due to deficiencies in the entrainment model of TRACE, which is aggravated by the strongly top-peaked power profile in RBHT. To correct for these model deficiencies, a methodology was developed to build a set of Gaussian Process (GP) metamodels capable of predicting the bias in TRACE predictions for a given set of boundary conditions (BCs); inlet velocity and temperature, upper plenum pressure and peak power. A subset of the open tests were used to train GPs and the remaining tests used to validate the performance of the bias correction. Figure 4 illustrates the bias correction capability for the rod surface temperature at 2.7 m for test 9027. The bias correction is effective for this test and the 95% confidence intervals, which account for the uncertainty on the relevant model parameters and the bias correction, capture the experimental values. Validation results showed that the method is effective when the set of GPs were trained on tests with BC surrounding those of the test to correct. As such, the method has limited applicability and does not eliminate the need for improvements to TRACE's entrainment models.

Reactor Physics and Core Behaviour

The transition to the new generation SIMULATE-5 (S5) core simulator for Swiss PWR analyses was continued during 2021. In that context, a comprehensive «separate-effect» assessment of the impact from new neutronic models and methods on the biases in reactivity and power distribution predictions was completed for the KKG plant. While it

was found that S5 would allow to reduce significantly the biases in reactivity as well as axial power distribution, a slight deterioration of the accuracy in 2-D radial power distribution was observed. Attention was therefore shifted towards understanding if modelling simplifications with regards to thermal-hydraulic core inlet conditions and/or burnup-induced structural changes of the fuel assemblies could potentially explain this observation. This was mainly motivated by the fact that differences in measured reaction rates (RR) were systematically observed between symmetric assembly positions. To understand if core inlet flow asymmetries could contribute to this, in-house CFD simulations of the KKG lower plenum were used to adjust the S5 core inlet flow distribution. This was found to reduce by about 10% the nodal RR errors, yielding thereby a noticeable improvement of the nodal RMS metric from 4.1% (def in Fig. 5) to 3.8% (InletFlw in Fig. 5). In addition, available bowing maps from two different cycles suggested a wider water gap in locations with the highest S5 RR under prediction. Hence the new neutronic bowing models of S5 were implemented and it was found that when combining the inlet flow mixing- and bowing effects (flw + bow in Fig. 5), the RMS of the nodal RRs was reduced by close to 1%, something that can be considered as a substantial improvement. To complement this, a study of the impact from sub-cooled boiling was also initiated. At this stage, this has not shown to produce any significant effect on neither the reactivity nor the nodal RRs (zero void in Fig. 5).

Regarding reactor dynamics, further efforts were during 2021 dedicated to the analysis with SIMULATE-3K (S3K) of the Oskarshamn-2 (O2) stability event. In this context, an analysis was performed at operating conditions close to those at which the instability was triggered. This analysis indicates occurrence of a complex bifurcation resulting in the co-existence of four different solutions: one unstable fixed point (FP), two stable limit cycles (LC) and an unstable LC (see Fig. 6). This type of bifurca-

tion has never been observed/reported using a system code. However, these investigations remain ongoing in order to evaluate the core behaviour for a wider range of parameters, to classify the bifurcation type and to find the mathematical basis for the observed phenomena. Also related to S3K, developments towards BWR numerical neutron noise simulations were launched during 2021. More specifically, MATLAB modules were developed and integrated in the in-house TSAR signal analysis platform in order to evaluate S3K simulated noise consistently with the methods applied for real plant measurements. Through this, the signatures (e.g. power spectral densities, noise level, coherence functions, phase shift, stability parameters) of any S3K simulated noise signal (e.g. LPRM, APRM) can now be characterized (see Fig. 7). Qualitatively, these first results show consistent trends and patterns when compared to real plant data. However, for a quantitative assessment, the plan is now to perform a systematic comparison between S3K and measured data for a wide range of cycles and operating points

Fuel Modelling And Safety Criteria

A key achievement in the area of fuel modelling and safety criteria this year has been the comprehensive assessment of the new RIA safety limits from the U.S.NRC (NRC). A review of NRC Regulatory Guide RG 1.236

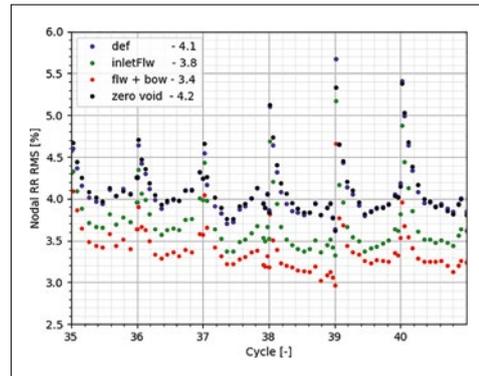


Figure 5: Assessment of Flow Mixing and Bowing effects on SIMULATE-5 nodal RR Accuracy.

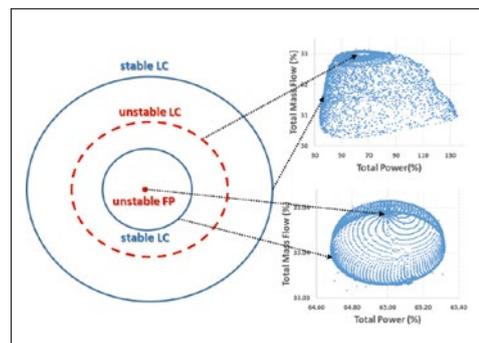


Figure 6: Complex Bifurcation and Solution Manifold using S3K: one unstable FP, two stable LC and one unstable LC.

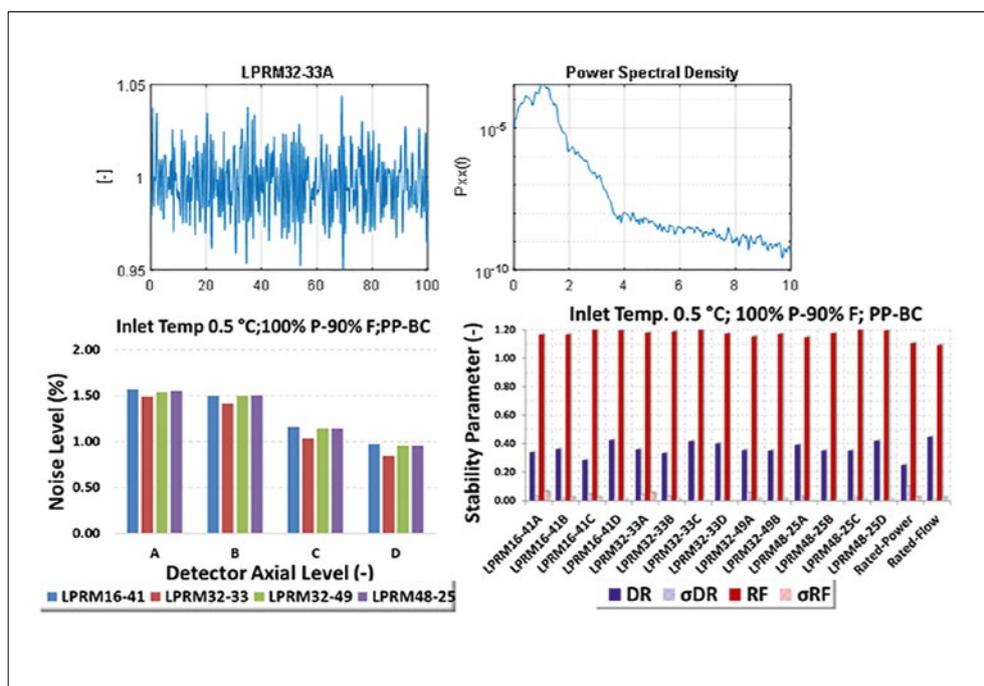
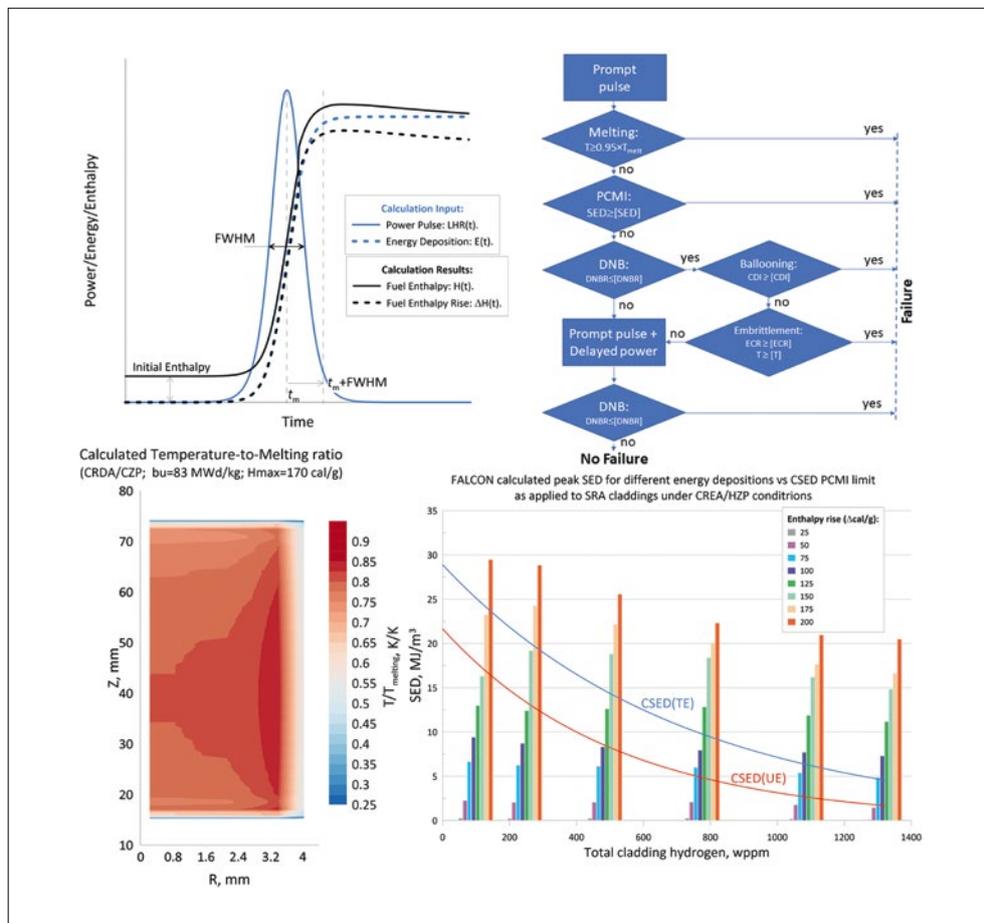


Figure 7: Analysis of Simulated Neutron Noise Signals for BWR using TSAR Methodology.

and underlying documents revealed that the proposed up-dates in RIA safety limits are state-of-the-art and based on a comprehensive database of integral- and separate effect RIA testing programs. Moreover, a coupled CMSYS/S3K/FALCON methodology was established to perform cycle specific evaluation of the safety margins against both the ENSI and the new NRC limits. On an overall basis, the FALCON calculations have confirmed substantial conservatism of the updated NRC safety limits for high-temperature and PCMI cladding failure, as proposed in RG 1.236. In that context, it was found that the new NRC limit for PCMI failure is partly more conservative than the current Swiss one. Furthermore, these analyses (see Fig. 8) pointed out that both high-temperature and PCMI limits should be separately checked by the safety analysis, because failures caused by the corresponding mechanisms cannot be fully excluded in

consideration of a potential impact of transient FGR, as well as variability and uncertainty in the fuel state and RIA-related boundary conditions. On that basis, a conclusion was drawn that the Swiss RIA-related requirements of ENSI-G20 would hold if the new NRC limits were employed for fuel safety analysis in the Swiss LWRs, as applied to standard fuel designs, using UO₂ fuel pellets and SRA/Zry-4 or RXA/Zry-2 as cladding materials. Integral RIA tests on irradiated samples using doped and/or large-grained fuel pellets have been recommended to support proper fuel safety criteria for RIA events. Concerning LOCAs, the FALCON code was in previous years coupled to FRELAX, an in-house module that computes the transport of gases in the open regions of fuel rods. Referred to as F2F, this coupled system was originally verified for short test rods using data obtained from Halden LOCA tests. During 2021, F2F was further updated to allow



analyses of high burnup full-length rods under postulated LOCA conditions and a verification was performed against analytical cases. As shown in Fig. 9, accounting for transient fission gas release (FGR) during the LOCA results in a significant reduction of the predicted time to cladding burst. Also, accounting for delayed axial gas flow and diffusion of the released FGs during the clad ballooning phase causes added effects on fuel behaviour. In summary, these F2F updates have improved the predictive capabilities for an extended range of application. On this basis, previous full-core LOCA analyses of Swiss LWRs are now planned to be re-evaluated with F2F in order to take into consideration phenomena of transient FGR, axial gas flow and diffusion. The main goals will be to find out whether transient FGR occurs for reference and conservative LOCA scenarios as well as what would be potential consequences of localized transient FGR on cladding integrity (i.e., cladding ballooning and burst). Of particular interest will be to characterize the effects of the fuel lengths, recalling that these are significantly larger in full-length rods compared to rodlets that were tested within e.g. the Halden LOCA experimental programs.

Regarding hydrogen uptake, this constitutes a key phenomenon not only for RIAs and/or LOCAs but also for fuel integrity during normal operation as well as post-discharge storage. Although hydrogen uptake models for the Swiss BWRs were developed within the context of the above-mentioned NRC related RIA analyses, focus was also given to PWRs during 2021. For the latter, it is generally accepted that the hydrogen pickup ratio is constant for a given cladding alloy. In that context, the NRC recently proposed pickup ratios for different categories of alloys. To understand their applicability for the Swiss PWRs, available PSI measurements of hydrogen content and oxidation for 4 alloy types were used to evaluate the hydrogen uptake ratio. The obtained ratios were then compared to those recommended by the NRC (see Fig. 10) and the following conclusions were drawn. The calculated ra-

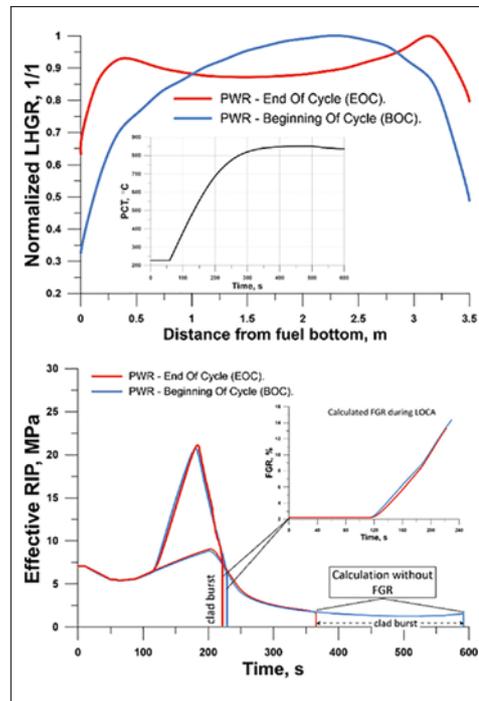


Figure 9. F2F-calculated effective pressure (bottom) in a full-length PWR fuel rod during LOCA assuming different axial distribution of decay heat generation (top) and transient FGR.

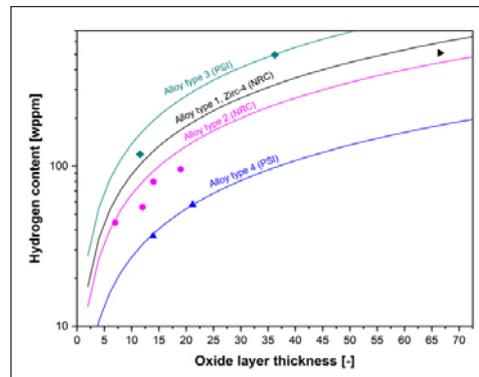


Figure 10. Calculated H-content with the PSI or NRC recommended ratio (specified in parentheses), compared to a Swiss PWR data.

tio for alloy types 1 and 2 are in good agreement with those of the NRC. However, the alloy types 3 and 4 were not described as a specific category in the NRC guideline and therefore the recommended ratio for Zry-4 (alloy type 1) is considered. This assumption leads to a moderate underprediction and large overprediction of the H-content in the case of alloy types 3 and 4, respectively, and justifies the consideration of additional alloy types. Moreover, several duplex samples have been studied in this work, i.e. with a Zr outer liner for corrosion reduction. It led to the preliminary observation that the presence of the Zr outer liner appears to have limited influence on the H-uptake ratio of duplex samples.

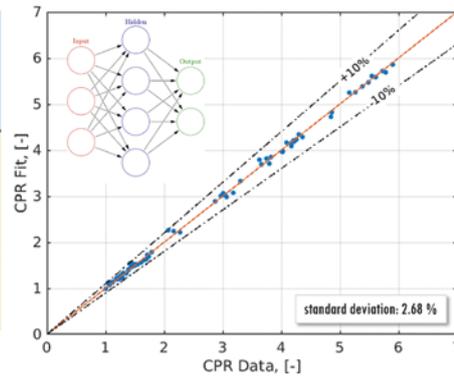
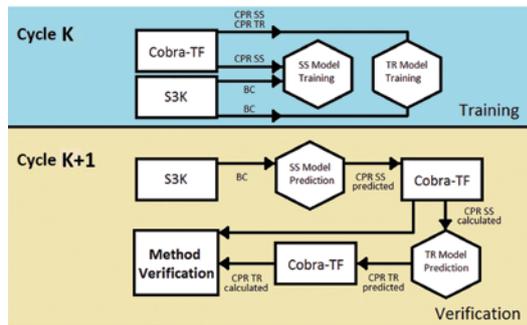


Figure 11 Acceleration of CTF Scheme for CPR Calculations with Machine Learning – Training and Verification (Left) and Comparison CTF vs Neural Network for Steady-State CPR Analyses (Right).

Multi-Physics Simulations

During the previous year, a coupled S3K and COBRA-TF (CTF) methodology was developed to perform BWR CPR audit calculations in the context of transient reload analyses (TRA). Within this methodology, the CTF iterative scheme to find the minimum CPR is the most resource-consuming step. Computational time for this step can reach tens of thousands of CPU hours for each cycle reload. This computational time can be drastically reduced using a better initial guess, i.e. a better estimate of the critical power. In an effort to provide this initial guess, an analysis of the available TRA data from a data-science as well as from a physical perspective was performed. Machine learning methods (ML) were applied to train a meta-model for predicting the CPR values based only on the assembly boundary conditions and the FA design. The training data were taken from available BWR TRA data for cycle K while the method verification was performed using newly calculated TRA data for cycle K+1 (see Fig. 11). It was found that ML methods could be used to predict steady-state as well as transient CPR values with a reasonable accuracy using only a limited set of BCs and FAs features. Moreover, by using the CPR meta-model to provide an initial guess for CPR, the computational overhead required for the TRA simulation is reduced by a factor of ~ 3 . These preliminary results provide thus confidence in using the ML-based metamodels to screen and identify CPR-limiting fuel assemblies before performing more costly CPR analyses using the physics-based CTF code.

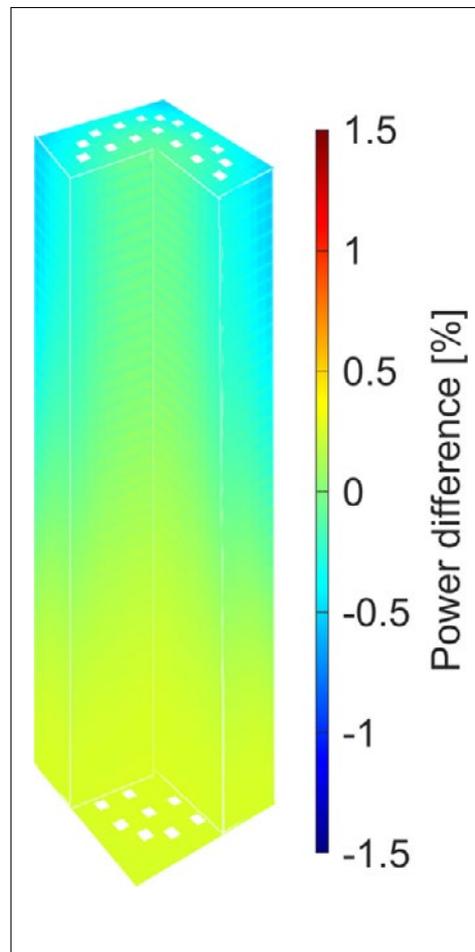


Figure 12. Pin power difference between radially inhomogeneous and homogeneous TH parameters for a PWR assembly.

Concerning multi-physics methods based on higher order neutron transport, efforts towards coupling the in-house pin-homogenized Tortin solver with CTF were undertaken during 2021. For PWR steady-state analyses, preliminary investigations suggest that variations in the sub-channel coolant temperatures do not significantly affect the predicted pin powers (see Fig. 12). Furthermore, it was found that CTF would pre-

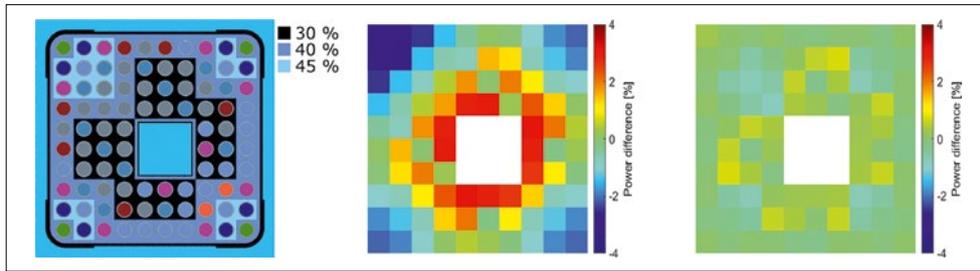


Figure 13. A BWR assembly (left); Pin power difference between radially inhomogeneous and homogeneous void (middle) and the error of Tortin compared to CASMO5 (right).

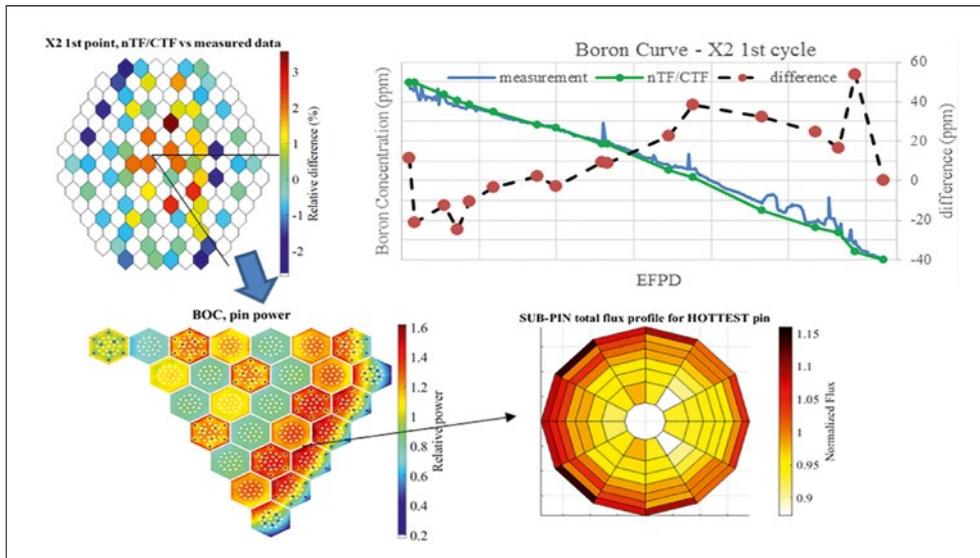


Figure 14. nTF/CTF high-resolution multi-physics cycle analysis.

dict lower sub-cooled void in the upper core zone compared to SIMULATE-5 although these differences did not have any major impact on the pin powers. A more significant effect was found for BWR assemblies for which CTF, and in agreement with other published results, predicted more than 10% variation in the radial void distribution. Compared to simulations based on radially homogeneous void, this could lead to pin power differences in the order of several percents (see Fig. 13). In this context, it was furthermore verified that in general, Tortin could reproduce CASMO-5 steady-state results with rather high accuracy. However, this remains to be confirmed in depletion calculations for which a validation of Tortin against Swiss PWR PIE data is planned. With regards to 3-D solvers based on integral transport and on-the-fly cross-section homogenization, the assessment of nTRACER was continued during 2021. For multi-physics applications, the main activities were undertaken within the framework of a PhD

thesis on VVERs. Even though the design of VVERs differs from western PWRs, the core physics remain rather similar between both reactor types. Therefore, VVERs developments remain of high relevance also for the Swiss LWRs. In that context, a milestone was reached during 2021 with a first validation of the coupled nTRACER/CTF (nTF/CTF) code system. More specifically and within the context of an international benchmark, a steady-state depletion analysis of a real operated VVER cycle was performed. For the reactivity predictions (see upper right of Fig. 14), it was found that the novel nTF/CTF solver would on an overall basis yield a boron accuracy within -20 to 40 ppm, something that can be considered as satisfactory when noting that only a rather coarse operating history was provided as part of the benchmark specifications. For power distributions (see upper left part of Fig. 14), differences against measured data were found to be within -2 to 3%, something that can also be considered as adequate. And in that context, the advan-

tage of this type of solver is that not only the pin power distribution but also the intra-pin power variation can now be obtained as illustrated for the hottest pin in the lower part of 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 ETSON network. Concerning thermal-hydraulic code development and validation, STARS primarily collaborates with the US NRC (TRACE) and North Carolina State University (COBRA-TF). For core analyses and higher-order

pin-by-pin transport, STARS 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.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

During 2021, 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. In particular, the development and validation of a multi-physics system based on the MPACT solver could not be started since the formal collaboration agreement with University Michigan could be completed only very recently. On the other hand, several activities not reported here were launched, including the validation of KKL core results against gamma scan measurements as well as the consolidation of the OFFBEAT 3-D code. For 2022, the foreseen goals are therefore as shown in Table 2.

Publications

- [1] I.Clifford, H.Ferroukhi, Assessing the Effects of Switching from Multi-Channel to Three-Dimensional Nodalizations of the Core in TRACE, Nuclear Engineering and Design 383, (2021) 111 446, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111446>.

Plant System and Thermal-Hydraulics	Validation of TRACE based on the PKL integral test facility
	Complete PSI contribution to OECD/NEA RBHT and start detailed investigations of TRACE code bias for RBHT test facility.
	Validation of COBRA-TF for BWR assemblies based on Frigg and HTRF experimental data
	Consolidate coarse mesh CFD developments including the assessment of openFOAM thermal-hydraulics for LWR applications
Core Behaviour and Reactor Physics	Further development and application of uncertainty and analysis methods for PTS analyses
	Complete transition to SIMULATE-5 for Swiss PWRs with assessment of sub-cooled boiling models
	Assessment of S3K simulated noise methodology using measured signal data from recent KKL Cycles
	Study of 3-D decay heat evolution during LOAs with validation of the CMSYS/SNF scheme against gamma scan measurements
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Evaluation of intra-assembly thermal-hydraulic heterogeneities on validation against PIE data of higher-order depletion solvers
	Refinements of the F2F coupled code system for effects of axial gas transport duringf base irradiation and fast thermal transients
	Development of a MultiCore tool for parallel solution of the integrated GRSW-A model rate equations
Multi-Physics	First assessments and testing of OFFBEAT for Swiss fuels
	Development of MPACT/CTF and nTF schemes for BWR and PWR single assembly 3-D multi-physics depletion
	Validation of Swiss PWR hydrogen uptake fractions and oxidation using CMSYS/FALCON scheme
	Perform UQ for Oskarshamn-2 stability event in the framework of UAM activities

Table 2:
Perspectives 2022.

- [2] R. Mukin and I. Clifford, Modelling SVEA 96 Optima 2 with Subchannel Code COBRA-TF, PSI Technical Report TM-41-20-01, 2021
- [3] K. Nikitin, Development of CTF subchannel code of ATRIUM-10 fuel assembly and its verification against reference data, PSI Technical Report TM-41-21-09, 2021
- [4] K. Nikitin, H. Ferroukhi, KKL Cycle Specific Transient Reload Analyses – Enlargement of S3K/CTF Transient Reload Analysis Methodology to Optima-3 and ATRIUM-10 fuel designs, PSI Technical Report TM-41-21-10, 2021
- [5] B. Arnold, Machine Learning support for CPR analysis of BWR fuel assemblies using the Cobra-TF subchannel code, PSI Technical Report TM-41-21-28, 2021
- [6] G. Perret, D. Wicaksono, I. Clifford and H. Ferroukhi, Global Sensitivity Analysis and Bayesian Calibration on a Series of Reflood Experiments with Varying Boundary Conditions, Nuclear Technology (2021) 153138
- [7] A. Dokhane, M. Hursin, A. Vasiliev, D. Rochman, H. Ferroukhi, Recent Development in PSI BEPU Analysis for SPERT-III RIA Transient: ND Uncertainty Breakdown and Kinetic Parameters Uncertainty Assessment, Nuclear Engineering and Design 382 (2021).
- [8] D. Rochman, E. Bauge, Fission yields and cross sections: correlated or not? EPJ Nuclear Sci. Technol. 7, 5 (2021)
- [9] V. Verma, D. Chionis, A. Dokhane, H. Ferroukhi, Studies of Reactor Noise Response to Vibrations of Reactor Internals and Thermalhydraulic Fluctuations in PWRs, Annals of Nuclear Energy, 157 (2021)
- [10] L.A. Torres Delgado, V. Verma, C. Montalvo, A. Dokhane, A. Garcia-Berrocal, Operational modal analysis for characterization of mechanical and thermal hydraulic fluctuations in simulated neutron noise, Nuclear Engineering and Design 373 (2021) 111017
- [11] M. Hursin, P. Mala, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, Y. Liu, S. Choi, B. Kochunas, Comparison of CASMO-5, MPACT and Serpent 2 for the modeling of advanced BWR lattices, Proceedings of Int. Conf. M&C 2021, USA, October 2–7, 2021
- [12] M. Papadionysiou, S. Kim, M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, H. G. Joo, A. Pautz, Validation of the High-Resolution Code nTRACER against VVER-1000 hot zero Power Measurements, Proceedings of Int. Conf. M&C 2021, USA, October 2–7, 2021
- [13] P. Lartaud, Verification of the conventional approach for full core calculations on hexagonal geometries, ETHZ/PSI Semester Project, 2021
- [14] M. Hursin, A. Vasiliev, D. Rochman, A. Dokhane, H. Ferroukhi, Monte Carlo Analysis of Subpin resolved Power Behaviour in modern BWR assembly Designs, Proceedings of Int. Conf. M&C 2021, USA, October 2–7, 2021
- [15] H. Lee, Recent applications of ML for the solution of regression problems in reactor physics, PSI Technical Report TM-41-21-16, 2021
- [16] A. Dokhane, Code Regression and Validation of S3K for Core Dynamics Analyses – Version 2.08.00, PSI Technical Report TM-41-21-06 V.0 (July 15, 2021)
- [17] G. Khvostov and A. Gorzel, FALCON code-based analysis of PWR fuel rod behaviour during RIA transients versus new U.S.NRC and current Swiss failure limits, Nucl. Eng. Technology 06 (2021), <https://doi.org/10.1016/j.net.2021.06.001>
- [18] G. Khvostov, Analytical criteria for fuel fragmentation and burst FGR during a LOCA, Nucl. Eng. Technol., vol. 52, no. 10, pp. 2402-2409, 2020, <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.03.009>
- [19] A. Scolaro, C. Fiorina, I. Clifford and A. Pautz, Development of a semi-implicit contact methodology for finite volume stress solvers, International Journal for Numerical Methods in Engineering (2021) 1–30, <https://doi.org/10.1002/nme.6857>
- [20] C. Fiorina, A. Scolaro, D. Siefman, M. Hursin, A. Pautz, Artificial Neural Networks as Surrogate Models for Uncertainty Quantification and Data Assimilation in 2-D/3-D Fuel Performance Studies, MDPI Journal of Nuclear Engineering 2020 54–62.

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,
 Florian Berchtold, 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. Regarding that, the mid-loop operation is in particular of great interest for reactor safety for following reasons: a permissible and partially necessary decoupling of the reactor protection system (RPS); the partial or complete unavailability of instrumentation and control (I&C) systems; an increased probability of errors or mistakes of the operations personnel due to high workloads together with a high importance of human actions within the scenario. A quantitative determination of the effectiveness of operator actions and the effect of their potential errors or mistakes on the thermal-hydraulic plant conditions are therefore one aim of the presented research activities. Such analyses require both deterministic and probabilistic investigations of the accident scenario.

By applying advanced dynamic PSA methods to perform an Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA) quantitative assessments of the effectiveness of operator actions for an accident in

mid-loop operation are to be made. In order to demonstrate and enhance the Monte Carlo Dynamic Event Tree (MCDET) method it is applied for the event «failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system». Corresponding deterministic simulations are carried out using the thermal-hydraulic model of a generic 1300 MW PWR of western design and utilising the system code ATHLET.

The main topics addressed and the results obtained in 2021 are:

- finalising the revision of the thermal-hydraulic plant model in mid-loop operation to fulfil the specific requirements for the MCDET procedure,
- deterministic simulations of the accident for all investigated final system states to proof appropriate behaviour and required stability of the thermal-hydraulic model and prepare the sequence simulation automation for the MCDET input,
- finalisation of the operator action model for the chosen non-power operation state accident scenario and preparation of the Crew-Module input.

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, automatic interventions from numerous subsystems 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 (RHR) 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 thermal-hydraulic 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** [4] has been developed to model and simulate time dependent human action sequences which may depend on system states and stochastic influences. 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, in the final phase of the project a full IDPSA will be performed. Within the scope of this research project, probabilistic assessments are derived regarding the effectiveness of human actions in mid-loop operation for one specified ac-

cident 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 thermal-hydraulic investigations are performed using the system code **ATHLET**. The utilised thermal-hydraulic model represents a generic 4-loop PWR of western design with an electrical power output of 1300 MWel.

The project is subdivided into the following three phases:

Phase 1: Adaptation of a generic 4-loop PWR thermal-hydraulic model to carry out MCDET analyses

As basis for the work to be carried out, a generic 4-loop PWR thermal-hydraulic model which is optimised for mid-loop operation, was revised in order to fulfil the specific requirements for a **MCDET** analysis. This incorporates the parameterisation and integration of interfaces for an external control via the **MCDET** analysis tool. This project phase also includes quality assurance of the thermal-hydraulic model as well as the performance of plausibility simulations to verify the expected system behaviour and simulation stability.

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

The accident scenario «failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system» was identified, which has a high level of safety relevance in the sense of a major contribution to hazardous state frequency and which is furthermore characterised by operational sequences with sufficient complexity. An operator action model was derived including aleatory uncertainties for the execution times of human actions, human error probabilities

(HEP) and dependencies of human actions on stochastic influences and/or system and process states.

These human action sequences which generally depend on stochastic influences were decomposed into activities that are carried out by the plant operators involved. The specified activities are assigned with corresponding execution times the operators need to carry them out. Basis of the quantification of HEPs are the human reliability methods «Accident Sequence Evaluation Program (ASEP)» [5] and «Technique for Human Error Rate Prediction (THERP)» [6]. The assessment of execution times was performed by expert judgement in combination with ASEP. Due to the random temporal variations, the execution times of relevant activities which affect the ongoing physical process are usually considered as random variables (aleatory uncertainties) that follow a certain probability distribution. These probability distributions are to be determined for the operator action model (OAM) in this project phase using the **Crew-Module**. Relevant dependencies of action sequences on stochastic influences and/or system and process states were identified and modelled for the analysis in the OAM. The result of **Crew-Module** calculations provides one part of the **MCDET** input for the subsequent IDPSA in combination with the deterministic system code **ATHLET**.

Phase 3: Performance and evaluation of the MCDET analyses

The time related probability distribution functions 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 thermal-hydraulic model from project phase 1. The IDPSA is then carried out with **MCDET** combined with the deterministic simulation code **ATHLET**. The output data of

the IDPSA will be statistically analysed according to specific targets. The results of the post-processing will be prepared for documentation and publication.

Work carried out and results obtained

1. Towards Phase 1: Deterministic simulations of transients in a non-power operation state

For the analysis of the chosen accident scenario in mid-loop operation, a thermal-hydraulic model of a generic 4-loop PWR of western design was revised in order to fulfil the specific requirements for the **MCDET** procedure and to ensure that all final system states that are considered in the **MCDET** analyses can be represented. Therefore, plant and simulation properties which are subjected to epistemic or aleatoric uncertainties and control interfaces for human machine interactions were parameterised to allow the **MCDET** tool to automatically perform interventions during the simulation process. For the subsequential analyses five final system states, as described in Table 1, are considered of which one is the full controlled state (OK) and one is resulting in core damage (SSZBE). Additionally, a sixth scenario (AM) is presented which exemplarily includes all considered operator actions to control the accident. A description of the event series in the chosen accident scenario «failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system» is provided in [7].

The progressions to the final system states of the scenario were simulated deterministically utilising the system code **ATHLET** to examine if the system behaviour complies with the operating manual description and expectations and to investigate the stability of the thermal-hydraulic model. In preparation of the subsequential **MCDET** analyses the simulations were automated by protocolising necessary system interventions and human actions in a machine-readable syntax. These protocols are used by a python-based controller module for the **ATHLET** code to per-

form interventions during the simulation process. The created protocols also provide one part of the **MCDET** input.

Figure 1 depicts the availabilities and success of components/systems and operator actions, respectively that determine the final system states of the accident progression. Representative results of the accident simulations with the various initial and boundary conditions given in Figure 1 are presented in Figure 2. The results show that the design pressure of the primary circuit can be reached under the assumption of the total failure of all three pressurizer relief valves (PD) within two hours after event initiation, while the pressure fluctuates according to the opening pressure and hysteresis of the pressure relief valves under full functionality in the scenarios HD, ESB and SSZBE until stable heat removal is provided by the backup steam generator (SG) in HD and ESB. If the main steam relief control valve (MSRCV) is unavailable the heat from the SG is removed by the main steam safety valve at high secondary pressure (HD) which leads to a higher release of primary coolant through the pressurizer relief tank compared to the ESB scenario where the backup SG operates as expected. Without the actuation of the RHR and the volume control system (VCS; LPLD/HPLD) during the acci-

dent progression the fill level in the primary circuit remains high (HD, ESB) and additional measures are necessary in the further development of the event. If the emergency feed water system fails and no additional coolant can be provided to the backup SG along with a total failure of the RHR and the VCS, the core starts to uncover within 12 h after event initiation and the cladding temperature rises above assessment limits within the following two hours (SSZBE). If the operator actions are successful (OK, AM) no violation of the safety objectives are to be expected. These preliminary results show that the revised thermal-hydraulic model is capable of simulating all necessary final system states in a sufficient stable manner which is one requirement for the performance of the subsequent **MCDET** analyses. These **MCDET** analyses will a.o. provide information on the influence of human actions on the:

- amount of coolant that may be released to the containment,
- time of initiation of a possible release,
- time of failure of the primary circuit due to overpressure,
- onset of core uncovering and damage,
- probability distributions associated with the above parameters.

Final System States	Operator Actions / Availabilities
■ OK: controlled incidence sequence	■ EFS: emergency feedwater system
■ HD: incidence sequence under high second-ary side pressure conditions	■ PRV: all pressurizer relief valves
■ ESB: incidence sequence with loss of coolant into the containment	■ EBSV: extra borating system bypass valve
■ AM: controlled incidence sequence perform-ing all operator action considered	■ MSRCV: main steam relief control valve
■ SSZBE: incidence sequence with loss of effi-cient core cooling	■ ECCC: reset emergency core cooling criteria
■ PD: incidence sequence with design pressure reached	■ EBSV: extra borating system pump switch-off
	■ RHR: residual heat removal actuation
	■ HPLD: high-pressure let-down actuation
	■ LPLD: low-pressure let-down actuation

Table 1 Abbreviations used in the availability matrix.

	EFS	PRV	EBSV	MSRCV	ECCC	EBSV	RHR	HPLD	LPLD
OK	S	S	S	S	S	S	S	N.A.	S
HD	S	S	S	F	S	S	F	F	N.A.
ESB	S	S	S	S	S	F	F	F	N.A.
AM	S	S	S	S	S	S	S	S	S
SSZBE	F	S	S	S	S	F	F	F	N.A.
PD	S	F	S	S	S	F	F	F	N.A.

Figure 1: Availability matrix for operator actions and components leading to considered final states.

S success / available F failure / not available N.A. not applicable

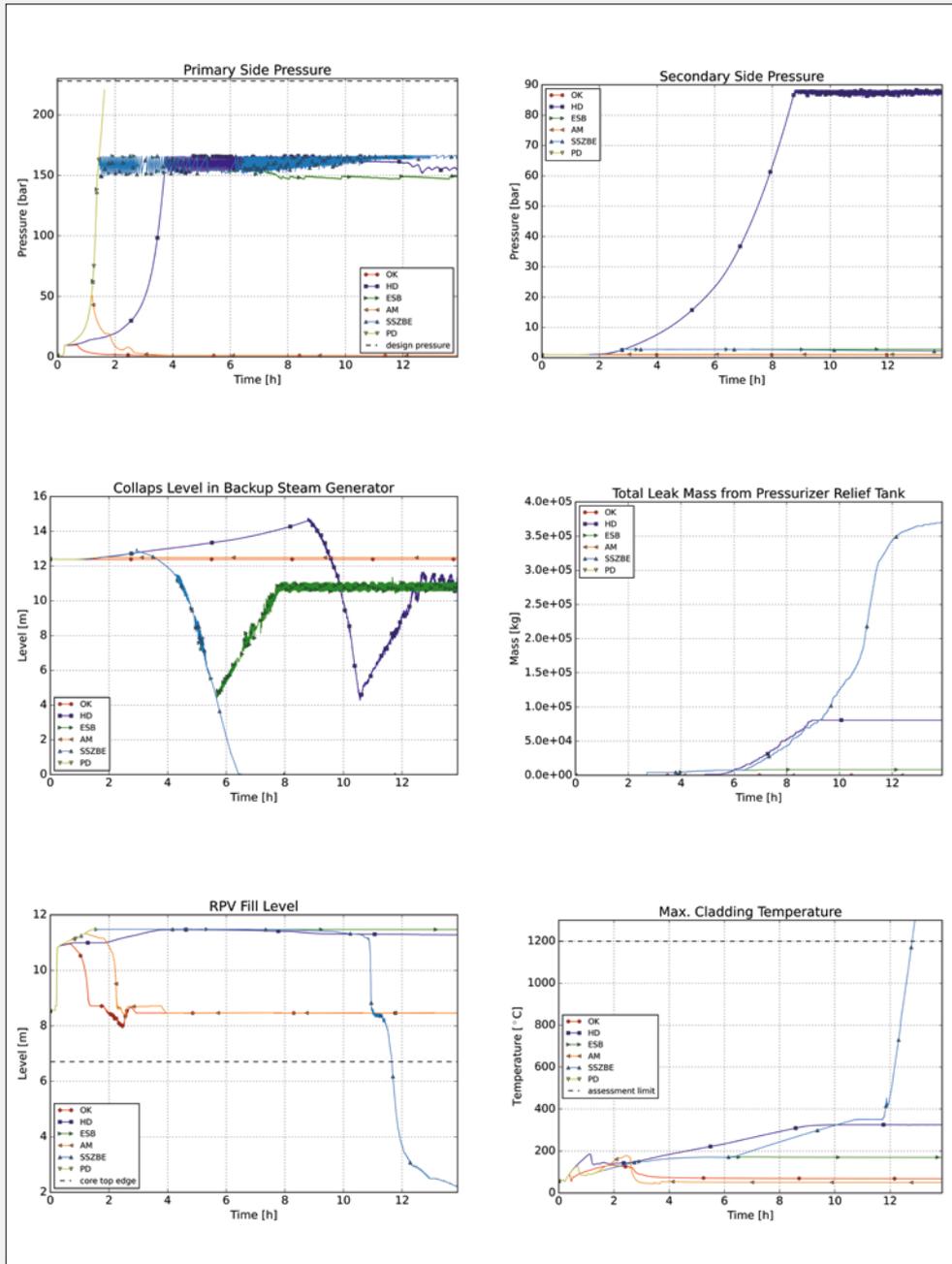


Figure 2:
Representative
parameters for
incident
progression to
considered
final states.

2. Towards Phase 2: Operator action model for a non-power operation state

Technical terms used in this section follow the definitions given in [5] and are highlighted in **bold** letters.

Basis for the development of the OAM is a model of the human problem-solving process. The three-phase-model applied in the presented investigation was developed by Fassmann et al. ([8],[4]) and comprises of an

- Initiation Phase, where an acting person realises that s/he faces a problem,
- Attempt of Problem Solving, during which more or less systematic attempts are conducted to find a procedure which achieves a goal with the knowledge, means and resources available in the situation,
- Execution Phase, where an identified procedure is carried out.

The developed OAM is composed of 22 tasks of operator actions (OA) which are further discriminate in more simpler **activities** (basic actions). Each **activity** is associated with a **human error probability** (HEP) as well as a time period for its execution. The chosen HEPs are preferential based on ASEP [5] and on THERP [6] in case ASEP standards are not applicable. The uncertainties of the execution times of **activities** were essentially assessed by information based on ASEP ([5], Tab. 7-1) in combination with expert judgment and checked for plausibility in the investigated context and complemented by a technical interview (talk-trough) with **operations personnel** of a German NPP. Execution times and HEPs for single **activities** are combined to total time periods and HEP values for each OA. Recoveries for failure in performing **actions** and their associated HEPs are also considered in the model based on ASEP ([5], Tab. 8-5).

A simplified representation of the developed OAM for the selected event «failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system» is depicted in Figure 3. Some OAs are grouped together in this scheme for the sake of clarity indicated by a list of numerical identifiers for the OAs. The OAM is further based on the following two fundamental assumptions (FA):

- FA1: **Actions** resulting from a misdiagnosis with a diverging character from the success-oriented path are interpreted as «omission» (no further execution of **actions**) since the large variety of possible misleading operator **actions** with their associated probabilities cannot be predicted or respectively quantified so far.

- FA2: The OAM is consequence oriented. This means that uncertainties in the behaviour of the **operations personnel** are assessed under consideration of their consequences on following OAs and ultimately on the systems final state, which generally results in a time delay for the OA in question or a termination of the procedure.

The simplified OAM as depicted in Figure 3 is described as follows:

Initiation Phase

The accident is initiated when 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 residual heat removal system (RHRS) switches to reactor safety injection state (OA 1). After a time period of alarm recognition by the operators (OA 2) an orientation phase begins in which the operators realise the abnormal situation and start to collect visual information in the control room (OA 3). The operators then reflect the situation before interacting with each other (OA 4).

Attempt of Problem Solving

Subsequently, the first decision is taken between a **knowledge-based** or **rule-based** successional procedure (OA 5). The preferential path is to consult the operating manual and follow the procedures given there if applicable. Nevertheless, operating experience in German NPPs shows that **knowledge-based actions** are plausible proceedings particularly for the investigated accident [9]. In order for actions to be categorised as **knowledge-based** they have to meet the following two conditions:

- They do not pertain to procedures and training provided for personnel's coping

with the event sequence which requires the **knowledge-based** action.

- However, they do belong to those procedures and training to be performed for other tasks by the plant personnel [8].

Both conditions can be regarded as fulfilled for the subsequent **actions** that are needed to successfully control the accident and are described below. The probability of following the **knowledge-based** path was chosen based on THERP ([6], Tab. 16–1) for «usage of written operations procedures under abnormal operating conditions».

In the **knowledge-based** progression scenario at least one operator believes to have correctly recognised the fault and optionally communicates it to the rest of the team (OA 6). A decision block follows that determines the correctness of the diagnosis (OA 8). The HEP for achieving a wrong diagnosis is assumed to be dependent on the time that elapsed until this decision block is reached and was quantified applying the data given in THERP ([6], Tab. 12–4) for «estimate HEP for diagnosis by control room personal of abnormal events». Misdiagnosis is interpreted as 'omission' based on FAI and leads to the first **end-failure term**.

In a **rule-based** progression of the scenario the **operations personnel** are consulting the operating manual and systematically control the safety objectives and the plant state (OA 7). The result is afterwards reflected within the team. It is considered possible that after this systematic collection of information, additional elapsed time for cognition and an exchange between the **operations personnel** the decision is made to solve the problem without further consideration of the operating manual. Thus, an optional return in the **knowledge-based** path is modelled at this point (OA 9) connecting to OA 8. In the preferential **rule-based** scenario progression the operations personnel searches for event- and/or state-oriented procedures in the operating manual (OA 10). If no suitable procedure is found recovery steps are considered in the model with a reinvestigation of the manual. If the recovery fails or is omitted another **end-failure term** is reached. Misdi-

agnosis is interpreted as «omission» based on FAI. An optional return in the **knowledge-based** path at this point is covered by OA 9. If a suitable procedure is identified the **operations personnel** controls associated system requirements (OA 11) and proceeds to the Execution Phase.

Execution Phase

To control the accident the flooding signal must be reset in order restore RHR operation as described in [7]. The correspondent procedure is provided in the operating manual if the **operations personal** follows a state-oriented approach in the **rule-based** scenario progression and is executed with a determined success probability (OA 12). The procedure is further assumed to be well trained and thus considered equally probable in a **knowledge-based** progression if the diagnosis of the fault was correct. Recovery after failure of the reset is considered. Failure or omission of the recovery leads to an **end-failure term**.

Subsequently, the RPS signal for actuation of the extra borating system (EBS) must be reset (OA 13) in order to shut-off the EBS pumps (OA 14). This is not mandatory for the control of the accident but has implications for its progression. The model considers uncertainties in the number of EBS pumps that are shut-off as well as recoveries in the OAs.

In order to actuate RHR or respectively the volume control system (VCS) if primary side pressure condition for the RHR actuation is not met the RPS signals for «primary side isolation» and «emergency core cooling preparation» must be reset (OA 15). Failure (also after recovery attempt) leads to an **end-failure term**.

The succeeding operational **actions** depend on the thermal-hydraulic system state of the plant. If the RHR operation conditions are met the **operations personnel** has to switch the RHRS to RHR state in order to initialise operational heat removal (OA 16). A failure in this procedure can either lead to a recovery attempt with an anew progression depend-
ency on thermal-hydraulic system param-

eters or an **end-failure term**. If the primary pressure exceeds 3.7 MPa or the hot leg temperature exceeds 180 °C the RHRs is interlocked and RHR cannot be restored. Hence, additional measures must be undertaken to bring the plant operation parameters back to RHR operation conditions. In the OAM the actuation of the high-pressure (HP) let-down in the VCS is considered (OA 17, 21) under medium stress level for the **operations personal** if the primary pressure is still below 15.0 MPa. This includes a waiting period for a system pressure relaxation to below 3.7 MPa (OA 22). A failure of this procedure (also after recovery attempt) leads to an additional **end-failure term**. If the primary pressure exceeds 15.0 MPa a release in the pressurizer relief tank and subsequently in the containment is likely, which is assumed to enhance the level of stress on the **operations personnel** and necessitates the activation of the «escape alarm» in the reactor building (OA 18). Under this enhanced stress level, the **operations personnel** are also assumed to try to reduce the primary pressure through the actuation of the HP letdown with a higher probability of failure (OA 19). If the operators succeed in OA 17 or OA 19 it is possible to restore the RHR (OA 16). In the case of success, the low-pressure let-down can be connected afterwards (OA 20) which allows the lowering of the primary fill level back to mid-loop operation conditions. With this last **action** the accident is fully controlled by operator actions.

Beside this control of the accident due to operator actions, the **final-failure term** (sum of all **end-failure terms**) further depends on system and component availabilities as well as the success of various operator actions along the temporal course of the accident as exemplarily depicted in Figure 1. The probabilities of operator failure as well as time distributions for the execution of the considered **actions** is determined by the OAM and the subsequent **Crew-Module** calculations that provide essential input for the subsequent **MCDET/ATHLET** analysis. Failure probabilities and availability of systems or components critical for the control of

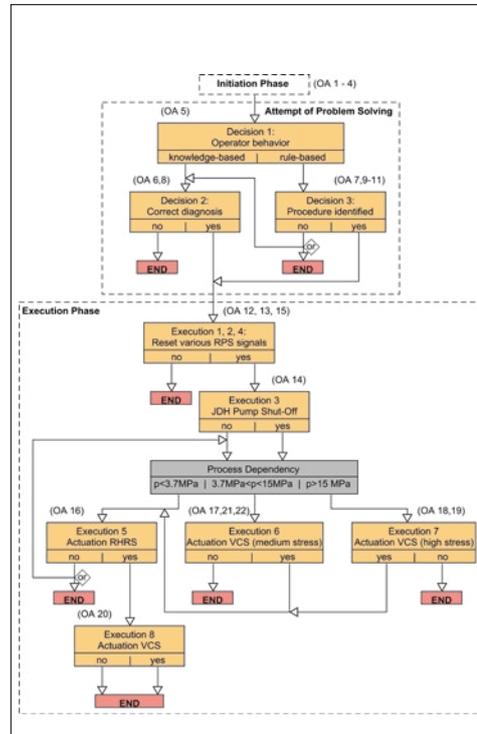


Figure 3: Simplified representation of the operator action model.

the accident if operator actions fail are also considered in the analysis.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

Deterministic simulations of the chosen accident «failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system» were performed to ensure that the revised thermal-hydraulic model of a generic 1300 MW PWR is capable of simulating all necessary final system states in a sufficient stable manner which is one requirement for the performance of the subsequent **MCDET** analyses. The simulations were automated by protocolising necessary system interventions and human actions in a machine-readable syntax. These protocols provide one part of the input for the subsequent **MCDET** analysis. Besides that, a dynamic operator action model depending on stochastic influences and including uncertainties of execution times for human actions was developed and will be used in **Crew-Module** calculations to calculate probability density functions for the chronological sequences of human actions that provide another part of the **MCDET** input.

In 2022 **Crew-Module** calculations will be executed. Based on their results and the automation protocols for the action sequences in the deterministic simulations the **MCDET** input will be finalised and IDPSA simulations are to be performed.

[9] S. Babst, G. Mayer: Ermittlung und Bewertung von Massnahmen zur Erhöhung der Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb, GRS, Technical Report, GRS-A-3765, 2014.

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] A. D. Swain: 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.
- [6] A. D. Swain, H. E. Guttmann: Handbook of human-reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications. Final report. NUREG/CR-1278; SAND-80-0200. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA), 1983.
- [7] S. Wenzel, J. Peschke, J. Hartung: Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation, Part I, ENSI Research Report, ENSI-AN-11061, 2020.
- [8] W. Fassmann, W. Preischl: Quantitative Bewertung wissensbasierter Handlungen in einer probabilistischen Sicherheitsanalyse, GRS, Technical Report, GRS-A-3561, 2010.

MELCOR

Further Development 2017–2021

Author und Co-author(s):**Bernd Jäckel, Terttaliisa Lind,****Mateusz Malicki, Sanggil Park****Institution: Paul Scherrer Institut (PSI)****Address: Forschungsstrasse 111,****5232 Villigen PSI****Phone, E-mail, Internet address:****+41 56 3102650****Duration of the Project: 2017–21****Abstract**

Experiments have shown that during oxidation in air atmosphere, nitrogen in air has the 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 model for the cladding oxidation in air. The model includes formation of ZrO_2 and oxygen stabilized α -Zr(O)

during pre-oxidation in oxygen or steam, formation of ZrN during fast and slow nitriding under oxidant starvation and the presence of nitrogen, the effect of breakaway oxidation, and the fast re-oxidation of ZrN and remaining zirconium metal when the cladding is exposed to oxygen after having been exposed to nitrogen.

During the past year, a standalone computer code to describe the nitriding reactions, as described in the earlier annual reports, was further developed and refined, and implemented in the special PSI version MELCOR1.8.6-PSI. The model, called here «PSI-KIT nitriding model», was documented and tested against separate effect test data. Example analyses of spent fuel pool accident sequences were carried out using the new nitriding model. The results were compared with the analyses carried out with MELCOR1.8.6. without the nitriding model.

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 through the cracks. This so-called «breakaway 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 ZrO₂ 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 investigation 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 finish the model implementation in the PSI special version of MELCOR1.8.6-PSI.
- To verify and validate the model implementation in the PSI special version MELCOR1.8.6-PSI by comparison with the separate effect test data.
- To document the model and its implementation in MELCOR.

Work carried out and results obtained

Model development

The «PSI-KIT 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 [1]. Different atmospheric conditions will activate different parts of the nitriding model. Identification of these phases was important for the understanding of the physical and chemical processes observed during the separate effect tests [2]. During the last project year, the new nitriding model was 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 [3]. The PSI Air oxidation model with the new nitriding model has been implemented in MELCOR1.8.6-PSI as the source code for this code version is available at PSI. In the following, the new mechanisms which had to be included in the model to represent the reactions taking place as a result of exposure to nitrogen are described.

Production of oxygen stabilized alpha-Zirconium α -Zr(O)

Alpha-zirconium α -Zr is the low temperature phase of Zr. At high temperatures beyond 860 °C in reducing conditions, oxygen may diffuse to the metal forming an oxygen stabilized alpha zirconium α -Zr(O). The source of oxygen may be, for example, an oxide layer which is formed on the surface of the Zr metal under a protective layer of ZrO₂.

In the new PSI-KIT nitriding model, α -Zr(O) can be formed by diffusion of oxygen from the oxide layer to the metal during oxide layer formation. For this to happen, the diffusion process does not need to depend on the atmospheric composition of gases outside of the oxide surface as long as the oxide and the metal have a direct contact. α -Zr(O) can also be formed when the cladding is exposed to reducing atmosphere with little or no oxygen available at the outer surface of the oxide

layer. In this case, reducing conditions in the atmosphere are needed.

In the PSI-KIT nitriding model, the diffusion of oxygen from the oxide to the metal does not take place if a ZrN layer is produced between the oxide and the metal, or if the oxide layer has reached the break-away condition at temperatures below 1050 °C. It is assumed that break-away will produce a gap between the oxide and the metal which suppresses the diffusion. At temperatures above 1050 °C, a nitride layer between the oxide and the metal is assumed to be formed when the oxide layer is penetrated by external nitriding. This will again terminate the formation of α -Zr(O).

In the model it is assumed that break-away will completely prevent α -Zr(O) formation by oxygen diffusion while in reality the diffusion may only be slightly reduced. Experimental data for this case are poorly available. In the case of break-away, oxygen can also access the underlying metal directly, resulting in faster production of oxide, which is taken into account in the air-oxidation and break-away model [3].

Consumption of oxygen stabilized alpha-Zirconium α -Zr(O)

The α -Zr(O) can be consumed by either:

1. External oxidation by steam or oxygen to ZrO₂.
2. Reaction to ZrN by nitriding reaction under starvation of oxidants.

In both cases, the oxygen stored in the α -Zr(O) stays inside the cladding and is not released back to the atmosphere. Thereby it has to be taken into account in the following reactions. This means that the amount of oxygen needed to form ZrO₂ from α -Zr(O) is less than the amount of oxygen needed to oxidize metallic Zr due to the oxygen already present in the α -Zr(O).

In case of nitriding, the model assumes that 50% of the oxygen stored in the α -Zr(O) produces ZrO₂ and the other 50% produces new α -Zr(O) from the zirconium metal as long as metal is available. This assumption is based on the findings of the separate effect tests. By fitting the mass gain data from the sep-

arate-effect tests to the results of the model, it was found that a good agreement was reached when using 50% division of the released oxygen between formation of ZrO₂ and development of further α -Zr(O). The unlikely but possible conversion of all the metal to oxide sets a limit on the amount of nitrogen uptake.

Production of ZrO₂

Zirconium dioxide ZrO₂ is produced by three different mechanisms:

- Oxidation of Zr metal by external oxidants (steam or oxygen).
- Re-oxidation of ZrN to ZrO₂.
- Nitriding of α -Zr(O) releasing oxygen which reacts further to form ZrO₂.

The third reaction route accounts for the presence of ZrO₂ inclusions observed in the zirconiumnitride layer in separate-effect tests. It reflects the fact that oxygen is not released out of the cladding during the nitriding phase but instead, it diffuses further into the cladding forming either ZrO₂ or new α -Zr(O) as described above.

During the re-oxidation process of ZrN to ZrO₂, the nitrogen stored in the ZrN layer is released back to the atmosphere. This process was identified to be of significance in the Sandia Fuel Project Phase II experiment in which it was observed that considerable amounts of nitrogen were released from the cladding once oxygen was available after a long period of oxidant starvation [4].

Consumption of ZrO₂

ZrO₂ layer may be consumed by diffusion of oxygen from the oxide layer to the metal. This process forms new α -Zr(O). The process was identified in separate effect tests carried out at KIT [5] in which the cladding was first exposed to a short period of oxidation to be followed by a long phase in an inert argon atmosphere. In these tests, oxygen was seen to diffuse into the metal during the exposure in inert atmosphere resulting in the formation of an α -Zr(O) layer in the interface between the oxide and the cladding metal. The diffusion rate of oxygen is temperature dependent.

When nitrogen is present in the atmosphere, the model assumes that the diffusion process is discontinued once a ZrN layer is produced between the ZrO₂ layer and the metal.

Production of ZrN

Regarding the formation mechanisms of ZrN, two temperature ranges can be defined [1, 2]:

- At temperatures above 1050 °C (1323 K), the nitriding process starts from the outside surface of the zirconium dioxide. This can be explained by the fast diffusion of oxygen from the oxide layer (tetragonal structure) to the metal leaving a sub-stoichiometric oxide on the oxide layer surface. The sub-stoichiometric oxide on the surface reacts readily with nitrogen when the atmosphere is highly reducing forming an external ZrN layer. An internal ZrN layer is formed when the nitriding of the internal α -Zr(O) layer between oxide layer and metal starts. At this time, the outer oxide layer has reacted with nitrogen resulting in severe mechanical degradation allowing nitrogen to diffuse to the α -Zr(O) layer between the oxide and the metal surface.
- At temperatures below 1050 °C (monoclinic oxide structure), the external nitride on the oxide layer outer surface has not been observed to be formed. Instead, the α -Zr(O) layer which reacts first with nitrogen is located between the oxide layer and the metal. It appears that nitrogen can not penetrate through the protective oxide layer as long as the layer is intact, as observed in several separate effect tests at different temperatures [2]. Thereby the nitriding process starts only after initiation of the break-away in the temperature region below 1050 °C. In this case, the nitriding process starts at the interface between the oxide layer and the metal where the α -Zr(O) is located.

The production of zirconium nitride depends on other boundary conditions as well. For example, the reaction of nitrogen is much faster with oxygen stabilized α -Zr(O) than with Zr metal. ZrO₂ does not react with nitrogen at all. In the case of complete consumption of α -Zr(O), the nitrogen can only react with zirconium metal with a much lower reaction rate.

Consumption of ZrN

ZrN is consumed by re-oxidation by reaction with an oxidant once oxidants are available. ZrN re-oxidation starts with the recovery of an oxidant, i.e., steam or oxygen, in the atmosphere. In this reaction, oxygen will replace the nitrogen in the ZrN layer and produce ZrO₂. Nitrogen which is produced by this reaction is released to the atmosphere.

Implementation in PSI version of MELCOR1.8.6

The nitriding model was implemented in the MELCOR 1.8.6 (3084) PSI version of the code. This code version was developed in 2012 to test the PSI Air oxidation model which includes the mechanism of break-away oxidation [3]. The new nitriding model was programmed as a subroutine in the PSI Air oxidation model. Nitriding is active only in case of partial or total oxidant starvation while α -Zr(O) formation is calculated during both starvation and non-starvation conditions. Several modifications of the air oxidation model had to be implemented in order to represent all the necessary nitriding mechanisms.

For more information about these modifications, see Jäckel et al. [1].

The main modelling features

Growth of the oxygen stabilized α -Zr(O) layer

The formation of α -Zr(O) starts from the beginning of the oxidation process. The oxygen content in α -Zr(O) is defined in the model to be 6.5 mass-% as compared to the mass of Zr metal. This is the maximum oxygen content of α -Zr(O). In reality, the oxygen content is between 0% and 6.5% with an unknown distribution but for practical purposes, the maximum value is used in the model. The diffusion of oxygen from the ZrO₂ to the metal to form α -Zr(O) is limited by the availability of ZrO₂.

The equation used to describe the production rate of α -Zr(O) is based on the Cathcart/Pawel-Prater/Courtright equation for

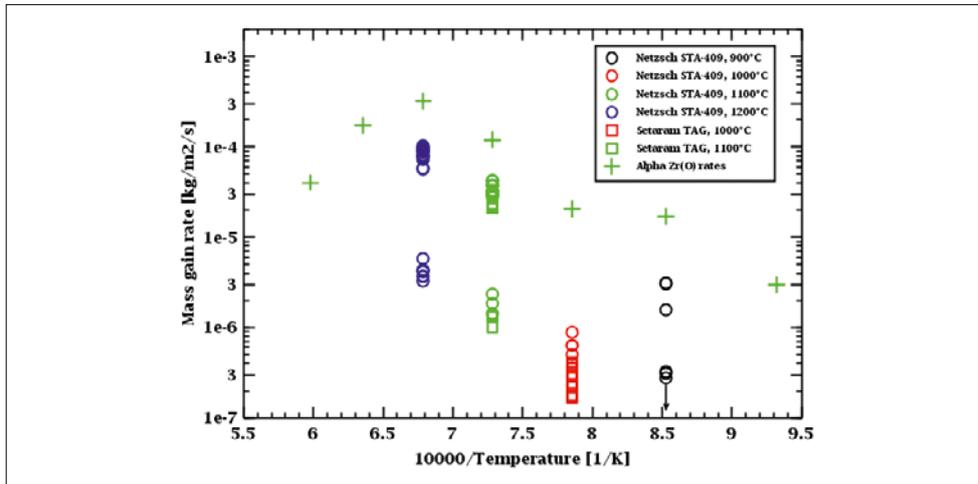


Figure 1: Reaction rates for fast and slow nitriding of zircaloy cladding as determined in this work [2] as compared to nitriding of pure α -Zr(O) (Alpha Zr(O) rates) [5].

the α -Zr(O) layer growth [6]. The diffusion rate does not depend on the oxide layer thickness for oxide layer thickness values above 30 μm . The following temperature dependent rate law is used for the α -Zr(O) layer growth:

$$WGRate(Temp) = 278.8 * \exp(-24227/Temp) \quad Temp < 2073 \text{ K Cathcart/Pawel (1)}$$

$$WGRate(Temp) = 0.09422 * \exp(-10252/Temp) \quad Temp > 2173 \text{ K Prater/Courtright (2)}$$

In (1), $WGRate(Temp)$ is the weight gain rate as a function of temperature $Temp$. Between the two temperature regimes, i.e., 2073–2173 K, the rate is linearly interpolated. The diffusion of oxygen from the oxide layer to the metal is terminated once a ZrN layer is formed between the oxide layer and the metal, as well as at the onset of break-away in the temperatures below 1050 °C (1323 K).

Fast nitriding reaction

The separate effect test showed that the uptake of nitrogen in the cladding could be divided into two reaction regions which were named «fast nitriding» and «slow nitriding» [2]. Fast nitriding takes place when nitrogen reacts with α -Zr(O). In the new model, fast nitriding is also assumed between nitrogen and sub-stoichiometric ZrO_2 . Slow nitriding starts when all α -Zr(O) in the cladding is consumed or is no longer available.

The fast nitriding reaction starts at the onset of starvation of the oxidant in the gas phase if α -Zr(O) is available. The onset of starvation

is reached when the oxidation rate is larger than the flow rate of the oxidant.

In the temperature region below 1050 °C, the fast nitriding reaction can only start after the break-away limit in the pre-oxidation phase has been reached. Separate-effect tests have shown no nitriding reaction before break-away. Without break-away of the oxide layer, nitrogen cannot reach the boundary layer between the oxide and α -Zr(O).

At temperatures above 1050 °C, the nitriding starts from the outside surface of the oxide layer, enabled by the change of the oxide morphology from monoclinic to tetragonal enabling a faster diffusion of oxygen through the oxide layer. The oxygen diffuses from the oxide layer to the metal and leaves a sub-stoichiometric zirconium oxide on the outer surface. The sub-stoichiometric oxide reacts relatively quickly with nitrogen from the surrounding atmosphere. In the model, the reaction rate of nitrogen with sub-stoichiometric oxide is defined to be equal to the reaction rate of nitrogen with α -Zr(O). After some time, the external nitriding leads to a break-through of the oxide layer after which nitrogen can reach the α -Zr(O) in the interface between the oxide and the metal, and the nitriding of the α -Zr(O) starts.

After complete consumption of the α -Zr(O), the fast nitriding reaction stops. The weight gain rate of the fast nitriding reaction is determined by fitting to the experimental data:

$$WGRate(Temp) = 213.88 * \exp(-22087.0/Temp) \quad (3)$$

The weight gain rate is temperature dependent and is not influenced by the thickness of the oxide or nitride layers.

A transition to the slow nitriding starts if the α -Zr(O) layer thickness is below 30 μm . At temperatures above 1400 °C (1673 K), the model does not allow further increase of the weight gain rate with increasing temperature. The reason for this limitation is that separate effect tests at KIT have shown decreasing reaction rates between pure α -Zr(O) and nitrogen at temperatures above 1400 °C [5]. The results of the KIT experiments [5] and the fast and slow nitriding weight gain rates based on the separate effects tests in the PhD project [2] are compared in an Arrhenius diagram in Figure 1. It is observed that the reaction rates determined in this work are consistently lower than the reaction rates of nitrogen with pure α -Zr(O).

Slow nitriding reaction

The slow nitriding weight gain rate is about 1/20 of the fast nitriding weight gain rate. Once all the α -Zr(O) has been consumed or none is available, the slow nitriding starts by the reaction of nitrogen with the zirconium metal. A transition between the fast and slow nitriding starts if the remaining α -Zr(O) layer thickness becomes smaller than 30 μm as explained above. The slow nitriding reaction stops when all the zirconium metal is consumed. The rate for the weight gain of ZrN during slow nitriding is:

$$WGRate(Temp) = 110.0 * \exp(-25000/Temp) \quad (4)$$

Similar to fast nitriding, at temperatures below 1323 K nitrogen can not diffuse through an intact oxide layer, i.e., the reaction of nitrogen and α -Zr(O) at the interface between the oxide and the metal can not take place if break-away has not occurred. At temperatures above 1323 K, the reaction of nitrogen with the α -Zr(O) at the interface between the oxide and the metal can start only once nitride formed by fast nitriding has penetrated the oxide layer, i.e., the external nitride has reached the oxide-metal interface.

Re-oxidation of ZrN

After an oxidant starvation period, once the oxidants become again available (steam or oxygen) in the atmosphere, the re-oxidation of available zirconium nitride starts. The weight gain by re-oxidation of ZrN is faster than the oxidation of zirconium metal, consistent with the measured values in separate effect tests at KIT in Karlsruhe, Germany [2]. If the reaction takes place under partial starvation conditions, some nitride formation can occur beneath the re-oxidation reaction of ZrN. In most of the experiments, the rapid re-oxidation was limited by partial starvation conditions, and hence by oxygen availability. Therefore, the separate effect tests did not provide sufficient data for development of a re-oxidation weight gain law, especially at high temperatures. Therefore, the weight gain rate was determined by fitting the experimental data from the separate effect tests to the model. An agreement of the model with the experimental data could be achieved using the Cathcard-Pawel oxidation correlation multiplied by four:

$$WGRate(Temp) = 144.8 * \exp(-20111/Temp) \quad (5)$$

The oxide layer formed by re-oxidation of ZrN is considered to have a non-protective function. This is accounted for by using an effective oxide layer thickness th_{eff} as described in the PSI Air oxidation model [3]. The effective layer thickness is the post breakaway value resulting in a linear oxidation rate only depending on the temperature. The extreme hardness of the ZrN results in an immediate breakaway of even small crusts of ZrO_2 due to the strong density change. The Sandia experiment [4] showed, that the resulting ZrO_2 after nitriding was produced as microscopic dust particles. Therefore, the weight gain rate is calculated as:

$$WGRate(Temp,th) = WGRate(Temp) (2.0 * th_{eff} * c1) \quad (6)$$

Here th is the oxide layer thickness, and $c1$ is the ZrO_2 density times weight gain factor of ZrO_2 (~0.26).

No separate effect tests were conducted using steam instead of air for re-oxidation. Therefore, re-oxidation reactions with both steam and air are calculated with the same equations (5) and (6). There is no reason to ex-

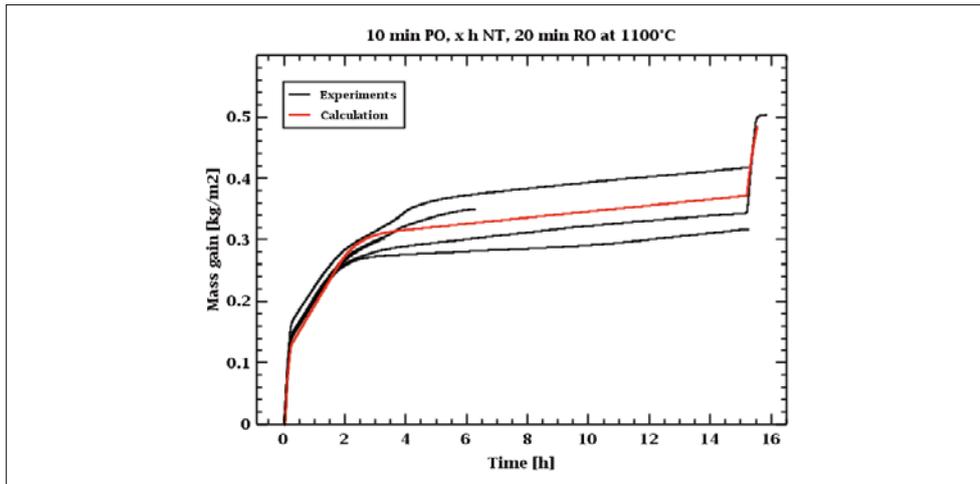


Figure 2: Weight gain data of experiments at 1100°C: comparison of the experimental data with the new model as implemented in MELCOR (Calculation).

pect a significant difference between the kinetics of re-oxidation in air and steam as the main influence on the reaction kinetics is by the oxidised/nitrided state of the cladding. If any new data become available, the re-oxidation weight gain rates should be confirmed based on those new data.

In the model, it is assumed that during re-oxidation of ZrN, nitrogen will be released into the gas phase. This assumption is supported by the separate effect test data as mass balance analyses and inspection of the samples from the tests [2] indicated that all the nitrogen was released from the samples when the samples were fully oxidized. The amount of released nitrogen is taken into account in the weight gain rate in the model to fulfil the requirement of the mass conservation.

An example analysis of a separate effect test

The results of a MELCOR calculation with the new model for a separate-effect test at 1100°C is shown in Figure 2. The calculation result is compared with measured weight gain of several tests with different periods of nitriding. The different tests were conducted with 10 minutes of pre-oxidation (PO), 0.5, 1.0, 3.0, 6.0 and 15 h of nitriding (NT) and one test with 20 minutes of re-oxidation (RO) after 15 hours of nitriding. It can be seen that the calculated weight gain during pre-oxidation as well as fast and slow nitriding agrees well with the experimental data. The re-oxidation weight gain is slightly underestimated in this

calculation. This could also be seen in the post test examination of the re-oxidation test sample in which less ZrN was found than calculated by the code. The stochastic nature of the oxidation and nitriding of the cladding material is visible as variation of the experimental data in repeated tests, as well as in the post test examinations. The reason for the stochastic behaviour is presumed to be, at least partly, the mechanical degradation of the cladding.

The thicknesses of the different material layers for the same calculation are shown in Figure 3. In the first 10 minutes of the pre-oxidation, the oxide and the α -Zr(O) thicknesses increased fast. The layer thickness of the different species is calculated based on their mass considering the different densities of the materials. After pre-oxidation, oxygen in the atmosphere was switched to nitrogen and fast external nitriding started. Parallel to this, diffusion of oxygen from the oxide layer to the metal increased the alpha layer thickness in the interface between the oxide and the Zr metal. This led to a reduction of the oxide layer thickness. Post test examinations showed that the break-through of the oxide layer by ZrN was reached when the nitride and oxide layer thicknesses were about equal. In this experiment, this happened at about 1 hour. From this time on, the nitrogen started to react with the α -Zr(O) layer which decreased the thickness of α -Zr(O) layer and increased the thickness of the oxide layer. At about 2 hours, the remaining

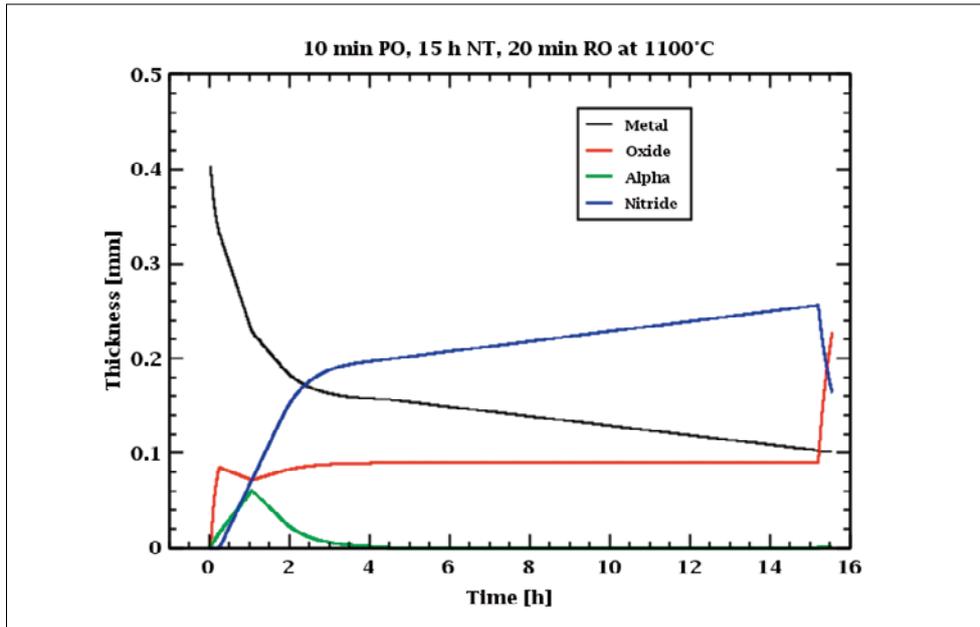


Figure 3: Calculated layer thickness during an experiment at 1100°C with 10 min pre-oxidation, 15 hours nitriding and 20 min re-oxidation.

α -Zr(O) layer was less than 30 μm thick, and the transition from fast to slow nitriding was initiated. At about 4 hours, α -Zr(O) was completely consumed and the nitriding proceeded in the slow nitriding regime. After 15 hours of nitriding, re-oxidation of ZrN started with a fast increase of the oxide layer thickness, decrease of the nitride layer thickness, and release of nitrogen into the gas phase.

An example analysis of a dry-out sequence in a spent fuel pool

Two different spent fuel pool (SFP) accident sequences were analysed using the new nitriding model. The results were compared with reference analyses using a code version without the nitriding model. MELCOR1.8.6 SFP input deck based on Fukushima Daiichi Unit 4 spent fuel pool configuration was used as a basis for the input model. For the analyses, the input deck was modified by applying a finer nodalization by increasing the number of control volumes in the core representing the fuel assembly area in the SFP.

Two main accident scenarios were chosen for the analysis. The first scenario is a hypothetical Loss-of-Coolant Accident (LOCA) in which the spent fuel pool is assumed to lose coolant due to a leakage. The pool water level decreases at a rate defined by the coolant

leakage rate from the pool. Cladding oxidation starts presumably from the top of the bundle which loses the coolant first. The second scenario is a hypothetical complete dry out of the pool. In this scenario, the pool is assumed to lose the complete coolant inventory very rapidly. The accident analysis starts from the moment when the spent fuel pool is empty of coolant and air can enter the fuel assemblies. This unique scenario was chosen to show the influence of the new nitriding model by allowing air ingress on the cladding from the beginning of the analysis. No accident mitigation measures are considered in any of the analyses. The water condensed on the SFP building walls is not assumed to flow back to the spent fuel pool. An example of the analysis is shown in Figure 4 which presents the cladding temperature at the top of the fuel bundle in the scenario in which the bundle is dry in the beginning of the analysis. The temperatures are given for two fuel bundle groups (Ring 1 and Ring 2) using the new nitriding model (Nitriding) and the code version without the nitriding model (Original). The accident was assumed to start 100 days after the fuel was loaded to the SFP. The pool was empty of water in the beginning of the analysis. In Figure 4, time zero corresponds to the time of the accident initiation when the fuel rods started

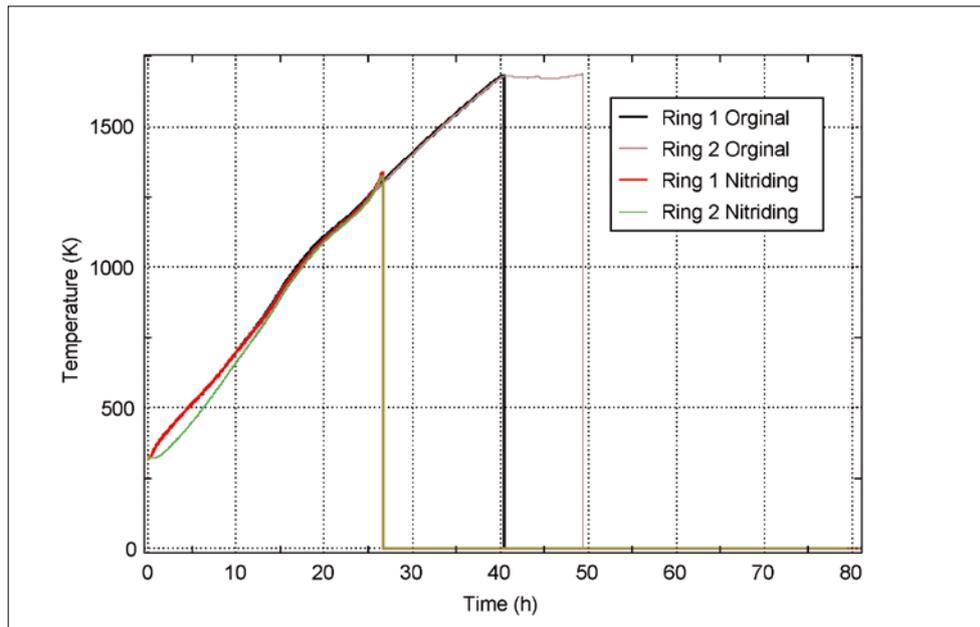


Figure 4: The cladding temperatures at the top of the fuel assemblies as calculated with the new nitriding model (Nitriding) and without the nitriding model (Original).

to heat up in air atmosphere. Fuel failure is shown as a steep drop of the temperatures as the fuel rods collapse. Analysis based on a simple comparison of the cladding temperatures, Figure 4, shows that when using the new nitriding model, the cladding failure takes place approximately 15 hours earlier and at a lower temperature than when the nitriding model is not applied. In addition, both fuel groups (Ring 1 and Ring 2) fail at the same time when using the nitriding model whereas without the nitriding model, there is a time lapse of almost ten hours between the failure of the two fuel rod groups. Further analyses are on-going.

National Cooperation

No national cooperation during this project year.

International Cooperation

During this project year, the collaboration with KIT has continued by analysis of the results. 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.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

A new model to describe Zirconium based fuel cladding degradation in the presence of nitrogen was developed based on a series of separate effect tests. The model was included in the PSI Air oxidation model. The revised PSI Air oxidation model was implemented in the special PSI version MELCOR1.8.6-PSI. Thereby all the project goals were reached. The project was finished in June, 2021.

A continuation project to analyse example spent fuel pool accident sequences using MELCOR with and without the new nitriding model will be finished by June 2022.

Publications

B.S.Jäckel, T.M.Lind, J.C.Birchley, M.Steinbrück, S.Park. «PSI-KIT Nitriding Model». At CSARP 2021, June 7–10, 2021.

B.S.Jäckel, T.M.Lind, J.C.Birchley, M.Steinbrück, S.Park. «PSI-KIT Nitriding Model». 26th QUENCH workshop, December 6–10, 2021.

B.S.Jäckel, T.M.Lind, J.C.Birchley, M.Steinbrück, S.Park. «PSI-KIT Nitriding Model for Zirconium based Fuel Cladding». PSI Report TM-41-21-15, PSI, Villigen, Switzerland, 2021.

References

- [1] B.S. Jäckel, T.M. Lind, J.C. Birchley, M. Steinbrück, S. Park. «PSI-KIT Nitriding Model for Zirconium based Fuel Cladding». PSI Report TM-41-21-15, PSI, Villigen, Switzerland, 2021.
- [2] S. Park, 2020. Nitriding and Re-oxidation Behavior of Zircaloy-4 at High Temperatures. Dissertation No. 27146, ETH Zürich, 2020.
- [3] 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.
- [4] Spent Fuel Project Phase 2: Pre-Ignition and Ignition Testing of a 1×4 Commercial 17×17 Pressurized Water Reactor Spent Fuel Assemblies under Complete Loss of Coolant Accident Conditions. NU-REG/CR-7216, U.S Nuclear Regulatory Commission, Washington DC, April 2016.
- [5] M. Steinbrück. High-temperature reaction of oxygen-stabilized α -Zr(O) with nitrogen. Journal of Nuclear Materials 447, page 46, 2014.
- [6] G. Schanz. Recommendations and Supporting Information on the Choice of Zirconium Oxidation Models in Severe Accident Codes. FZKA 6827, Karlsruhe Institute of Technology, Germany, 2003.

Melt-Structure-Water Interactions During Severe Accidents in LWRs

Author und Co-author(s): Weimin Ma, Andrei Komlev, Yan Xiang, Hongdi Wang, Walter Villanueva, Sevostian Bechta

Institution:

Royal Institute of Technology (KTH)

Address: Roslagstullsbacken 21, 10691

Stockholm, Sweden

Phone, E-mail, Internet address:

+46 8 7908 362, weimin@kth.se,

www.kth.se

Duration of the Project:

January 1 ~ December 31, 2021

Abstract

The MSWI project at KTH is to create new data of Melt-Structure-Water Interactions during severe accidents of light water reactors, with the objective to reduce the uncertainties in quantification of the remaining severe accident risks. The research focuses are the late phase of in-vessel core melt progression and phenomena of ex-vessel fuel coolant interactions where poor knowledge exists. More specifically, the research activities of the project are divided into six topical areas: (i) behavior of multi-composition corium in the lower head of RPV (including debris bed heat-up and remelting); (ii) vessel failure modes (e.g. lower head wall and penetration failure) and characteristics of corium discharge upon vessel failure; (iii) debris bed formation due to metallic melt-coolant interactions; (iv) ex-vessel corium-structure interactions; (v) application of research results to reactor safety analysis; and (vi) severe accident analysis and capability extension of MELCOR code. During 2021 substantial advances and insights were achieved for: debris bed dryout and remelting in the hemispherical test section of SIMECO-2 facility; simulation of internally heated melt pool convection and heat transfer; thermal-mechanical analysis of vessel wall of the lower head; formation of debris bed due to metallic melt coolant interactions; the effect of non-condensable gas on steam explosion; coupling of MELCOR with

COCOMO or surrogate model for analysis of quench and coolability of ex-vessel debris beds; and uncertainty analysis of MELCOR simulation of severe accidents. Particularly, the results of SIMECO-2 test with debris bed dryout and remelting under wet condition show several important phenomena connected to dryout/remelting propagation and debris bed configuration evolution. Significant agglomeration of debris particles is observed in the experiment of metallic melt coolant interactions at high melt superheat and low water subcooling, which is more pronounced in comparison with that of the oxidic melt. The morphology of particles in low superheat case is quite different from that in oxidic melt. The particle size distribution of metallic melt is over that of oxidic melt. The coupled thermo-mechanical analysis using MELCOR and ANSYS indicates that the assumed IVR-ERVC strategy of a Nordic BWR can maintain the structural integrity of the RPV according to stress/strain-based failure criteria during severe accidents.

Project goals

The central aim of the MSWI (Melt-Structure-Water Interactions) project at Royal Institute of Technology (KTH) is to create new knowledge on melt-structure-water-interaction phenomena (e.g. data, insights, models, codes and methodology) which enables reducing uncertainties in quantification of severe accident risks in a light water reactor (LWR). Supported by the APRI (consortium of Swedish Radiation Safety Authority and Swedish NPPs), ENSI and CNPE (China Nuclear Power Engineering Co. Ltd), the driving force and immediate objectives of the MSWI research are to build a sound foundation that helps bring to the resolution of remaining/emerging severe accident issues in nuclear power plants, e.g., behavior of multi-composition corium in the lower head of RPV, vessel failure modes and corium discharge upon vessel failure, meta rich corium-

coolant interactions, ex-vessel corium-structure interactions, etc. Overall project objectives are shown on Figure 1.

More specifically, topical areas covered during 2021–2024 period include corium behavior in the lower head, vessel failure modes and corium discharge characteristics upon vessel failure, metallic melt-coolant interactions, ex-vessel corium-structure interactions, application of research results to reactor safety analysis, and severe accident analysis of capability extension of MELCOR code. The present report summarizes the work and results carried out in the three topics during 2021, with the focus on:

1. Experimental study on debris bed dryout and remelting under wet condition;
2. Investigation on debris bed formation from metallic melt coolant interactions; and
3. Thermo-mechanical analysis of a partially ablated reactor pressure vessel wall.

More achievements and detailed description of the works can be found in the publications [1–11] which are supported by the MSWI project.

Work carried out and results obtained

1. SIMECO-2 experimental study on debris bed dryout and remelting under wet condition

SIMECO-2 facility, which was originally designed within the EU IVMR project to study heat transfer in stratified melt pools, is employed to investigate dryout and subsequent remelting phenomena of a debris bed with an initial top water layer (wet condition).

The particulate debris bed in the SIMECO-2 test section is illustrated in Figure 2, which includes following main elements:

- A hemispherical water-cooled steel vessel in slice geometry representing the lower head of a scaled down reactor pressure vessel (RPV).
- An induction heating system for internal heating of debris bed, with contactless inductor surrounding quartz walls for visual observation of debris bed behavior including dryout and remelting.

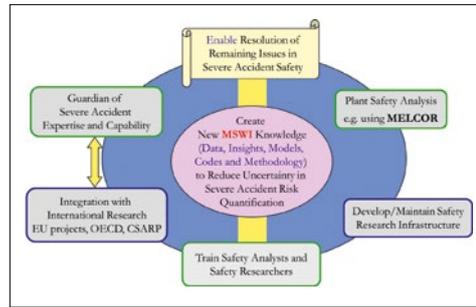


Figure 1:
MSWI project objectives.

■ A particulate debris bed composed of spherical particles of carbon steel and tin-bismuth alloy (having eutectic composition with melting temperature 139 °C) to represent refractory oxidic part (UO_2 and ZrO_2) and fusible metallic part (Fe and Zr) of corium with the mass ratio 55% and 45%, respectively [1]. To avoid electrical contact between the particles of simulant debris materials, the carbon steel particles were pre-oxidized on the surface to build a layer of iron oxides while Sn-Bi spheres were coated by insulation layer which is stable up to 130 °C. The debris bed occupied $\frac{1}{4}$ of the available thickness (120 mm) of the test section towards its front quartz wall. The resulting 30mm thick debris bed helps to reduce total power needed to reach dryout and remelting as well as to get more uniform heating of the debris bed.

■ Fiber Bragg grating (FBG) temperature probes which are not affected by induction heating and installed in the debris bed for temperature measurements and detection of dryout/remelting.

■ A hot water supplying line (from the side) to the debris bed to keep approximately constant water level at 40 mm above the debris bed.

Figure 3 shows the output power history (red line) of the induction generator and the temperatures measured by the central front FBG sensors, and the dryout occurrence detected through the temperature rise above saturated temperature of water. By increasing the heating power step by step, the dryout and remelting phenomena are observed at the output power 23kW from the generator. According to the heat balance in the system, the power induced in the debris bed at dryout occurrence is 15.2 kW.

Main observations of the experiment are presented on the video snapshots in Figure 4, with several stages as follows:

- Initial condition of the debris bed has an overlay water layer which is 40 mm thick the top surface of the debris bed (Figure 4a).

- From stable water boiling, the dryout occurs initially in the right region about 50 mm below the surface of the debris bed (Figure 4b) and then expands to the center.

- Due to narrow gap between water boiling temperature and melting point of Sn-Bi particles, melting of the fusible part of particles happens quite fast after dryout occurrence. The molten material relocates downward due to gravity, forming a vertical cavity through the bed (Figure 4c);

- The evolution of debris bed include (i) a water layers existing above the debris bed, which confirms remelting process under wet condition; (ii) a change in the height of the debris bed due to melt relocation and compacting the refractory particles, especially in the right region where dryout and remelting phenomena are observed; (iii) a stratified configuration of debris bed including solidified melt of fusible material at the bottom and carbon steel rich layer at the top; (iv) formation of cavities in the debris bed due to melt and debris relocation.

From video recording of the debris bed, we can see propagation of the dryout zone and the melting front of fusible material. The snapshots in Figure 5 allow an observation of the presence and evolution of three different zones in the debris bed: (i) the wet zone with initial particles filled by water; (ii) the dry zone without molten material; and (iii) the dry zone with molten material.

After the melt relocates downward, the change in the position of refractory particles leads to form a region of new structure, probably with higher porosity. Such a region is, as shown in the left part in Figure 6, in the location where a wet zone with weak boiling can be observed.

In summary, a test with debris bed dryout and remelting under wet condition has been successfully carried out in the SIMECO-2 facility. The Test results show several important

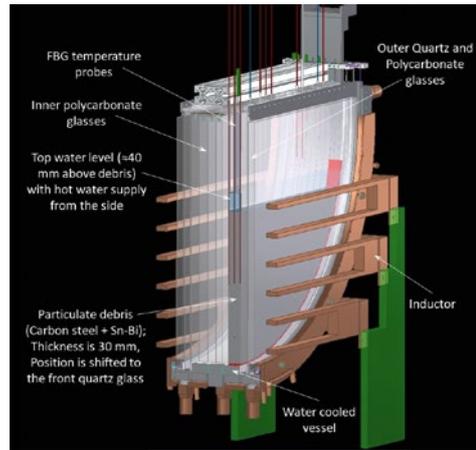


Figure 2: SIMECO-2 test section for debris bed dryout/remelting test under wet condition.

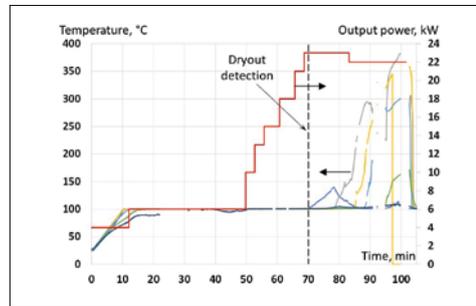


Figure 3: Generator output power and temperature history with dryout detection.

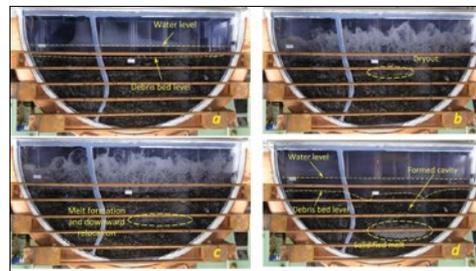


Figure 4: Video snapshots of debris bed dryout/remelting phenomena.

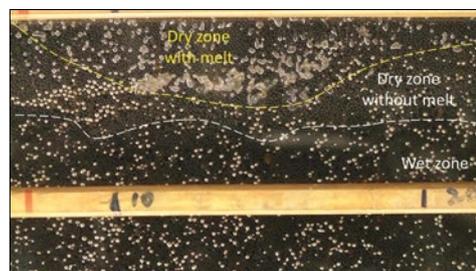


Figure 5: Location of different zones in the debris bed during test.



Figure 6: Observation of wet zone in the debris bed formed after downward melt relocation.

phenomena connected to the dryout/re-melting propagation and debris bed configuration which need to be further studied in detail.

2. DEFOR-M experimental study on metallic melt coolant interactions

In order to investigate the characteristics of a debris bed formed from metallic corium-coolant interactions, five tests have been carried out on the DEFOR-M facility with molten tin jet falling into a deep water pool. It is found that both melt superheat and water subcooling have significant influences on the formation of debris beds [2].

Significant agglomeration of debris particles («cake» formation) is observed in the case of high melt superheat and low water subcooling, while particulate debris beds are formed in the cases of medium and low melt superheats at low water subcooling (as shown in Table 1). The agglomeration of the metallic melt is more pronounced in comparison with that of the oxidic melt. The melt superheat has a significant influence on the morphology of resulting debris particles: smooth and round particles are found in the high superheat case while rough and thin (sheet-like) particles are formed in the low superheat case. This is because in the high

super-heat case, the melt fragments remain in liquid state and film boiling for a longer period during their travel to the floor, helping the formation of relatively round and smooth particles. On the contrary, in the low super-heat case the quenching and solidification occur during the travel of melt fragments, so the induced forces (e.g., thermal stress) lead to further fragmentation. The morphology of sheet-like particles is specific to metallic melt and quite different from that in oxidic melt [3]. The maximum height, total porosity, open porosity and conical angle of debris bed increase with decreasing melt superheat. The close porosity appears less sensitive to melt superheat.

The water subcooling has a strong effect on solidification, and the case of medium melt superheat and high water subcooling results in incomplete breakup of melt jet, mainly due to rapid heat transfer between melt and coolant. Different scales (dm, cm and mm) of debris particles are found as a result of subcooling variation (see Table 2).

Figure 7a shows the comparison of particle size distributions among the data from the experiments of DEFOR-M [2], DEFOR-A [4] and FARO [5]. The particle size distributions of the DEFOR-A (using simulant of oxidic corium) and FARO (using prototypical

Case	Debris bed	Cross section	Particle morphology
$\Delta T=114^{\circ}\text{C}$			
$\Delta T=82^{\circ}\text{C}$			
$\Delta T=50^{\circ}\text{C}$			

Table 1: Debris beds and particles formed under different melt superheat (coolant subcooling = 10°C).

Case	Debris bed	Cross section	Particle morphology
$T_c=90^\circ\text{C}$			
$T_c=70^\circ\text{C}$			
$T_c=50^\circ\text{C}$			

Table 2: Debris particles formed under different water temperature (melt superheat = 75 °C).

oxidic corium) are all lower than that of the DEFOR-M. Although most DEFOR-A tests are carried out under different jet diameters and higher melt superheat, A2 and A9 tests of DEFOR-A have the similar test condition to DEFOR-M. The superheat of the FARO L06 is also comparable to that of the DEFRO-M tests. The higher melt temperatures in the oxidic melt tests can drive more violent heat transfer and thermal fragmentation comparing with the same superheat in the metallic melt test, while the thermo-elasticity of metallic melt may suppress the effect of thermal stress on fine fragmentation. The different materials also cause a distinct morphology of metallic debris particles from oxidic ones.

The comparison of the experimental median particle size with the predictive values of Kelvin-Helmholtz (K-H) and Rayleigh-Taylor (R-T) instability theories and critical Weber number criteria [6] is shown in Figure 7b, as the surrounding fluid is either steam or water. If the steam velocity is 32 m/s as suggested in [7], it can be seen that the median size of the debris particles obtained in the present study (DEFOR-M) is comparable with

the prediction of the K-H instability theory with surrounding steam. The critical Weber number criteria of droplet with surrounding steam also has a reasonable prediction of the median size. However, the R-T instability theory overestimates the median size irrespective of surrounding fluid. It implies that the countercurrent between steam and melt could be the dominant factor in hydrodynamic fragmentation.

3. Thermo-mechanical behavior of partially ablated wall of reactor pressure vessel

One of the promising severe accident management (SAM) strategies is to retain the molten core material (corium) inside the RPV by natural water cooling of the external surface of the RPV lower head. This is so-called in-vessel retention (IVR) by external reactor vessel cooling (ERVC). The qualification of such strategy relies on complex safety analyses including accurate prediction of vessel thermo-mechanical behavior. The feasibility of the IVR-ERVC strategy applied to a Nordic boiling water reactor (BWR) is investigated in the project. For this purpose, the thermo-me-

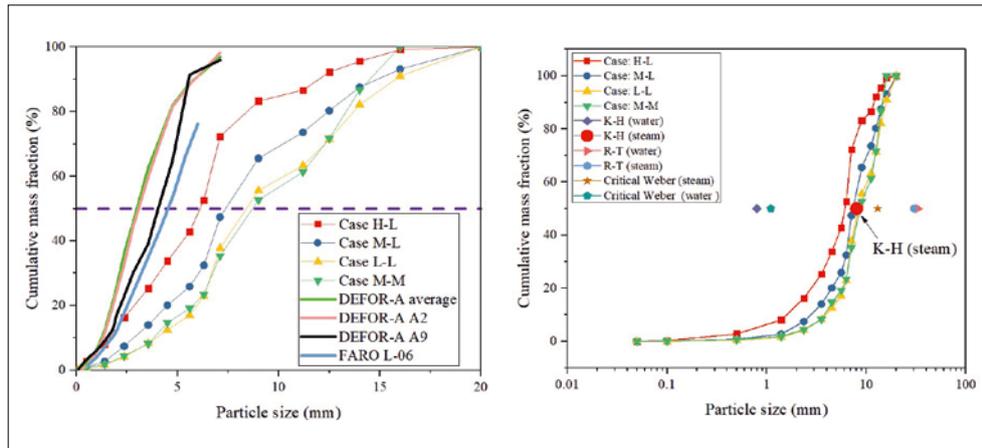


Figure 7: Comparison of the experimental data with existing data and theory in terms of (a) Debris particle size distributions and (b) Median particle sizes.

Table 3: Calculation matrix

	Coarse (6 rings)	Medium mesh (15 rings)	Fine mesh (21 rings)
SBO LOCA	SBO-6 LOCA-6	SBO-15 LOCA-15	SBO-21 LOCA-21

chanical behavior of an ablated wall of the lower head with external cooling is analyzed, using one-way coupling between MELCOR code and ANSYS Mechanical code. MELCOR is used to simulate the in-vessel melt behavior and provides the input conditions for a dedicated structural analysis of the RPV lower head using ANSYS. Details of the computational approach and results can be seen in [8].

A creep model of the SA533B1 vessel steel is validated against uniaxial creep tests carried out by INEL (Idaho National Engineering Laboratory) and creep tests performed at CEA (French Alternative Energies and Atomic Energy Commission) as part of the OLHF (OECD Lower Head Failure) project. Two generic severe accident scenarios are considered: (i) Station blackout (SBO) and (ii) Station black-out plus Loss-of-coolant accident (SBO+LOCA).

To demonstrate the feasibility of an IVR-ERVC strategy on given reactor design, it should be shown that the RPV's structural integrity is maintained under certain loading conditions for an extended length of time. A common approach to establish this is to set up failure criteria, upon which, the structure is considered to have failed if the material reaches the limit(s) set by the failure criteria in any section(s) of the structure.

The failure criteria can be a stress-based and/or a strain-based. In the above accident scenarios, three meshing schemes of the COR package of MELCOR are considered [1]. The calculation matrix is shown in Table 3. The structural behavior of the RPV lower head involves complex phenomena, including the macro-structural global deformation (i.e., the displacement of the RPV lower head) and the micro-structural stress-strain responses. From the global point of view, the failure deformation of the vessel lower head has not been explicitly characterized in the field of RPV structural integrity due to its different effect on various shapes and sizes of RPVs. Therefore, the deformation is commonly used as a supplement in the analysis of a specific RPV behavior. Figure 8 shows the displacement of the vessel lower head for the LOCA-21 case at 12 hours. The region with the largest ablation (mid-region) is displaced farthest (in the direction normal to the vessel surface) to ~3cm while the bottom part of the vessel is displaced to ~2.5cm downward, as expected because of the mechanical load.

In all cases, the high vessel stress is distributed in the area with relatively low temperatures (see Figure 9). As well known, the ultimate stress also follows the same trend. More importantly, we can see, in each case,

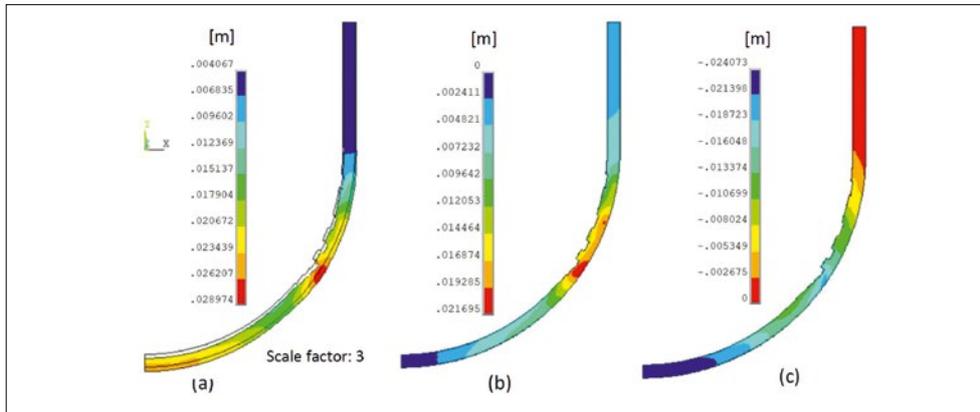


Figure 8: (a) Vector sum of displacement (scale factor=3) for LOCA-21 at time t=12 h, (b) x-component of displacement, and (c) y-component of displacement.

that the vessel stress is consistently below the ultimate stress of SA533B1 carbon steel. The ultimate stress is at least 58 MPa higher than the vessel stress in the range up to 1100 K, and 10 MPa in the range over 1100 K. The sufficient margin, especially in the low-temperature region with considerable vessel thickness, indicates that the vessel wall can maintain structural integrity when assessed with the stress-based failure criterion. In Figure 10, the results indicate that the effect of creep (marked with orange bars) is most dominant in comparison to elasto-plasticity (marked with green and blue bars), given the severe accident scenarios considered. In addition, the creep strains range between 8% to 13%. All of them are sufficiently below the assumed 20% creep failure criterion. Even the total strains (max. 14%) are sufficiently below 20%. Using the strain-based failure criterion, the results indicate that the RPV can maintain structural integrity.

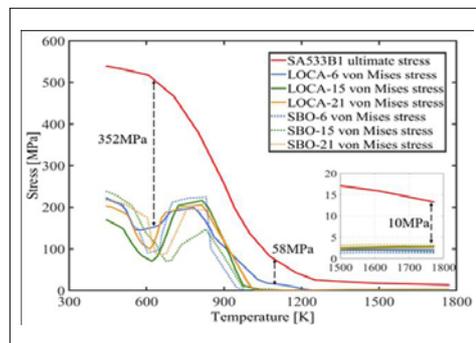


Figure 9: Comparison of von Mises stress and ultimate stress at time =12 h.

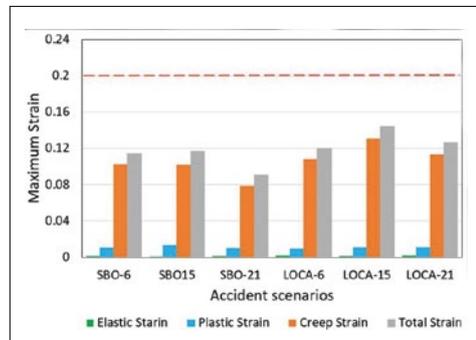


Figure 10: The magnitude of the strains at 12 h for 6 cases.

International Cooperation

The activity in the MSWI project at the Royal Institute of Technology (KTH) is jointly supported by APRI (consortium of the Swedish Radiation Safety Authority SSM and nuclear power plants), ENSI (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate) and CNPE (China Nuclear Power Engineering Co. Ltd).

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

A significant progress was made and important findings were obtained in the MSWI project during the year 2021. We continued the risk-oriented approach which enables us to identify risk-significant phenomena in severe accidents. The capabilities emerged to perform analyses of these phenomena have been further developed and matured, and new research activities and capabilities were considered during the corium risk quantification process.

Substantial advances in understanding and modeling of related phenomena were gained

from the studies on debris bed dryout and remelting, melt pool convection and heat transfer, coupled thermal-mechanical analysis of vessel wall of the lower head, formation of debris bed due to metallic melt coolant interactions, effect of non-condensable gas on steam explosion, as well as analysis and capability development of the MELCOR code for severe accident risk assessment. Specifically, the experimental investigation on debris bed dryout and remelting under wet condition provides the first-of-its-kind data on important phenomena connected to dryout/remelting propagation. The agglomeration of debris particles formed from metallic melt coolant interactions at high melt superheat and low water sub-cooling is more pronounced in comparison with oxidic melt. The morphology of metallic particles is quite different from that of oxidic melt, and particle sizes of metallic melt is larger than those of oxidic melt. The coupled thermo-mechanical analysis using MELCOR and ANSYS indicates that the assumed IVR-ERVC strategy of a Nordic BWR is feasible according to stress/strain-based failure criteria during severe accidents.

As we enter 2022, the project continues a high performance in more data generation and methodology development, in order to reduce uncertainty in melt risk quantification in hypothetical severe accidents of light water reactors. Studies will be further extended or initiated in the six topical areas of the work plan: (i) behavior of multi-composition corium in the lower head of RPV (including debris bed heatup and remelting); (ii) vessel failure modes (e.g. lower head and penetration failure, and characteristics of corium discharge upon vessel failure); (iii) debris formation due to metallic melt-coolant interactions; (iv) ex-vessel corium-structure interactions; (v) application of research results to reactor safety analysis; and (vi) severe accident analysis and capability extension of MELCOR code.

Publications

- [1] P. Yu, W. Ma: Development of a lumped-parameter code for efficient assessment of in-vessel melt retention strategy of LWRs, *Progress in Nuclear Energy*, 139: 103874, 2021.
- [2] Y. Xiang, S. Thakre, W. Ma, S. Bechta: A scoping study on debris bed formation from metallic melt coolant interactions, *Nuclear Engineering and Design*, vol. 385, pp. 111533, 2021.
- [3] H. Wang, W. Villanueva, Y. Chen, A. Kulachenko, S. Bechta, Thermo-mechanical behavior of an ablated reactor pressure vessel wall in a Nordic BWR under in-vessel core melt retention, *Nuclear Engineering and Design*, 379: 111196, 2021.
- [4] Y. Chen, H. Zhang, W. Ma: Coupled MELCOR/COCOMO analysis on quench of ex-vessel debris beds, *Annals of Nuclear Energy*, 165: 108643, 2022.
- [5] N. Zhao, Y. Chen, W. Ma, S. Bechta: Sensitivity study of thermal-hydraulic nodalization for MELCOR simulations of severe accidents in a pressurized water reactor, *Annals of Nuclear Energy*, 166: 108818, 2022.
- [6] Y. Xiang, A. Komlev, Y. L. Chen, W. Ma, S. Bechta: Pre-test simulation and a scoping test for dryout and remelting phenomena of an in-vessel debris bed, *Proc. of NURETH-19, Brussels, Belgium, March 6–11, 2022*.
- [7] L. Zhao, W. Ma, A. Konovalenko, S. Bechta: Modelling of corium dry spreading with MPS method, *Proc. of NURETH-19, Brussels, Belgium, March 6–11, 2022*.
- [8] W. Wang, W. Ma: Parametric and non-parametric methods in uncertainty analysis of MELCOR severe accident simulations, *Proc. of NURETH-19, Brussels, Belgium, March 6–11, 2022*.
- [9] W. Ma, S. Bechta, et al.: Proceeding of the 52nd Meeting on the Research Project «Melt-Structure-Water-Interactions (MSWI) during Severe Accidents, 101p, Skype Webinar, May 20, 2021.

- [10] W.Ma, S.Bechta, et al.: Proceeding of the 53rd Meeting on the Research Project «Melt-Structure-Water-Interactions (MSWI) during Severe Accidents, 129p, KTH – Al-baNova, Room FA32 and Zoom Webinar, Stockholm, November 18, 2021.
- [11] Y.Chen: MELCOR Capability Development for Simulation of Debris Bed Coolability, Doctoral Dissertation, KTH Royal Institute of Technology, Stockholm, September 2021.
- [8] H.Wang, W.Villanueva, Y.Chen, A.Kulachenko, S.Bechta, Thermo-mechanical behavior of an ablated reactor pressure vessel wall in a Nordic BWR under invessel core melt retention, Nuclear Engineering and Design, 379: 111196, 2021.

References

- [1] Y.Chen, H.Zhang, W.Villanueva and W.Ma, S.Bechta, A sensitivity study of MELCOR nodalization for simulation of invessel severe accident progression in a boiling water reactor, Nuclear Engineering and Design, 343: 22–37, 2019.
- [2] Y.Xiang, S.Thakre, W.Ma, S.Bechta: A scoping study on debris bed formation from metallic melt coolant interactions, Nuclear Engineering and Design, 385: 111533, 2021.
- [3] A.Karbojian, W.M. Ma, P.Kudinov, T.N. Dinh: A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility, Nuclear Engineering and Design, 239: 1653–1659, 2009.
- [4] P.Kudinov, A.Karbojian, C.-T. Tran, W.Villanueva: Agglomeration and size distribution of debris in DEFOR-A experiments with Bi₂O₃–WO₃ corium simulant melt, Nuclear Engineering Design, 263: 284–295, 2013.
- [5] D.Magallon, I.Huhtiniemi, H.Hohmann: Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nuclear Engineering and Design, 189: 223–238, 1999.
- [6] Y.Abe, T.Kizu, T.Arai, H.Nariai, K.Chitose, K.Koyama: Study on thermal-hydraulic behavior during molten material and coolant interaction, Nuclear Engineering and Design, 230: 277–291, 2004.
- [7] G.Pohlner, Z.Vujic, M.Bürger, G.Lohnert: Simulation of melt jet breakup and debris bed formation in water pools with

Radiation Protection Research at PSI

Author und Co-author(s): E. G. Yukihara, G. Butterweck, M. Jäggi, F. Köhler, P. Dutheil, M. Heule, M. Kasprzak, S. Motta, J. Christensen, D. Breitenmoser, F. Geser, L. Bossin, S. Mayer
Institution: Paul Scherrer Institut (PSI), Department of Radiation Safety and Security
Address: Forschungsstrasse 111, 5232 Villigen PSI
Phone: +41 56 310 2338
E-mail: Sabine.Mayer@psi.ch
Internet address: www.psi.ch
Duration of the Project: 1 January 2021 until 31 December 2021

Abstract

This report describes the progress on research projects resulting from the collaboration between PSI's Department of Radiation Safety and Security and ENSI. The activities included: (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. In (A) PSI experts were involved in several national and international committees, including the International Electrotechnical Commission (IEC), the l'Association Romande de Radioprotection (ARRAD), the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS), and the German-Swiss Association for Radiation Protection (Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz). In (B) radioanalytical methods were investigated and/or optimized in several areas, with particular emphasis on samples related to decommissioning projects and asbestos-containing

samples. Furthermore, the use of inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS) in radioanalyses was investigated. In (C), various areas over Switzerland were inspected with airborne gamma spectrometry during two weeks of exercise ARM21 and a project is underway for the numerical calibration of the airborne gamma spectrometry system. In (D), a method to compare the surface emission rates of radionuclides sources with different geometries for calibration purposes was developed. Furthermore, Monte Carlo models of clearance monitors are being developed and validated to assist in future calibrations of these devices. Under this topic, a new neutron dosimetry system is under development, the response of whole-body personal dosimeters in terms of the new quantities proposed in the ICRU Report 95 were calculated, and a system for extremity dosimetry was implemented. In (E) four PhD students were advised, one having completed his PhD in 2021.

Project goals

The objectives of the project according to the cooperation agreement 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.

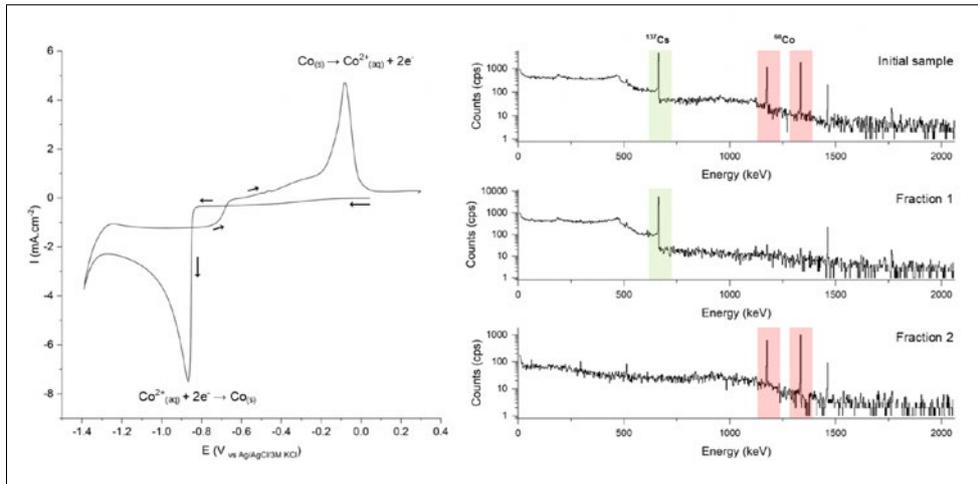


Figure 1: Cyclic voltammogram of Co in KCl along with the gamma spectra showing the two fractions obtained after separation of ^{60}Co from ^{137}Cs by controlled-potential electrolysis.

Work carried out and results obtained

A. Participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry

During this project, PSI experts were involved in several national and international committees, including the International Electrotechnical Commission (IEC), the l'Association Romande de Radioprotection (ARRAD), the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS), and the German-Swiss Association for Radiation Protection (Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz). In 2021, PSI experts participated in the EURADOS 2021 Annual Meeting, the 14th EURADOS Winter School on «Fetal radiation risk: dose assessment in occupational, medical and emergency situations», and in several EURADOS Working Groups (WG). The WG main activities include the preparation of a review paper on best-practices in neutron dosimetry using polyallyl diglycol carbonate (PADC) detectors (WG2), preparation of the final report on the EURADOS intercomparison on whole-body neutron dosimeters (IC2017n) and on the concept for the next intercomparison in 2022 (WG2), and a publication on the influence of high dose rates in dosimeters based on data taken at SwissFEL in 2019 (WG11). In the German-Swiss Association of Radiation Protection, PSI experts participated in the meeting of the Dosimetry Working Group in April 2021. In March 2021, PSI hosted

the annual meeting of the environmental radioactivity sub-group. The event was organised by Maya Jäggi and held online due to travelling restrictions over 1.5 days.

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 objective of this project is to implement an automated fluxer (Claisse LeNeo) to improve the safety and the efficiency of radioactive decommissioning sample analyses. During the project several parameters were analysed (e.g., flux material and chemical separation technique) to achieve the best performance as measured by trace recovery experiments (^{243}Am , ^{242}Pu , ^{85}Sr). For these radionuclides with the optimized chemical separation technique based on Dai et al. [1], the chemical separation was reduced from 4 to 2 days. The process was validated using 19 radioactive slurry samples from detention ponds at PSI using the same tracers. Additionally, ^{241}Pu was measured based on the edged plate of $^{239,240}\text{Pu}$ and ^{238}Pu [2] and Fe/Ni-fraction was collected, evaporated and dissolved according to Ref. [3]. It was possible

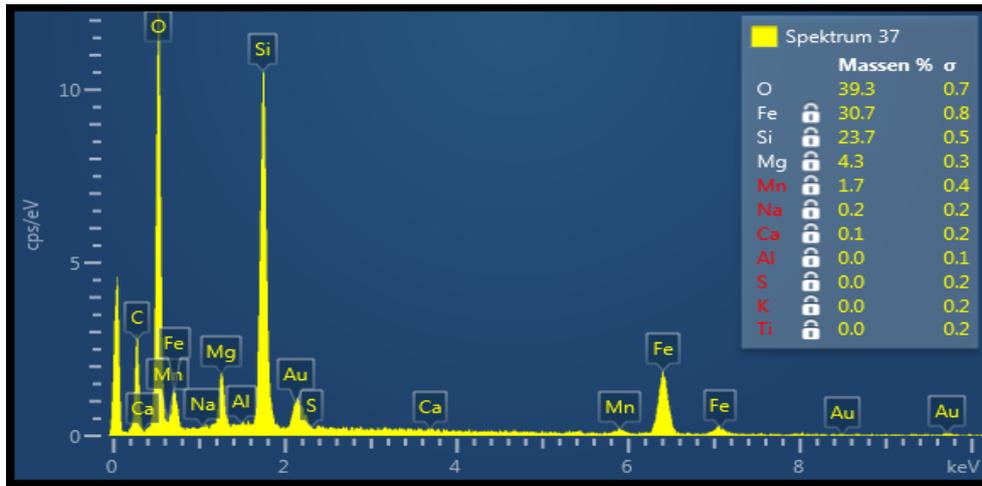


Figure 2: EDX spectrum of an amosite fiber. It shows the elevated amount of iron in addition to the for asbestos typical silicate and oxygen (and magnesium) signals.

to measure all the separated radionuclides for four samples in parallel within 3-4 days. Investigations were also performed to increase the amount of material that can be fused to reduce the detection limits. For that, various parameters were optimized (sample to flux-material ratio, set- and fusion temperature, rocking angle and speed), similar to Braysher et al. [4]. A technical report is currently in preparation.

(b) Expanding chemical separations of radionuclides with modern electrochemical techniques

In the framework of the PhD work of Paul Dutheil, electrochemical approaches are being investigated for the separation of radionuclides (Figure 1). This year the work focused on the development of methods for the electrochemical separation of ^{60}Co and ^{63}Ni from non-electroactive gamma emitter radionuclides (e.g., ^{137}Cs , ^{133}Ba , or ^{85}Sr) by electrodeposition on glassy carbon electrodes. In addition, nickel-dimethylglyoxime and cobalt-dimethylglyoxime electrochemical systems were studied for selective reduction and separation of ^{63}Ni and ^{60}Co on bismuth electrodes. An electrochemical flow-cell was designed to enhance electrodeposition kinetics and decrease considerably electrolysis time to provide fast electroseparations. To support the project, the student collaborated in the re-commissioning of the gas-jet facility of the SINQ neutron spallation source to produce carrier-free radionuclides from fission of ^{235}U .

(c) Simplification and improvement of methods in existing work instructions: Developing a procedure for asbestos and radionuclide-containing samples

The objective of this project is to improve the procedures to handle asbestos-containing materials from clearance projects for further radioanalyses. In this reporting period, pre-treatment methods (fusing using an automated fluxer, thermal decomposition, different acidic leaching procedures) were investigated to eliminate the asbestos from the samples without the need for HF (hydrofluoric acid), thereby improving the safety of the procedure. Two different types of asbestos-containing material (ACM) which have been used at PSI for thermal isolation of the furnace/the chimney were investigated. SEM and EDX measurements of asbestos samples were performed with the help of SUVA, Luzern. Magnesium could be removed from the asbestos silicate matrix using oxalic acid. Hence, the general procedure included leaching of secondary elements from the matrix to obtain toxicologically deactivated ACM, which can be further processed in analytical procedures with reduced risks.

Although previous investigations suggested chrysotile (white asbestos) as the main type of asbestos in the samples, analysis carried out by a specialized lab indicated the presence of amosite. This type of asbestos, also known as grunerite, belongs to the amphibole mineral group and showed even higher chemical stability compared to the serpen-

tines, into which chrysotile can be grouped. Amosite (brown asbestos) is composed of silicate fibers containing iron, which cannot be dissolved as easily as magnesium (Figure 2). The upcoming steps include investigation of sample treatment with stronger acids to remove iron.

Investigations were also carried out to thermally deactivate the asbestos from samples for further chromatographic separation using the Claisse LeNeo fuser. To this end, different combinations of the resins were investigated and compared. The combination of the UTEVA-TRU-Sr resins proved sufficient to perform analysis of ^{241}Am , ^{238}Pu , $^{239/240}\text{Pu}$, ^{242}Cm , $^{243/244}\text{Cm}$, and ^{90}Sr . Further evaluation of possible reduction and oxidation processes is planned to obtain the most robust method for complex matrices such as asbestos.

(d) Combination of gamma measurement results with additional alpha/beta determinations for use in decommissioning

The objective of this project is to develop a procedure to use gross alpha/beta counting in addition to gamma measurements to determine if samples contain pure alpha/beta emitters that are required to be analysed separately, thereby reducing the need of radionuclide-specific analysis for all samples. For that, several mass efficiency curves had to be established for various radionuclides within the full energy range of alpha- and beta-emitters, to allow for triage measurements of pulverized decommissioning samples at PSI. With floor samples from OAHG (**Aktiv-Lagerhalle C**) it was shown that $^{90}\text{Y}/^{90}\text{Sr}$ activity concentration determined with the alpha/beta gross counter for three different sample masses agreed within 1% to 4% with the known nuclide-specific activity concentration. This agreement was possible because the measured samples showed only ^{137}Cs and $^{90}\text{Y}/^{90}\text{Sr}$ activity concentrations, simplifying the measurements and calculation. The same procedure was applied to more complex samples (four radioactive slurry samples from PSI from the radioactive slurry ponds OFLE, Diorit, OFLF and RHBW), where

alpha/beta nuclide-specific and gamma measurements were performed. The activity concentrations derived from the nuclide specific alpha/beta measurements and the gamma measurements were compared with the estimated gross alpha/beta results calculated with the average mass efficiencies. For the total beta activity, sample OFLE 7 showed an agreement within 41% between the calculated and estimated results. For the other samples, the differences varied between 84% and 340%. In those cases the analysis is complicated by potential hot-spots and the fact that the unweighted averaged efficiency comprises a mixture of efficiencies of low-level and high-level energy radionuclides. Concerning the alpha total activity concentration, the agreement between the calculated and estimated results was between 15% and 75%. Here the variation in radionuclide specific efficiencies is much lower than for the beta radionuclides. The detailed results will be published as a technical report.

(e) Adjustment of detection limits and uncertainty factors as part of decommissioning analysis

Sample planning and evaluation of the detection limits in the domain of deconstruction was done in 2021 for several PSI-internal projects. First, the sample-taking process of the decommissioning of the sump basins OFLE/OFLF (**Labor Neutralisation/Labor Aktiv-Abwasser**) as well as the RHB was accompanied by the Radioanalytics Group. Secondly, the decommissioning of the former incineration plant (VVA i.e. «Versuch-sverbrennungsanlage») also had different sample series to be planned for various stages of work. However, these examples demonstrated the need for an individual joint assessment and cooperation between the project management, radiation protection and the documentation group. As each project has very individual properties and needs, there were not many conclusions for general application in deconstruction projects. The main conclusion is to include sample planning issues from the beginning of the planning process.

(f) Evaluation of the benefits of an ICP MS for the radioanalytics group

The possibilities and benefits of an inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS) for the Radioanalytics Group were evaluated (see Publications). The evaluation included an analysis of the measurable nuclides and their detection limits and a comparison of the performance capabilities of various mass spectrometers. The study shows that the acquisition of an ICP-MS device can open many analytical options for internal radioanalytical services (e.g. chemical characterization of samples from decommissioning projects) as well as for external analysis (e.g. possibility to offer uranium-water analysis). Although clear technical advantages exist for the separation of $^{239}\text{Pu}/^{240}\text{Pu}$, detection of various uranium isotopes, with specific analysis for Pu, U, Am, Th, Ni, Sr, Tc, I, Cl, Cs and Ca, an experimental evaluation is required. This is now being carried out using the ICP-MS from PSI's Hotlab.

(g) Intercomparisons

The intercomparison situation is still somewhat challenging because of the pandemic. This leads to shifting studies in time and less certainty for planning. The reliable organisations are Procorad from France, with whom the Radioanalytics Group already participated in April-May 2021, the international IAEA Almera TEL 4 which took place in late summer 2021 and BAG/IRA which was concluded in October 2021. Additionally, the invitation by BAG/IRA to measure Sr-90 in soil sample was also accepted. Further participations include an intercomparison for measuring ^3H , ^{14}C in urine organised by the BfS (Bundesstelle für Inkorporationsüberwachung, Bundesamt für Strahlenschutz, Germany).

C. Scientific support of aeroradiometric (ARM) exercises

The civil (ARM21c) and military (ARM21m) parts of the exercise were performed between June 28th and July 2nd and between August 30th and September 2nd, 2021. Figure 3 maps the flight lines of both parts of the ex-

ercise. Routine measurement areas were the environs of the nuclear power plants Gösgen (KKG) and Mühleberg (KKM), the latter under decommissioning. During the decommissioning process, activated components are processed outside of the well shielded reactor building. Whereas KKG was not apparent in the radiological maps, the premises of KKM show elevated dose rate values with a maximum value of $1.5 \mu\text{Sv/h}$. The photon spectrum summed over KKM premises clearly identified the double photon peaks of ^{60}Co at 1172 keV and 1332 keV. Additional measurements were performed over Lake Neuchâtel, the area between Lake Geneva and the border to France, the towns of Frauenfeld and Wil and several sites in canton Ticino.

The application of rectangular tube sources filled with KCl for validation of Monte Carlo calculations with a detector-helicopter model was tested during exercise part ARM21c (Figure 4). Even with an extremely simplified model of the helicopter as a massive aluminium slab, the measured and simulated spectra agree well if the sources are directly placed under the detector, which is located in the cargo bay of the Super Puma helicopter. Differences between simulations

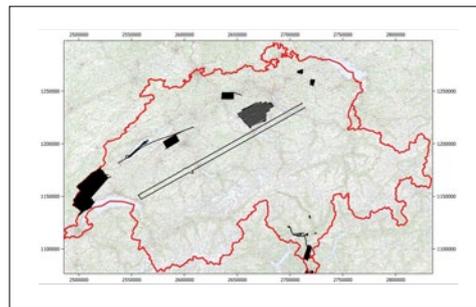


Figure 3: Flightlines of exercise ARM21.



Figure 4: Positioning of the sources under the helicopter.

and measurements are more pronounced when the sources are moved to the side of the helicopter, demonstrating the necessity of refining the helicopter model based on helicopter CAD-data.

D. Characterization of radiation protection measuring instruments and dosimeters and further development of measuring methods and techniques

Development of a method to compare surface emission rates of radionuclide sources with different geometry

The semi-numerical calibration procedure of surface contamination monitors (SCM) used in Switzerland [5] is based on a set of ten radionuclide calibration sources with certified alpha, beta or photon emission rates. Such a set can be purchased only in a standard geometry with a quadratic active surface of 100 mm x 100 mm. A method is under development to measure the surface emission rate of sources with identical composition but different source geometry. To eliminate geometry effects, the detector is moved over the complete area where a signal of the radionuclide source can be detected. The integral of instrument signal over the covered area can be expected to be proportional to the surface emission rate of the radionuclide source independent on source geometry. To simplify the measurement setup, the detector is kept stationary and the radionuclide source is moved using an automatized XY-table. The distance of detector to source can be

varied up to 350 mm, ensuring the coverage of the complete area influenced by the source. An adaptive triangular grid is used to increase the spatial density of measuring points at locations with strong signal gradients.

Monte Carlo simulation of clearance monitors and their validation for the free-release of materials

PSI's Calibration Laboratory is responsible for the calibration of different commercial clearance monitors, intended mainly for clearance measurements in decommissioning activities. The calibration procedure depends on several conditions related to the geometrical and physical characteristics of the monitor, the sample's material and nuclide content, among other parameters. Some calibrations can be used in a wide range of situations, and in those cases, it makes sense to use the corresponding calibration phantoms and point/extended known sources. In other cases, access to calibration phantoms is limited, or the manipulation of not commonly used emitters (e.g. short-lived radionuclides) makes the calibration procedures challenging. Monte Carlo (MC) simulations provide a useful tool to perform such calibrations, without relying on case-by-case development of calibration dummies and sources.

In this project, the transport code FLUKA was used to simulate the clearance monitor HWM-1800 (Ludlum GmbH) (Figure 5). Previous MC simulations of commercial clearance monitors in the Calibration Laboratory at PSI

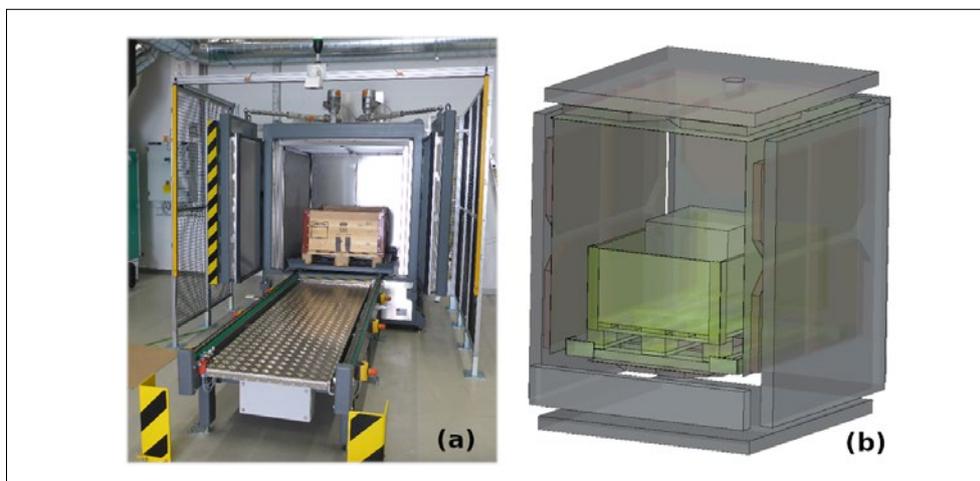


Figure 5: (a) Example of a clearance monitor: the HWM-1800 at PSI. (b) Simulation geometry as shown by the FLUKA graphical user interface Flair.

utilized only information about the integrated photon spectra to compare with the experimental conversion factors by applying a suitable optimization of broadening effects and threshold energies. The results are the subject of a manuscript currently in preparation.

An investigation was started to take advantage of the capabilities of modern clearance monitors, which not only provide information about the integrated count rates, but also can spectroscopically discriminate the count rates with a multi-channel energy analyser. To obtain information about the energy calibration, as well as the corresponding broadening and energy thresholds, the MC simulations can also be optimized to reproduce the experimentally obtained spectra, but using a convenient set of parameters and modeling functions. Preliminary results show good agreement in the high-energy range, but there is an underestimation from the simulations in the low energy region.

Neutron dose algorithm. A prototype a neutron dosimetry reader for polyallyl diglycol carbonate (PADC) detectors was developed and a dose evaluation algorithm is currently being tested. The algorithm relies on the analysis of track parameters from the field detectors in comparison with calibration and control (unirradiated) detectors to distinguish between neutron-induced tracks and artefacts. The algorithm is being tested using detectors irradiated annually as part of an intercomparison organised by the **Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB)**. As an example, Figure 6 compares the results obtained using the commercial TASL system (black) with those obtained using the new system (color) for the PTB 2020 intercomparison. Although the TASL system is more accurate for doses < 0.5 mSv, the new neutron dosimetry reader generally performs equal or better at higher doses. As such, the new neutron dosimetry reader is capable of scanning 100 PADC detectors automatically and evaluate the dose of each detector. The next tasks will be to improve the scanning and dose evaluation algo-

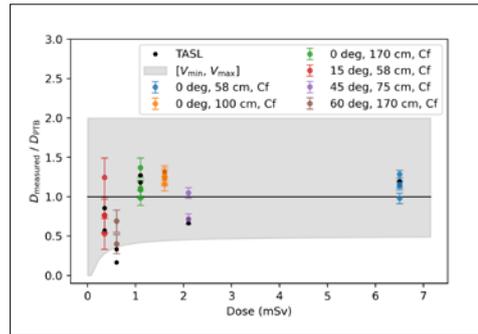


Figure 6: Results for the 2020 PTB intercomparison for personal neutron dosimeters. The gray area defines the Swiss requirements and the black circles the results for the commercial TASL system. Results obtained with the in-house developed reader are plotted with error bars, where the colors refer to the irradiation condition (all with ^{252}Cf).

ritms for doses < 1 mSv, which are relevant for the routine.

Whole body personal dosimeters. In 2020 the International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) published a new report where the operational quantities used in radiation protection are newly defined and new conversion factors from air kerma to the new quantities (e.g. H_p and $D_{\text{local skin}}$) are presented [6]. Therefore, it becomes necessary to assess how the new definitions impacts the response of radiophotoluminescence (RPL) dosimeters currently used for personal dosimetry at PSI, and whether or not a new algorithm can be proposed to convert the signal from the five channels in the RPL-glass detectors to the new operational quantities. To answer that, commissioning data of the RPL system were used to calculate the response of the RPL dosimeters in terms of photon energy and angle for the new quantities. The results showed that the RPL dosimeters over-respond to low energy photons when using the current algorithm [6]. A new algorithm was proposed and compared with the results obtained using the current algorithm, showing an improvement in the response of the RPL dosimeters. The investigations are now focused on understanding the algorithm's performance in mixed fields.

Extremity dosimetry. The performance of a new reader, the Lexsyg Smart reader, was investigated for extremity dosimetry (see Publications). This reader has an integrated $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ beta source that allows the automatic readout and calibration of the thermoluminescence detectors (TLDs). An analysis

procedure based on the curve fitting of the TL curves was developed and the system's dosimetric characteristics (reproducibility and minimum detectable dose, angle and energy dependence and fading) were determined. The results demonstrated the feasibility of performing dosimetry for extremities using LiF:Mg,Ti and readout using the Lexsyg Smart reader within the requirements of the Swiss Dosimetry Ordinance. The individual calibration of each detector greatly improves the result reproducibility, from > 10% to < 5%. The TL curve analysis resulted in reduced detection limits (< 0.1 mSv). The system was approved for use by ENSI and will start to be used in the routine in 2022.

Effect of dose rate on luminescence dosimeters. With the development of new accelerators, laser-based accelerators, and new treatment modalities (FLASH radiotherapy) that produce extremely high dose rates (> 10⁶ Gy/s), one of the challenges has been to understand whether or not luminescent detectors used in dosimetry are affected by these extreme dose rates. For that, a PhD project is currently underway (Silvia Motta) to develop protocols for accurate and precise dosimetry using various thermoluminescent (TL), optically stimulated luminescent (OSL) and radiophotoluminescent (RPL) detectors, and investigate their dose-rate dependence. Experiments are underway at the PSI's Center for Proton Therapy (CPT) with proton dose rates of up to 10⁹ Gy/s and at METAS with electron dose rates of up to 3×10⁵ Gy/s. The results so far did not indicate a dose rate dependence in the materials investigated. The results were published in progress reports (see Publications) and will be the subject of scientific publications in peer-reviewed journals.

E. Student supervision

■ **Alberto Stabilini (PhD thesis).** The student defended his dissertation «Development and Modelling Innovative Techniques for Neutron Dosimetry» at the Basel University successfully in April 2021. His work resulted in three manuscripts and was a finalist to the Rupprecht-Maushart Preis of the Ger-

man Professional Association for Radiation Protection (Fachverband für Strahlenschutz).

■ **Silvia Motta (PhD thesis).** Silvia started her PhD in November 2020 with the goal of determining the dose rate dependence of a variety of luminescence dosimeters, including thermoluminescence (TL), optically stimulated luminescence (OSL) and radiophotoluminescence (RPL). Currently experiments are underway at the Center for Proton Therapy at PSI and at METAS. The methodology developed in her work was presented at the 11th International Conference on Luminescent Detectors and Transformers of Ionizing Radiation (12–17 September 2021, Bydgoszcz, Poland).

■ **David Breitenmoser (PhD thesis).** The PhD thesis started in September 2020 with the goal to calibrate the RLL aeroradiometry systems using radiation transport codes in combination with measurements of radionuclide sources proceeds as planned. The Monte-Carlo modelling of the Mirion detector box is finished and will be extended in a next step with the model of the helicopter surrounding the detector.

■ **Paul Dutheil (PhD thesis).** Paul Dutheil started the electrochemistry project in November of 2020 in the Radioanalytical Group with the goal of developing electrochemical approaches for separation of nuclides in radioanalyses. His first studies target the electrochemical separation of Co and Ni from an aqueous sample to separate the beta emitter ⁶⁰Co from samples that also contain ⁶³Ni.

National Cooperation

In this reporting period PSI experts collaborated with national institutes in the following areas:

Federal Institute of Metrology (METAS), Institut de radiophysique (IRA) and Center for Proton Therapy (CPT). The Dosimetry Group is collaborating with METAS, IRA and PSI's CPT on the area of dose rate effects in luminescent dosimeters. Preliminary tests with electrons were performed at METAS both in conventional and in high dose rate regime with various types of luminescent detectors. Irradiations carried out at the CPT in clinical

proton beam (Gantry 2) and with high dose-rate beams (Gantry 1) were also performed. For both electrons and protons, no clear dose rate dependence was observed so far, which supports the use of luminescent detectors when high dose rates are involved.

International Cooperation

Over the course of the project, PSI experts collaborated with several institutions worldwide:

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) and International Atomic Energy Agency (IAEA). PSI continues to collaborate with these institutions, which also use radiophotoluminescence (RPL) routinely for personal dosimetry. A virtual meeting took place on 2 September 2021.

ELI Beamlines, Czech Republic. Experts from the Dosimetry Group are collaborating with ELI experts on development of a complete Monte-Carlo model of the RPL dosimeters. A proposal was submitted to SNSF as a result of this collaboration.

Deutsches Krebsforschungszentrum (DKFZ), Germany. PSI is collaborating with DKFZ on the problem of neutron dosimetry and neutron detection in hadron-therapy fields, which enables us to expand our experience in Monte-Carlo simulations of neutron fields. A publication was submitted to the journal *Physics in Medicine and Biology*

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

In 2021 progress has been made in all areas of research agreed as part of the PSI-ENSI research agreement, the results being documented as technical reports, peer-reviewed publications and conference presentations. Perhaps equally relevant is the fact that the program has provided opportunities for the training of new experts through the four PhD projects, one of which was completed this year.

The research and three PhD projects will continue in 2022 as planned. In addition to the various radioanalytical projects, we expect a greater emphasis on the Monte Carlo simulations of detectors used in clearance measurements and in radiation dosimetry, as well as the completion of the neutron dosimetry reader and the development of an dose-calculation algorithm for radiophotoluminescence dosimeters that improve the response of these dosimeters to the new ICRU units [6].

Publications

1. A. Stabilini, D. Kiselev, M. S. Akselrod, and E. G. Yukihiro. «A Monte-Carlo study on the fluorescent nuclear track detector (FNTD) response to fast neutrons: Which information can be obtained by single layer and 3D track reconstruction analyses?». *Radiat. Meas.* 145, 106 609 (2021).
2. A. Stabilini, M. S. Akselrod, V. Fomenko, J. Harrison, and E. G. Yukihiro. «Principal Component Analysis applied to neutron dosimetry based on PADC detectors and FNTDs». *Radiat. Meas.* 141, 106516 (2021).
3. E. G. Yukihiro and F. Assenmacher. «Performance of a radiophotoluminescence (RPL) system in environmental and area monitoring». *Radiat. Meas.* 140, 106514 (2021).
4. J. Vedelago, F. A. Geser, I. D. Muñoz, A. Stabilini, E. G. Yukihiro, and O. Jäkel. «Assessment of secondary neutrons in particle therapy by Monte Carlo simulations». *Phys. Med. Biol.*, submitted (2021).
5. G. Butterweck, B. Bucher, D. Breitenmoser, L. Rybach, C. Poretti, S. Maillard, M. Kasprzak, G. Ferreri, A. Gurtner, M. Astner, F. Hauenstein, M. Straub, M. Bucher, C. Harm, G. Scharding, and S. Mayer. «Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM20», PSI report 21-01, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland. (2021).
6. E. G. Yukihiro. «LiF:Mg,Ti TLD extremity dosimetry using the Lexsyg smart reader». TM-96-21-596, Paul Scherrer Institute (2021).

7. S. Motta. «PhD Progress Report – Advanced application of luminescence detectors in pulsed fields (1st Quarter 2021)». AN-96-21-571, Paul Scherrer Institute (2021).
8. S. Motta. «PhD Progress Report – Advanced application of luminescence detectors in pulsed fields (2nd Quarter 2021)». AN-96-21-633, Paul Scherrer Institute (2021).
9. S. Motta. «PhD Progress Report - Advanced application of luminescence detectors in pulsed fields (3rd Quarter 2021)». AN-96-21-687, Paul Scherrer Institute (2021).
10. F. M. Köhler. «Evaluierung der Vorteile einer ICP MS Radioanalytik – Stand 2021». TM-96-21-708, Paul Scherrer Institute (2021).

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. Jäggi, S. Rölli, J.A. Corcho Alvarado, J. Eikenberg, Determination of ²⁴¹Pu in nuclear waste slurries: A comparative study using LSC and ICP-MS, *Appl. Radiat. Isot.*, 70 (2011) 360–364.
- [3] M. Jäggi, M. Rütli, J. Eikenberg, Method for ⁵⁵Fe and ⁶³Ni determination by LSC in radioactive waste, in: J. Eikenberg, M. Jäggi, H. Beer, H. Baehrle (Eds.) *LSC 2008, Advances in Liquid Scintillation Spectrometry*, Arizona Board of Regents, 2009, pp. 31–39.
- [4] E. Braysher, B. Russel, S. Woods, M. Garcia-Miranda, P. Ivanov, B. Bouchard, D. Read, Complete dissolution of solid matrices using automated borate fusion in support of nuclear decommissioning and production of reference materials, *Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry*, 321 (2019) 183–196.
- [5] C. Schuler, G. Butterweck, C. Wernli, J.-F. Bochud, PSI Report 07-01: Calibration and verification of surface contamination meters – procedures and techniques, Paul Scherrer Institute, 2007.
- [6] ICRU, ICRU Publication 95: Operational Quantities for External Radiation Exposure, *Journal of the ICRU*, 20 (2020) 7-130.

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

Author und 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 yrs

ABSTRACT

In July 2020 a new PhD Project titled «Development of a nanodosimetric detector and biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection» 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.

The ADQI4DC-VG-USB by **SP Devices** [1] was found to be the best option for an updated data acquisition system for this experiment. The device was delivered in 2021 and programming, as well as testing, of this novel data acquisition system has started. First measurements with the experiment have been performed and show a lot of potential, such as the simultaneous acquisition of not only pulses, but also their shape, height, width and many other parameters.

Most of this year's work was focussed on Monte Carlo simulations of the detector. The previously presented electrostatic field simulations allowed modelling of electron avalanches and ion drift behaviour with the programming toolkit Garfield++ developed by **CERN** [2]. With these simulations, interest-

ing links between experimentally observed results and theory were found, and the simulations helped explain and understand the influence of individual experimental parameters on electron avalanches happening during the signal creation process. The ion drift simulations were used to predict ideal hole pitches for a future multi-hole design of the detector. These results were presented at the ANIMMA conference.

New ceramic dielectric plates were delivered by **Ceramdis GmBH** [3]. Multiple samples of ceramic plates with a range of different bulk resistivities for use as cathode materials were also delivered. The samples did arrive with months of delays, however, the experimental measurements with the new materials are scheduled to start in 2022 with the new data acquisition system.

Overall, the goals scheduled for the second year of this project were accomplished. Due to the lockdown and pandemic the focus of the project shifted more towards simulations and away from the experiment, however, this yielded unexpected and promising results, which have already been submitted for publication.

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. In 2020 the main focus of the project was on the simulation of electrostatic fields in a nanodosimeter, research for a new automated and improved data acquisition system and the evaluation of different detector materials. The project goals for this year were:

Monte Carlo Simulations of Dynamic Electron Avalanches with Garfield++

The work on electrostatic field configurations with COMSOL was necessary to first gather an understanding of the electric fields, as well as create the mesh and electric field files required for the next step in the simulation process. Garfield++ is an object-oriented toolkit for the detailed simulation of particle

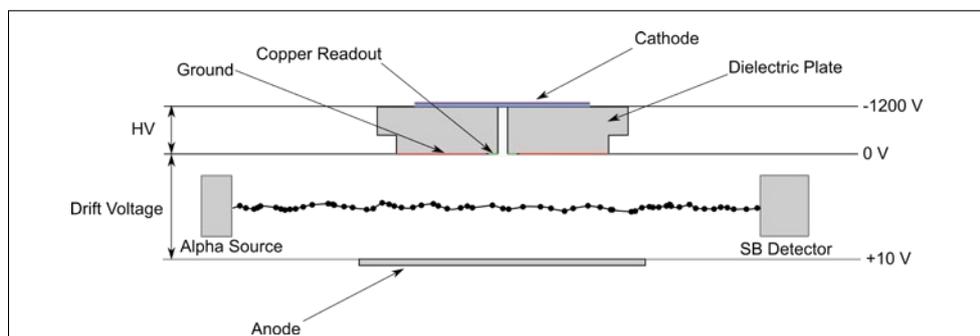


Figure 1: Sketch of the nanodosimetric detector elements within the low-pressure gas chamber. The dotted line represents the ionizations of the propane gas molecules from the alpha particles.

detectors based on ionisation measurements in gases or semiconductors developed by CERN [2]. For this project Garfield++ was used to place individual electrons within the detector and study the behaviour of the resulting electron avalanches, as well as how the avalanche creation depends on different experimental parameters. Garfield++ can also be used to study the drift behaviour of ions, although there are limitations to this which will be discussed later.

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. But information such as pulse height, width and area could help to monitor and understand the detector more thoroughly. For this purpose, an improved and more automated data acquisition system suitable to the experiment was found: The ADQ14DC-4C-VG-USB by Tele-dyne SP Devices [1]. In 2021 the goal was to purchase the device and commence the process of programming, testing and developing the data acquisition system to optimally suit the needs of this project.

Evaluation of different detector materials

In the past ceramic material by **Ceramdis GmbH** [3] 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. In addition to this material by **Ceramdis GmbH**, a variety of cathode materials covering a wide range of resistivities were also researched and purchased.

Work carried out and results obtained

Monte Carlo Simulations of Dynamic Electron Avalanches with Garfield++

In 2020 the focus of this project was on calculating electrostatic field configurations of the nanodosimetric detector with COMSOL Multiphysics [5]. This was successfully accomplished and laid the foundations for this next step of simulation work.

In figure 2 an overview over the simulation process can be found. In a first step the detector geometry is built in COMSOL Multiphysics [5]. The next step is to assign the proper physics to the geometry, for example by selecting the cathode and drift voltages, the charge up of the dielectric plate walls, which sections are connected to ground etc. The mesh and electric fields are then exported to Garfield++. A detailed installation guide for interested readers can be found elsewhere [2]. The Garfield++ simulation requires multiple input parameters, such as: The electric field and mesh calculated with COMSOL Multiphysics, a material component mapping file defining which domains from the COMSOL geometry are filled with gas for the simulation and the initial electron parameters, such as starting position and initial electron energy. Additionally, the pressure, temperature and chemical composition of drift medium must be specified and a gas table resulting from extensive Monte Carlo simulations with Magboltz of the transport parameters of the gas must be included as well. The simulation will only simulate particles within a sensor area and stop the simulation if they leave this volume of interest. The sensor area is visualized in figure 3 and is chosen such that the region of interest (in our case the signal read out and dielectric plate hole) is within the sensor area.

The electron avalanches simulations were of great use to further our understanding of the inner workings of the detector and explain how different experimental parameters, such as cathode voltage, drift voltage, pressure, gas type, gas temperature and many more influence the experiment. Among the

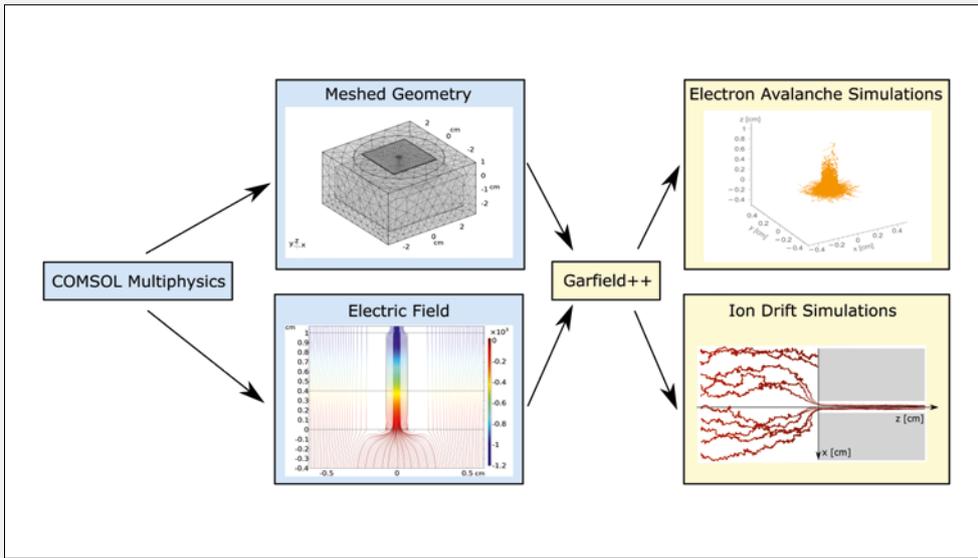


Figure 2: Workflow of simulations: COMSOL Multiphysics is used to simulate the meshed geometry and electric fields, which are used as inputs to Garfield++. Finally, with Garfield++ electron avalanche and ion drift Monte Carlo simulations can be performed.

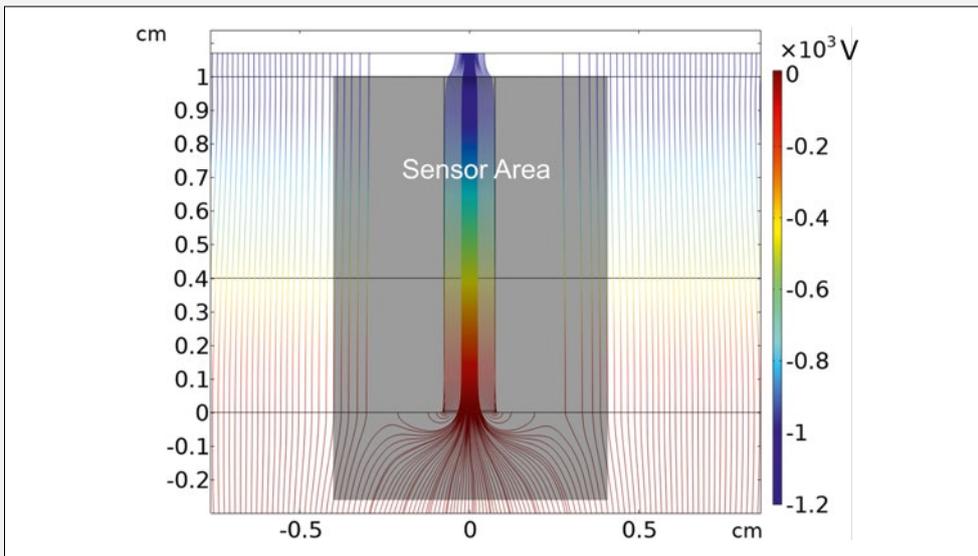


Figure 3: Visualization of the sensor area used for the Monte Carlo Simulations with Garfield++ on top of a streamline plot of the electric field.

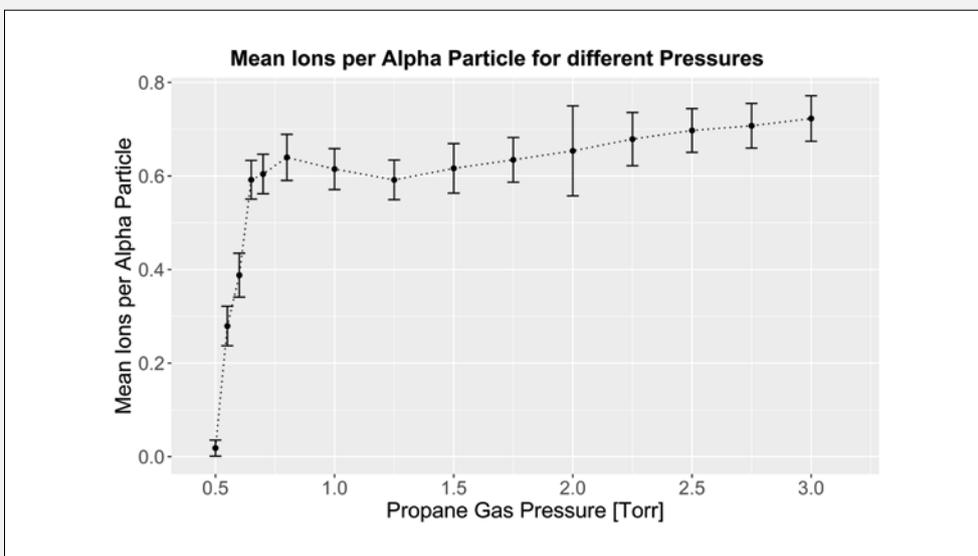


Figure 4: Mean number of measured ions per alpha particle as a function of propane gas pressure. The error bars represent the standard deviation of the measurement. Voltage applied to cathode was -1200 V and voltage applied to anode was 10 V. A dielectric plate hole diameter of 0.15 cm was used.

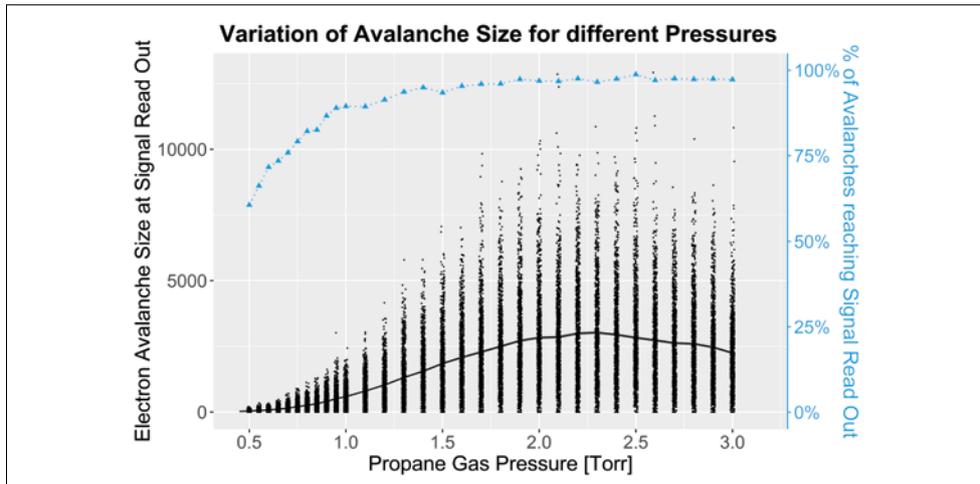


Figure 5: Electron avalanche size at signal read out for different propane gas pressures. Each black dot corresponds to a single electron avalanche. The solid black line represents the mean avalanche size at signal read out and the grey colourwash its uncertainty. The blue triangles show the ratio of avalanches reaching the signal read out. For this simulation 100 avalanches per setting were used with a dielectric plate hole diameter of 0.15 cm, cathode voltage of -1200 V and drift voltage of 10V. The initial electron was started at $z = 0.5$ cm.

results obtained through the Monte Carlo simulations was a possible explanation for the experimentally observed drop off in efficiency at low pressures, see figure 4. In figure 5 the results of the corresponding Monte Carlo simulations are shown. It is very noticeable how even in the simulations at low pressure a drastic decrease in the likelihood of avalanches reaching the signal read out can be observed. Further simulations showed that at low pressures the cathode voltage must be increased to counteract this drop off in efficiency, thus giving new guidelines for increasing the efficiency for the detector even when measuring at low pressures, which were previously problematic. The ion drift simulations with Garfield++ require the input of ion mobility data to quantitatively give correct arrival time results. However, for propane gas the experimental ion mobility data is very limited. The ion mobility does influence the arrival times, however the ideal hole pitch for a multi-hole detector design was found to be independent of ion mobility. Thus, a procedure for calculating the ideal hole pitch for any electric field configuration, dielectric plate hole diameter, gas pressure or dielectric plate material was presented as a poster at the ANIMMA conference, see figure 6.

Automatization and Improvement of Data Acquisition System

The ADQ14DC-4C-VG-USB by Teledyne SP Devices is a data acquisition system which

was deemed the best option for this project due to the flexibility of the device with user programming, the 14-bit resolution and the fast data transfer options from the device to the computer. The device has arrived the laboratory of this project and is currently being programmed and tested. Initial tests show promising results, with the new data acquisition system being able to extract more information on the signal pulses than the previous system, which only counted the number of pulses detected.

The goal for the novel data acquisition system is that it will allow the user to choose between different modes, such as:

- Raw data: The DAQ should store all raw data points from the measurements, allowing the user full flexibility with data analysis. However, this approach will inevitably cause large data files, the transfer of which could influence the dead time of the DAQ and will need to be closely monitored and tested.

- Pulse analysis data: The DAQ will calculate on its own FPGA important quantities such as pulse height, width and others and then only send these values (as opposed to the raw data) to the computer. This will lead to significantly smaller file sizes, as well as faster data transfer thereof. However, the user will not have access to all the information raw data would provide.

The programming and testing of the new data acquisition are involving Tamara Hoffmann, who is doing her master thesis on this subproject. She started her work in October



University of Zurich
Department of Physics
Medical Physics and Radiation Research



HIRSLANDEN
RADIOTHERAPY HIRSLANDEN

Evaluation of different detector designs for nanodosimetry

Inna Kempf¹, Fabiano Vasi², Uwe Schneider^{3*}

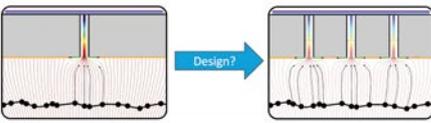
¹ Department of Physics, Science Faculty, University of Zurich, Switzerland.
² Radiotherapy Hirslanden, Wiltelikerstrasse 40, Zurich, Switzerland.
³ Radiotherapy Hirslanden, Wiltelikerstrasse 40, Zurich, Switzerland.

Abstract

The FIRE (Frequency of Ion Registration) detector is a novel compact and portable nanodosimeter detector. It is able to detect ionizations operating on a similar principle to Gas Electron Multipliers. In order to be able to study ionization track structures the detector must be adapted to a new design with multiple holes. This work presents extensive simulations which were performed to determine an optimal hole pitch for a future detector design.

Goal

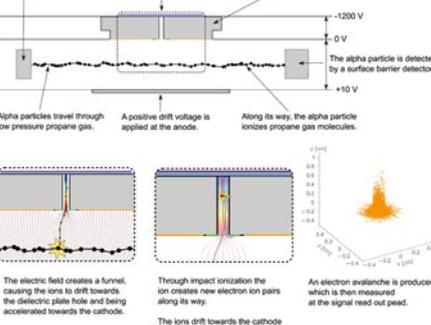
Current: The FIRE detector measures the frequency of ion registration with a single hole.
Future: Analyze ionization tracks with multi-hole detector.
 → How should a multi-hole detector be designed?



Materials & Methods

FIRE detector - Principle of operation

An Am-241 source emits alpha particles. A negative high voltage is applied at the cathode. A dielectric plate is used to measure the signal. The alpha particle is detected by a surface barrier detector. Alpha particles travel through low pressure propane gas. A positive drift voltage is applied at the anode. Along its way, the alpha particle ionizes propane gas molecules. The electric field creates a funnel, causing the ions to drift towards the dielectric plate hole and being accelerated towards the cathode. Through impact ionization the ion creates new electron ion pairs along its way. The ions drift towards the cathode and the electrons towards the signal read out pad. An electron avalanche is produced which is then measured at the signal read out pad.



Electrostatic field simulations & Monte Carlo Simulations with Garfield++

Electrostatic field simulations were performed with the AC/DC module of the COMSOL Multiphysics Software Version 5.5 [1] for the specific geometry of the FIRE detector. The electric fields and meshes were exported to Garfield++, an object-oriented toolkit for the detailed simulation of particle detectors based on ionization measurement in gases or semiconductors developed by CERN [2]. Garfield++ was used to simulate resulting electron avalanches from a single primary electron placed within the dielectric plate hole, as well as some drift calculations to estimate ideal detector designs with respect to hole pitch.

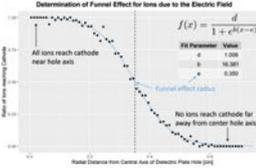
Ongoing Research

- Optimization of the dielectric plate hole diameter and electric field configuration in order to reduce charge up of the dielectric plate walls.
- Previous work by Casiraghi et al. [4] has shown that a thicker dielectric plate can enhance the probability to produce ion-impact ionization of the propane gas. Simulations with different plate thicknesses are ongoing.
- Finite cathode dimensions lead to asymmetry in the electric field in a multi-hole design. More research is needed to better understand how this influences the detector.
- The mobility of propane gas at low pressures is unknown but would be required for detailed ion arrival time simulations.
- ...

Results

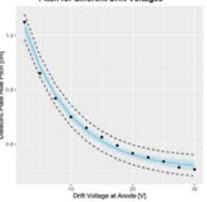
How large is the funnel effect for a single hole?

- Physical parameters for figures:
 - Pressure 1.0 Torr
 - Hole diameter 1.5 mm
 - Cathode Voltage -1200 V
 - Drift Voltage 10 V
- Use logistic fit to determine the radius at which 50% of ions reach the cathode.
 - Funnel effect radius corresponds to fit parameter e.
 - Pitch should be chosen as 2e.

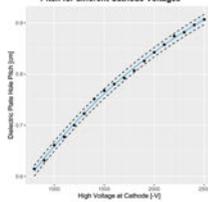


How does the funnel effect change as a function of different experimental parameters?

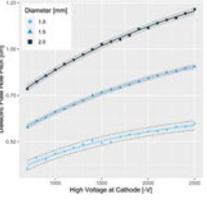
Pitch for different Drift Voltages



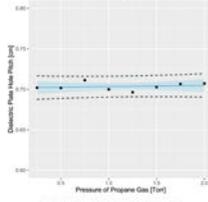
Pitch for different Cathode Voltages



Pitch for different Hole Diameters



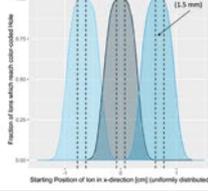
Pitch for different Pressures



The dielectric plate hole pitch...
 ... increases exponentially for low drift voltages.
 ... increases for high cathode voltages.
 ... is proportional to the dielectric plate hole Ø.
 ... is independent of pressure.

What is the ideal pitch configuration?

With these simulations an ideal pitch configuration can be found for any electric field configuration. In the case of a drift voltage of 10 V and a cathode voltage of -1200 V the ideal pitch was determined to be 0.70 cm.



Conclusion

- For determining an ideal hole pitch the electric field configuration and dielectric plate hole diameter must be considered.
- Experimental results [3] have shown that the number of ions detected per alpha particle is increased at low drift voltages, which can be explained by the increased funnel size.

References

- COMSOL Multiphysics 6, Official Webpage: www.comsol.com/comsol-multiphysics [Accessed 21.05.2021]
- H. Schneider, Official Webpage of Garfield++: garfieldpp.web.cern.ch/garfieldpp/ [Accessed 21.05.2021]
- Vasi, F., Kempf, I., Bessner, J., & Schneider, U. (2021). FIRE: A compact nanodosimeter detector based on ion amplification in gas. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research, Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 999(January), 165116. doi.org/10.1016/j.nima.2021.165116
- Casiraghi, M., Bashkrov, V., Hurley, F., & Schulte, R. (2014). A novel approach to study radiation track structure with nanometer-equivalent resolution. European Physical Journal D, 68(5). doi.org/10.1140/epjd/p2014-40284-5

Contact: inna.kempf@uzh.ch | www.physik.uzh.ch/en/groups/schneider.html

Figure 6: Poster presented at ANIMMA conference on the ideal dielectric hole pitch calculation with Monte Carlo simulations.

2021 and will work on it for the next 6 months. The programming of the DAQ is not completed yet but testing of the device with the experiment has started and will continue in 2022.

Evaluation of different detector materials

In 2021 the ordered ceramic dielectric plates manufactured by **Ceramdis GmbH** [3] arrived. This ceramic material had previously showed good results, but the material has aged since, new versions of the same detector had thus to be acquired. 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 delivered. For the cathode material a different type of ceramic was ordered as well. These ceramics were processed at the **Institute for Ceramics** in Madrid and 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], thus the hope is that these new cathode materials will further increase the efficiency of the detector. Due to the Covid19 pandemic the delivery of these materials was delayed by multiple months. They have been delivered now; however, they will require further polishing in house before experiments can be performed with them.

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 Dangendorf from **Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB)** in Germany. 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 2021 and Perspectives for 2022

In the second year of this project several goals have already been accomplished:

- Extensive Monte Carlo simulations of electron avalanches within the dielectric plate hole allowed to further understand the effect of different experimental parameters on the detector behaviour.

- Monte Carlo simulations of ion drift behaviour were used for the calculation of an ideal hole pitch, which is helpful for future multi-hole designs of the detector which could allow ionization track measurements.

- The results on the ideal hole pitch calculations were presented at the 7th international conference on Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications (ANIMMA 2021).

- A data acquisition system suitable for this experiment has been found and purchased. The programming of the new system is already under way and first measurements with the experiment were successful.

- New detector materials have been purchased and delivered and will be available for testing in 2022.

- Different ceramic dielectric plates have been purchased to research how the detector depends on hole diameter and detector thickness.

Overall, the simulations were performed more extensively than anticipated. This was due to the pandemic situation where simulations could be run from home, which was not possible for the experiment involving a radioactive alpha emitter. However, there were many promising results from the Monte Carlo simulations and they were of more use than anticipated to further increase our understanding of the detector. The results of the simulations have been submitted as a publication to the journal «Nuclear Instruments & Methods in Physics Research».

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 accepted and was published on 21.05.2021 [7].

An abstract for 7th international conference on Advancements in Nuclear Instrumentation Measurement Methods and their Applications (ANIMMA 2021) was accepted and a poster on the ideal hole pitch calculation for nanodosimetric detectors was presented.

A publication in the journal «**Nuclear Instruments & Methods in Physics Research**» titled «Electrostatic Field Simulations and Dynamic Monte Carlo Simulations of a Nanodosimetric Detector» has been submitted and is under review.

References

- [1] SP Devices. ADQ14 – multi-channel 14-bit digitizer. <https://www.spdevices.com/products/hardware/14-bit-digitizers/adq14> [Accessed 30.11.2021]
- [2] Garfield++, Toolkit for simulation of particle detectors by CERN. <https://garfieldpp.web.cern.ch/garfieldpp/> [Accessed 30.11.2021]
- [3] Ceramdis GmBH. Keramikwerkstoffe – Zirkonoxid <https://www.ceramdis.com/de/keramikwerkstoffe/Zirkonoxid> [Accessed 30.11.2021]
- [4] Grosswendt, B. (2002). Formation of ionization clusters in nanometric structures of pro-pene-based tissue-equivalent gas or liquid water by electrons and α -particles. *Radiation and Environmental Biophysics*, 41(2), 103–112. <https://doi.org/10.1007/s00411-002-0155-6>
- [5] COMSOL Multiphysics. Mathematical Modelling Software. Corporate website: <https://www.comsol.com/> [Accessed 30.11.2021]
- [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] Vasi, F., Kempf, I., Besserer, J., & Schneider, U. (2021). FIRE: A compact nanodosimeter detector based on ion amplification in gas. **Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A:**

Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, 999, 165116.

<https://doi.org/10.1016/J.NIMA.2021.165116>

Further developments of the simulation tool Z88ENSI for the accelerated determination of temperature fields in dual purpose casks

Author und Co-author(s):

M. Roppel, C. Lange, M. Zimmermann,
B. Alber-Laukant, F. Rieg, S. Tremmel

**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.roppe@uni-bayreuth.de

<https://www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de>

Duration of the Project:

January 2019 to November 2021 and
December 2021 to December 2023

Abstract

The accurate determination of the temperature field inside of spent fuel assembly storage and transport casks (DPC) is crucial for safety. To assess the thermal behavior of DPC, critical temperatures must be observed at various areas and components. However, the simulation-based determination is very time-consuming for example, when various casks with different loadings and positions must be modelled. In close cooperation with ENSI we develop the Z88ENSI software to enable accelerated, parameterized simulation-based investigation of different cask types and loadings. This article closes the research project for the development of Z88ENSI V3 (01.2018–11.2021) and gives an outlook on the following research project (12.2021–12.2023). The completed research project focused on expanding our efficient approach to calculating three-dimensional temperature fields. Furthermore, a thermal radiation boundary condition was developed and implemented for the surface of the outer cask. In this article, we show the final pro-

gram structure of Z88ENSI V3 and the results of the program verification by means of bench tests. Finally, we describe the goals of the following research project, the comprehensive calculation of the fuel rod cladding tube temperature and the consideration of the high-specific burn-up, more in detail.

Project goals

This research project aims to further develop the independent and special-purpose simulation tool Z88ENSI for the thermal evaluation of DPC to support testing and approval activities of ENSI. Compared to standard general-purpose simulation software, the developed tool should accelerate the assessment of thermal and thermo-mechanical problems. This is achieved by means of implementing a procedure based on thermal gap conditions (TGC) and workflow automation. TGCs map the thermal effects of gas-filled gaps on the finite-element model of DCPs and base on analytical equations. By this approach, it is not necessary to mesh the narrow gaps inside the cask. In this way, the calculation effort is much lower and the calculation is faster. In addition to acceleration of the calculation, the user should be able to vary a large number of parameters in order to determine their influence on the temperature field.

The completed project focused on the implementation of a three-dimensional heat dissipation. For this purpose, the TGC approach was 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 so TGCs for conduction, convection and radiation were needed. With a three-dimensional representation of DCPs, further positions of

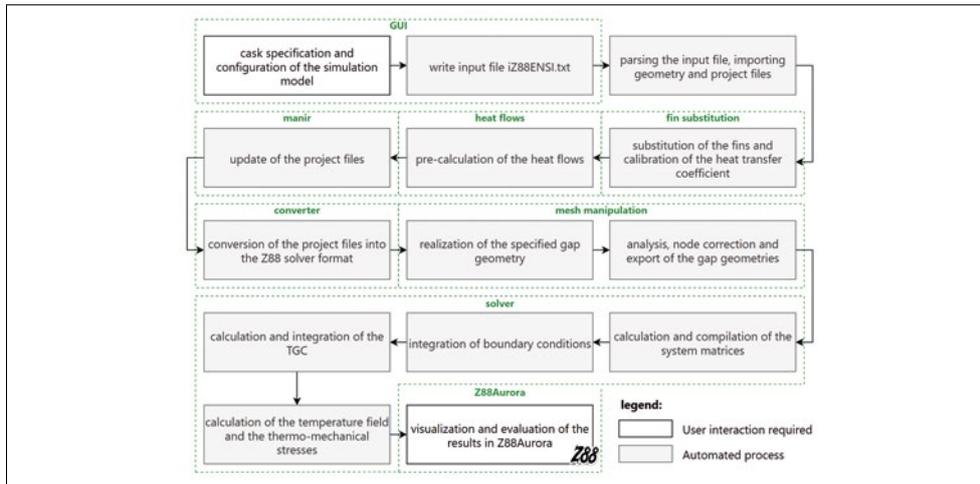


Figure 1: Program sequence of Z88ENSI V3.

the inner cask within the outer one are possible besides the previously implemented transport and storage position. In addition, an initial position and a handling position were integrated. Furthermore, two additional functionalities expand the assessment options of the software tool. First, the substitution of cooling fins is now possible. Usually, cooling fins are on the outer surface of the DPC. They have a strong influence on the heat dissipation, but the simulative consideration is elaborate. To reduce this effort, a smooth surface is modeled on all casks. The better heat dissipation of finned surfaces is considered by a fin factor to be specified by the user. The second functionality is the optional consideration of radiation heat transfer to environment.

The whole further developed software was verified and validated. Verification was conducted by comparison of the computed temperature field with commercial software. The FEA model itself was validated by experiments, which is shown in this article. Due to various reasons and in coordination with ENSI, the duration of the completed project was extended from December 31, 2020 to November 30, 2021 at no cost. At the end of November 2021 Z88ENSI V3 was handed over.

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 must to be fulfilled by DPCs [1]. High temperature decreases durability and lead to thermal induced stress 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, 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 gas 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

simulation model are necessary. However, idealizations in the DPC-context have to be conservative. The correctness of these and their influence on the heat dissipation has to be improved.

The independent special-purpose simulation tool Z88ENSI enables a fast approximate but sufficiently accurate determination of the temperature field inside of DPCs. The calculation of temperature fields by the program is accelerated using enhanced TGCs and substitute models. Furthermore, the assumptions and idealizations have to be evaluable by a determination of their thermal effect on the temperature field via parameter variations.

Functionalities of Z88ENSI V3

Z88ENSI V3 has the following functionalities:

- Specification of the dual-purpose cask type and loading.
- Consideration of four different cask positions (initial, storage, handling, transport)
- Investigation of three-dimensional temperature fields of dual-purpose casks.
- Consideration of all heat transfer mechanisms (conduction, convection, radiation) inside the cask individually and in combination.
- Specification of a constant temperature and a convective and/or a radiation-related heat transfer on the outer surface of the casks. In the storage position, an adiabatic cask bottom is assumed.
- Specification of a cask-specific fin factor to model the improved heat dissipation by fins.

- Specification of the physical properties of the filling gas and the ambient air by the user via the graphical user interface (GUI)
- Position-specific specification of a constant heat flux on the basket shaft walls. Fuel assemblies themselves are not modelled.
- Visualization of the calculation results.

Program sequence of Z88ENSI V3

Figure 1 shows the program sequence schematically. Basically, the individual work steps can be subdivided according to the degree of user interaction. Most of the work steps do not require any user interaction, as they run automatically in the background (gray). Only the specification of the cask, the boundary conditions and the subsequent evaluation of the results requires user input (white).

First, the user has the option to create a new ENSI project or to open an existing one for editing. For a new project the user has to select a cask type, specify fuel assemblies and place them in the cask specific basket. The user also has to specify the internal and external boundary conditions, which should be considered. The last step of user interaction is to write the input file `iZ88ENSI.txt` and initiate the calculation process. `iZ88ENSI.txt` is read in by the framework program and the program chain is set up: First, the geometries and missing files from the ENSI project are loaded into the working directory. This is followed by the substitution of the cooling fins and a recalibration of the heat transfer. On this basis, a cask-specific pre-calculation is carried out for the axial and radial distribu-

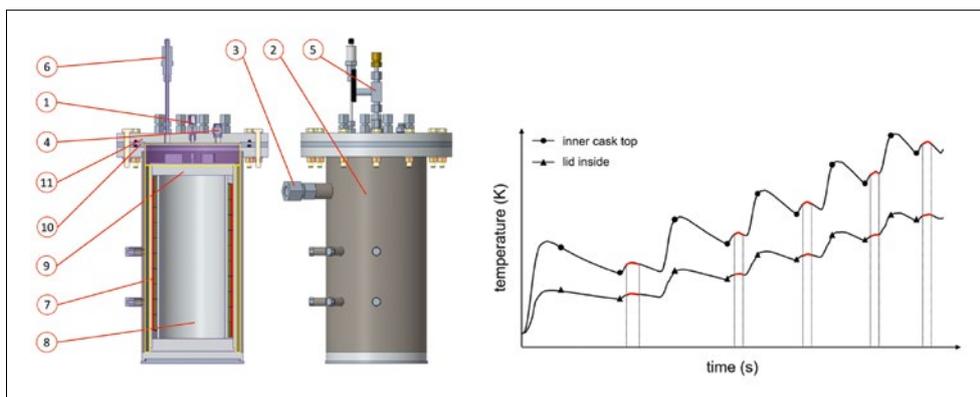


Figure 2: Test bench (left) and test cycle (right).

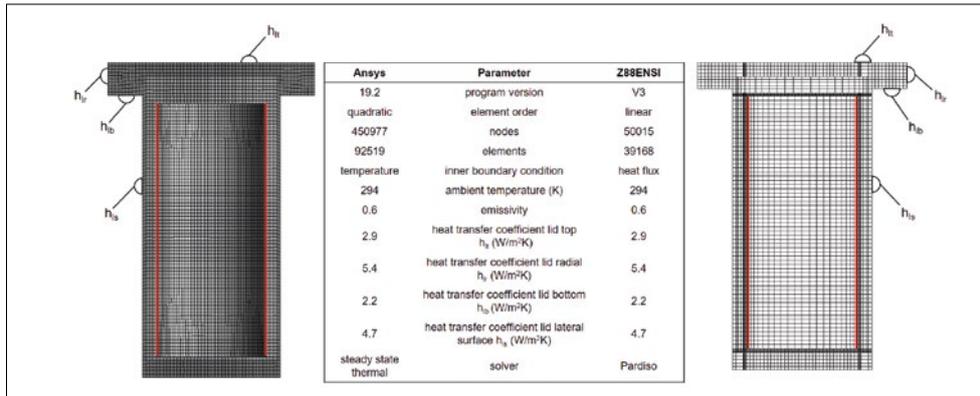


Figure 3: Schematic representation of the Ansys simulation model (left) and the Z88ENSI Simulation model (right).

tion of the given heat load. This is necessary for the calculation and installation of the TGC. The results of the fin substitution and the pre-calculation of the heat flows are both recorded in the input file. In the next step, the updated ENSI project files are converted into the internal Z88 solver format. After that the Finite Element mesh is manipulated, analyzed and, if necessary, corrected to implement the desired gap geometry. The resulting gap geometry is exported, system matrices are compiled and boundary conditions are integrated before. Then the TGC are calculated and installed based on the results of the previous steps. The last step is the final calculation of the temperature field and the thermo-mechanical stresses. This is the most computationally intensive program step. The computing time is heavily dependent on the geometry, the boundary conditions and the modeling of the heat transfer in the gap. If all results are available, the user can examine and analyze the results in Z88Aurora.

Verification of Z88ENSI by test bench measurements and simulations

We verified the axial thermal gap condition with experiments on a test bench. The test bench represents a miniaturized and simplified DPC in the storage position. The test cask is 409 mm high 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 2 shows on the left side the front view and a cut view of the test bench with the item numbers. The experimental set-up consists of the following components: grommet thermocou-

ple (1), outer cask (2), grommet surface elements (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 DPC, 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 2), 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 verification of the simulation tool was possible. To record these temperatures, surface thermocouples are attached both to the upper face of the inner cask and to the underside of the lid. Three thermocouples record the surface temperature on the inner container, two on the lid. The temperature values of the respective surfaces are averaged for each test cycle. Another thermocouple on the inner cask control the heating. In order to be able to compare the temperatures on the outer cask surface, these are recorded by means of a thermal imaging camera. In order to be able to consider different axial gaps, a spacer ring (10) was manufactured. The experimental setup can be filled with different gases in order to detect their influence on the heat dissipation.

Exemplarily we present the results of the test bench with spacer and air as fill gas. In order to obtain statistically reliable comparative

control temperature source	T _{1c}			T _{2c}			T _{3c}			T _{4c}			T _{5c}			
	R	A	Z	R	A	Z	R	A	Z	R	A	Z	R	A	Z	
unit	(K)	(%)	(%)	(K)	(%)	(%)	(K)	(%)	(%)	(K)	(%)	(%)	(K)	(%)	(%)	
temperature inner cask top	max	333.1	-0.3	-1.7	349.8	-0.5	-1.8	366.9	-0.5	-0.9	384.3	-0.4	-0.9	401.6	-0.4	+1.5
	min	332.4	-0.2	-2.5	348.7	-0.3	-3.0	363.8	+0.1	-2.1	383.0	-0.2	-3.3	399.7	-0.2	-2.4
	aver	332.9	-0.3	-1.7	349.4	-0.5	-1.9	365.5	-0.2	-0.8	383.8	-0.3	-1.1	401.0	-0.4	+1.2
temperature lid inside	max	315.7	-4.0	-0.9	326.5	-5.8	-1.4	337.4	-7.4	-1.5	348.6	-8.7	-2.8	360.0	-10.1	-3.9
	min	315.2	-3.9	-1.8	326.0	-5.7	-2.7	335.7	-6.9	-3.0	347.9	-8.6	-5.6	359.2	-9.9	-8.4
	aver	315.6	-4.0	-1.7	326.4	-5.8	-2.1	336.7	-7.2	-2.8	348.4	-8.7	-5.0	359.7	-10.0	-7.5
temperature lateral surface	max	311.5	+6.2	+4.2	319.7	+8.3	+6.1	326.8	+11.0	+9.4	336.4	+13.0	+10.7	344.6	+15.1	+14.7
	min	299.3	+1.3	+5.5	302.5	+1.8	+7.7	306.7	+2.1	+10.4	310.7	+2.6	+11.8	311.0	+4.3	+15.8
	aver	305.4	+2.9	+5.2	311.0	+4.0	+7.5	316.6	+5.3	+10.7	322.5	+6.6	+12.8	328.3	+7.8	+17.1
temperature lid outside	max	303.2	-0.1	+3.3	308.6	-0.4	+4.4	314.1	-0.5	+6.2	322.1	-1.2	+5.7	322.8	+0.3	+8.0
	min	295.0	+2.7	+5.2	295.7	+3.9	+7.3	295.7	+5.6	+10.6	301.0	+5.5	+9.9	299.7	+7.8	+11.0
	aver	299.3	+1.2	+4.1	302.5	+1.6	+5.6	305.2	+2.4	+8.1	308.7	+3.0	+8.6	311.2	+3.9	+9.2

Table 1: Comparison of readings (R), Ansys results (A) and Z88ENSI results (Z).

values, we carried out three test cycles for each test setup. A test cycle is made up of five temperature levels, which increase linear with corresponding stabilization phases, as shown in Figure 2 right side. We gradually raised the control temperature of the test bench to $T_{1c}=60^{\circ}\text{C}$, $T_{2c}=80^{\circ}\text{C}$, $T_{3c}=100^{\circ}\text{C}$, $T_{4c}=120^{\circ}\text{C}$ and $T_{5c}=140^{\circ}\text{C}$. The control temperatures were initially exceeded in the heating phase. After that the test bench cooled down and was alternately kept at the level of the control temperatures. The data was recorded in this second phases of each heating period. These periods are highlighted in Figure 2. In the data processing, the minimum, maximum and mean temperatures were determined in the respective periods. The values given in table 1 are the corresponding mean values of the three test cycles.

The measured data was compared with results obtained from Z88ENSI V3 and with the commercial software Ansys, whereby the steady state thermal module of the 19.2 version was used. The two simulation models shown in Figure 3 differ fundamentally.

With the Z88ENSI model, the gap between the inner and outer cask is not meshed according to our approach. The Ansys model implements the conventional approach with a mesh gap. Furthermore, the definition of the inner boundary condition is different. With the Ansys model, the respective control temperature of the measurement series is specified as a constant temperature on the inner surface of the inner cask. In Figure 3,

the corresponding area is highlighted in red at the cutting edge. With the Z88ENSI model, a heat flow is applied to the same surface. The heat flow is determined from the corresponding Ansys simulations. This procedure is necessary because Z88ENSI only allows heat flow as an internal boundary condition. The radiation and convection boundary conditions on the outer surface of the cask are identical for both models. An emission coefficient of 0.6 is chosen. The heat transfer coefficients are calculated according to [2]. The ambient temperature was set to 294 K as determined in the tests. All heat transfer mechanisms have been taken into account in the gap. Table 1 shows the comparison between the measurements and the results of the simulations. The respective measured value was used as a reference value for calculating the deviations of the simulation results.

The following tendencies can be identified:

- Basically, regardless of the simulation program, the simulation results deviate less from the experiments at low temperatures than at high temperatures.
- The Ansys simulation results usually deviate less. However, there are occasionally high deviations (13%).
- The Z88ENSI simulation results are closer to the readings of the thermal surface sensors (inner cask top, lid inside) than to those of the thermal imaging camera (lateral surface, lid outside)
- The deviations of the Z88ENSI simulation results are mostly less than 10%.

Considering measurement errors and errors that result from the modeling, it can be stated that our approach is verified by the test bench tests. We presented the validation of the software in [3].

Project Perspectives for 2022

We successfully completed the research project for the development of Z88ENSI V3 and delivered the software in the end of November 2021. The next research project for the further development of the program started immediately in December 2021. In the following, we present the goals and the planned procedure for this project.

This project focuses on two main aspects, the development and implementation of finite element-based substitute models for spent fuel assembly for a comprehensive determination of the fuel rod cladding temperature and the implementation of the functionality to consider the height-specific burn-up of spent fuel assemblies.

Considering the height-specific burn-up of spent fuel assemblies

The decay heat is an essential variable when designing or assessing dual-purpose casks. It arises at the atomic level through the spontaneous decay of the fission products formed in the reactor during operation. The development of the decay heat has a large number of influencing factors. However, it correlates with the burn-up, i.e. the amount of energy that was released during operation. To simplify, the higher the burn-up, the more fission products have been created and the higher the decay heat. However, the burn-up is not constant over the height of a fuel assembly, but has a significant profile that depends on the type of fuel assembly and on the type and the design of the reactor [4].

In the middle area of the fuel assembly there is a plateau with a maximum between 110% and 120% of the mean burn-up, whereas the fuel utilization at the ends falls to a minimum between 50% and 60%. The burn-off is slightly higher in the floor area than in the head area due to the density differences in the moderator [4, 5]. Due to the relationship

between burn-up and decay heat as well as the altitude-specific character of the burn-up, it can be stated that an altitude-specific distribution of the heat loads of the fuel assemblies is useful for a more precise determination of the temperature field within dual-purpose casks.

The consideration of this phenomenon in the course of the current research project should be possible by partitioning the shaft walls of the baskets. Regardless of the type of cask, ten zones should subdivide each shaft height. Via the GUI the user should be able to assign each of these zones a percentage of the total amount of heat of the respective fuel assembly.

Estimation of the peak fuel rod cladding temperature

For assessment of the temperature field inside the dual-purpose casks, various critical temperature limit values must be maintained. This is necessary for the long-term stability of the cask materials. These critical temperatures include among others the external surface temperature of the container or the temperatures in the sealing areas of the primary and secondary lid. Another one is the fuel rod cladding tube temperature.

In almost all light water reactors in operation, the rod bundle structure consisting of fuel rods, a supporting structure and control instrumentation is state of the art for fuel assemblies. The dimensions of the individual components and the number of fuel rods vary depending on the type and design of the reactor. With regard to the materials, zirconium alloy and stabilized austenitic steel have prevailed for fuel assemblies. In order to be able to guarantee the material integrity, it is important that the temperature at the tubes does not exceed a certain threshold value, the critical fuel rod cladding temperature [4, 6, 7].

Due to the structure and the dimensional relationships, which would greatly increase the nodes and number of elements and thus the computational effort in simulations, fuel assemblies are not directly considered in simulation models of DPCs. Usu-

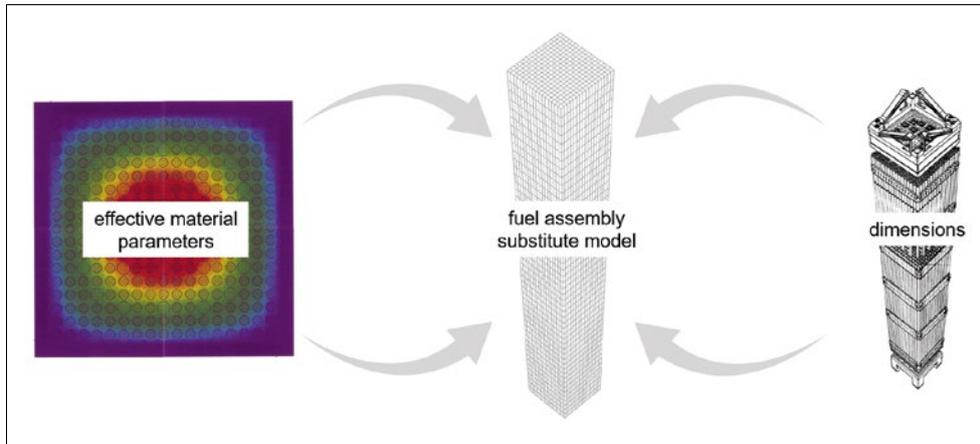


Figure 4: Generation of a fuel assembly substitute model [15, 16].

ally their influence is reduced to the decay heat, which is applied in the form of heat flows as boundary conditions to the shaft walls of the support cage. This type of thermal boundary condition is also implemented in the Z88ENSI V3 program. However, only the maximum shaft wall temperature can be determined with this approach, but not a covering fuel rod cladding tube temperature. The aim of this research project is to overcome this limitation.

There are different methods for calculating a covering fuel rod cladding tube temperature, whereby the respective approach can be experimental-analytical or simulative [8]. The Wooton-Epstein correlation [9] and the two-zone model according to Manteufel and Todreas [10] are two experimental-analytical approaches, which provide conservative results. With increasing available computing power, more precise numerical approaches can be used. As [11], [12] and [13] show, simulations of fuel assemblies even with detailed fuel rods and spacers, as well as including the fuel assembly base and head, are possible and provide very precise information about the thermal and mechanical processes. In addition, special computer codes have been developed for years that are precisely tailored to this type of simulation [14]. Those approaches provide high quality results, but require a high computational effort. Bahney and Lotz [15] have developed a method which reduced the computational effort while providing sufficient accurate maximum temperatures for

the cladding tube. According to their approach, homogenized material parameters are derived on the basis of detailed, two-dimensional simulations of fuel assembly cross-sections. With these material parameters a fuel assembly-specific and finite element based substitute model can be created. This substitute model assumes the fuel assemblies with a cuboid volume body, to which the specific effective material properties (thermal conductivity, specific heat capacity etc.) are assigned. The generation of a substitute model is shown schematically in Figure 4. A major advantage of this approach is the considering of the radiation-related heat dissipation when determining the effective thermal conductivity. Thermal radiation is numerically complex to calculate, especially when looking at a three-dimensional rod-resolved fuel assembly. It should be noted, that for the validity of the approach, it is important that the convective heat transfer has a negligible influence inside the fuel assemblies.

Thermal simulations with such substitute models are very fast, while also covering high maximum temperatures at the same time. This approach corresponds to the basic idea of the Z88ENSI program and therefore should be integrated into the framework.

The integration will take place in two steps. First, on basis of the already existing substitute models according to [15], a routine has to be developed that allows the integration of different substitute models into different

cask types. The previous approach implemented in Z88ENSI, that only a cask without fuel elements is considered, must be expanded. Whereby this case must still be an available option. In the second step, fuel assembly substitute models are developed for the fuel assembly mainly used in Switzerland. The basis for this is the procedure presented in [15]. The number and kind of fuel assembly to be considered has yet to be determined. Finally, these new fuel assembly substitute models need to be integrated in Z88ENSI V4

Schedule for the development of Z88ENSI V4

The focus in the first project year (2022) is on the detailed analysis of the thermal processes in spent fuel assemblies, the implementation of the functionality to consider the height-specific burn-up and the development of a process for the integration of substitute models into the existing simulation program Z88ENSI.

In the second year of the project (2023), the specific fuel assembly substitute models will be developed and implemented according to the developed process of the first project year. In addition, it is necessary to implement the other functionalities, to merge the developments in the framework and to validate the program parts as well as the entire software

References

- [1] International Atomic Energy Agency IAEA, **Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material: Specific Safety Requirements**, No. SSR-6, Wien 2018
- [2] Marek, R., Nitsche, K.: **Praxis der Wärmeübertragung**, Carl Hanser, München 2019
- [3] Roppel, M., Lange, C., Roith, B., Rieg, F.: **Accelerated Parameterized Computation of the Thermal Behaviour of Dual Purpose Casks**, in Proceedings of the International Conference on Engineering Design (ICED21), Gothenburg, Sweden, 16-20 August 2021. DOI:10.1017/pds.2021.3
- [4] A. Ziegler; H.-J. Allelein (Hrsg.): **Reaktortechnik, Physikalisch-technische Grundlagen**; 2. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg 2013
- [5] International Atomic Energy Agency IAEA: **Safety Requirements No. S-R-1, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material**; Wien 2005
- [6] R. Zahoransky (Hrsg.): **Energietechnik, Systeme zur Energieumwandlung. Kompaktwissen für Studium und Beruf**; 7. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg 2015
- [7] M. Murabayashi; S. Tanaka; Y. Takahashi: **Thermal Conductivity and Heat Capacity of Zircaloy-2, -4 and Unalloyed Zirconium**; Journal of Nuclear Science and Technology, Bd. 12, S. 661-662, 1975
- [8] H. Kim; O. Kwon; G. Kang; D. - G. Lee: **Comparisons of prediction methods for peak cladding temperature and effective thermal conductivity in spent fuel assemblies of transportation/storage casks**; Annals of Nuclear Energy, Bd. 71, S. 427-435, 2014
- [9] R. O. Wootton; H. M. Epstein: **Heat Transfer from a Parallel Rod Fuel Element in a Shipping Container**, Unpublished Report, Battelle Memorial Institute (1963)
- [10] R. D. Manteufel; N. E. Todreas: **Effective Thermal Conductivity and Edge Conductance Model for a Spent-Fuel Assembly**, Nuclear Technology, Bd. 105, S. 421-440, 1994
- [11] R. Chalasani; P. E. Araya; M. Greiner: **Simulations of natural convection/radiation heat transfer for horizontal and vertical arrays of heated rods inside a uniform temperature enclosure**, PATRAM 2007, Miami 2007
- [12] Araya, P.E., Greiner, M.: **Benchmark of natural convection/radiation simulations within an enclosed array of horizontal heated rods**, Nuclear Technology, Bd. 167, S. 384-394, 2009
- [13] Gómez, P. E. A., Greiner, M.: **2D natural convection and radiation heat transfer simulations of a PWR fuel assembly within a constant temperature support structure**, ASME 2006 Pressure Vessels

and Piping/ICPVT-11 Conference, Vancouver 2006

- [14] T. E. Michener; D. R. Rector; J. M. Cuta: **CO-BRA-SFS Thermal-Hydraulic Analysis Code for Spent Fuel Storage and Transportation Casks: Models and Methods**. United States: N. p., 2017. Web. doi:10.1080/00295450.2017.1305190.
- [15] R. H. Bahney; T. L. Lotz: **Spent nuclear fuel effective thermal conductivity report**. TRW Report BBA000000-017 17-5705-00010 REV 00, Las Vegas 1996
- [16] P. Suchy; H.-P. Holley; W. Schricker (1994) **Brennelement, insbesondere für einen Druckwasser-Kernreaktor** (O 364 623 B1). Europäische Patentschrift. <https://data.epo.org/publication-server/document?iDocId=1122720&iFormat=0>

HELP

Hydrogen Enhanced Localized 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

Adress: Forschungsstrasse 111,

232 Villingen PSI

Duration of the Project: Sept 2019–2022

Abstract

During normal reactor operation, high temperature water corrosion of the zirconium-based fuel cladding generates hydrogen, some of which diffuses into the metal. This hydrogen, both in solid solution (SS) and in its precipitated form (hydrides), affects the mechanical properties of the zirconium cladding. Depending on the amount of hydrogen, temperature, and deformation rate, different embrittlement mechanisms can be active in the material.

As long-term (interim) storage of spent nuclear fuel is becoming more prevalent, the study of the effects of hydrogen on clad materials is becoming increasingly important. While most current research on spent fuel cladding focuses on embrittlement due to hydrides, this project concentrates on hydrogen in solid solution. Hydrogen tends to diffuse towards dislocations, forming Cottrell atmospheres around them. The presence of the surrounding hydrogen reduces the energy barrier required to generate new dislocations and lowers the Peierls stress needed to move them, leading to increased ductility. This phenomenon, known as hydrogen-enhanced localized plasticity (HELP), has been extensively studied in face-centred and body-centred cubic metals. However, a complete understanding of the HELP effect in hexagonal close-packed metals like zirconium alloys is lacking.

During the year 2021, the understanding of the mechanical properties of zirconium alloys in presence of hydrogen in solid solution has been improved by the usage of the strain-rate jump nano-indentation technique, micro-hardness test and 3-point bending test of clad samples. The analysis of the strain rate revealed low strain rate sensitivity (SRS) independently on the presence of SS hydrogen, with only a minor increase of activation volume recorded at 300 °C in presence of 200 wppm H. Micro-hardness tests and 3-point bending tests were performed on Zry-4 samples enriched up to 700 wppm H, and at temperatures between 25 °C and 400 °C. Both mechanical experiments indicated hydrogen-induced softening at high temperatures and low hydrogen concentrations, and hydrides-induced hardening at low temperatures and high hydrogen contents. The stability of hydrogen in high-vacuum conditions at the test temperatures (up to 400 °C) has been confirmed experimentally to further validate the micro-mechanical tests results obtained.

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]–[3]).

During operation, the fuel cladding oxidizes on the waterside, leading to hydrogen uptake into the metal. Hydrogen severely affects the mechanical performances of the clad. Depending on the temperature, hydrogen can be found in form of hydrides or in solid solution. The first cause hardening and loss of toughness, whereas the second can cause softening effects (e.g. [4]–[6]).

Typical hydrogen concentrations in zirconium claddings found after operation vary between few tens of wppm and 800 wppm depending on the time spent in the corrosive environment and burn-up ([7], [8]). Moreover, the hydrogen concentration can vary locally within the cladding between few wppm to 1500 wppm in presence of specific features (e.g. [9], [10]).

In zirconium alloys for nuclear fuel cladding applications most of the research effort has been so far concentrated on the effect of hydrides. However, clad temperature can still exceed 200 °C (e.g. [11]) 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 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 localized plasticity (HELP). The HELP effect has not been directly studied in zirconium. However, strong indications of HELP effect can be found in the results of high temperature experiments in presence of hydrogen, as described in more details in the 2020 report. 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

Strain-rate sensitivity:

Following the nano-hardness results presented in the 2020 report, the influence that the deformation rate has on the dislocation motion activation has been checked applying strain rate-jump analysis to nano-indentations, following a similar technique as the one described in detail by Wheeler et al. in [12].

As the HELP effect is partially dependent on the relative speed of dislocations and diffusion of hydrogen atmospheres, a strong influence of the deformation rate was expected.

In-situ indentation testing was performed at ETH Zürich on an Alemnis equipment equipped with a Berkovich diamond tip inside a Tescan Vega 3 SEM using displacement control. The strain rate was varied abruptly during indentation from $1 \times 10^{-4} \text{ s}^{-1}$ to $2.5 \times 10^{-1} \text{ s}^{-1}$, and the instantaneous hardness values were measured.

The strain rate sensitivity (m) has been obtained as

$$m = (d(\ln H)) / (d(\ln \dot{\epsilon}))$$

Where H is the instantaneous hardness and $\dot{\epsilon}$ is the applied strain rate.

The activation volume V can be directly derived from the strain rate sensitivity m as:

$$V = (3\sqrt{3} kT) / (H \cdot m)$$

Where k is the Boltzman constant and T is the absolute temperature.

Recrystallized, stress relieved, Zry-4 has been enriched to 230 wppm H using gaseous-charging as described in [9]. A minimum of 4 tests were performed for each condition, and the applied strain rates are described in

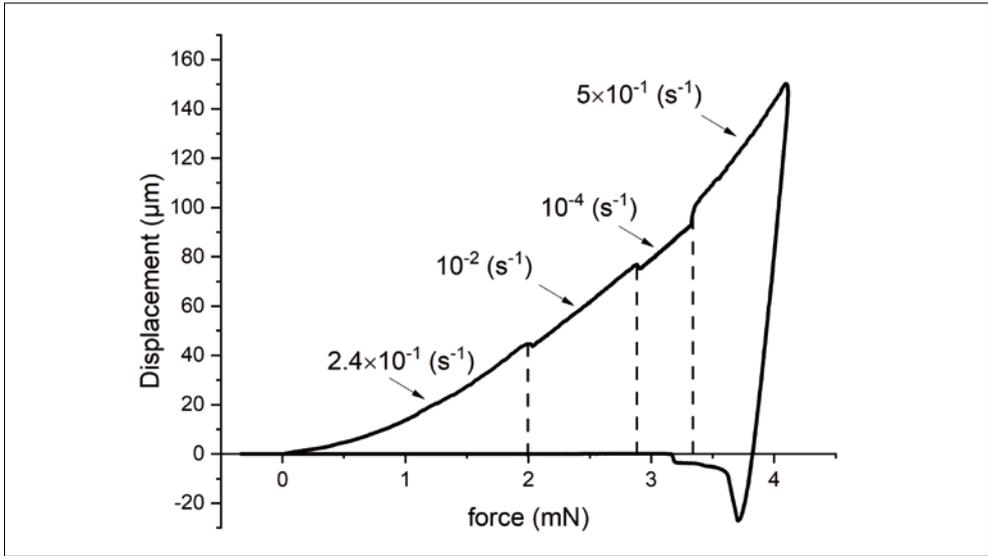


Image 1: Load-displacement obtained from a nanoindentation performed with stain-rate jump technique; the strain rate applied are highlighted.

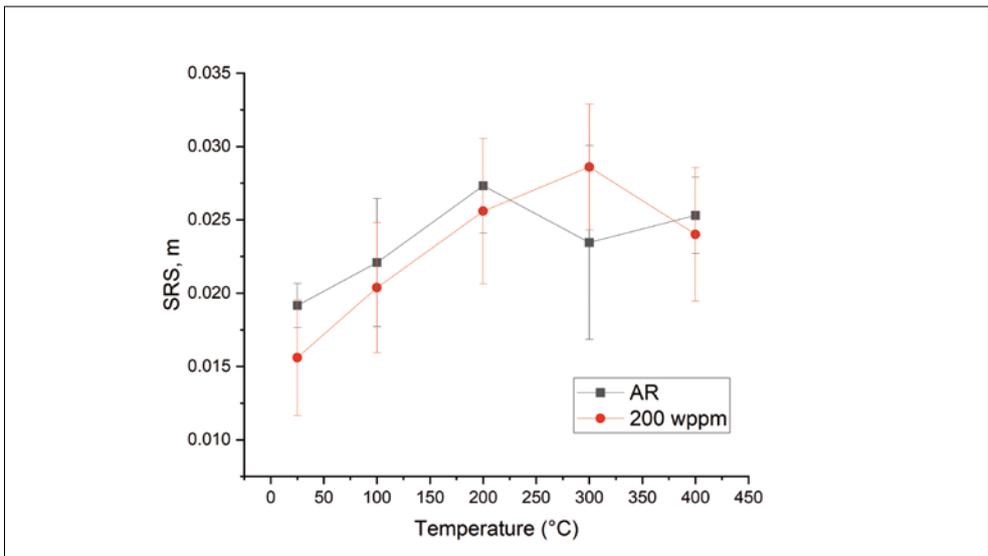


Image 2: Strain rate sensitivity of Zry-4 in the hydrogen-enriched and hydrogen-free (AR) state.

IMAGE 1. The material has then been tested at temperatures of 100 °C, 200 °C, 300 °C, 400 °C, and at room temperature. The strain rate sensitivity of the material in the as-received (AR) state compared to the one obtained in presence of hydrogen is shown in IMAGE 2.

The results show a relatively low strain sensitivity in all the tested conditions, typical of solute-dragging deformations. The hydrogen-rich material shows a lower activation volume compared to the hydrogen-free material due to the increased interaction with the hydrate precipitates. However, at 300 °C the hydrogen-rich material presents an abrupt decrease in activation volume that

can be associated with increased cross-slip activity and dislocation motion due to the interaction of the hydrogen in solid solution in those conditions, confirming the nano-hardness measurements obtained last year for the same material. The results from the presented strain-rate jump analysis were presented at TopFuel 2021 in Santander (Spain).

Elevated temperature micro-hardness testing:

Nano-indentation measurements performed during 2020 and part of 2021 proved that hardness measurements can be effectively used as a tool to differentiate between the hydrides-induced hardening from the

hydrogen-induced softening active at higher temperatures. However, the nano-indentation results showed relatively large standard deviations due to the anisotropy of the analysed material. Moreover, the equipment shows substantial instabilities when used at temperatures above 250 °C, which poses questions over the validity of the data acquired at higher temperatures.

To overcome those limitations, the usage of a high-temperature micro-indenter has been preferred over the nano-indenter for analysing the hardness of the zirconium-based material at increased temperatures under the influence of hydrogen.

For the analysis, Zry-4 sheet material has been enriched to concentrations of 48 wppm H, 88 wppm H, 230 wppm H and 700 wppm H, with the method described in [9]. The hydrogen content was confirmed by hot gas extraction with a precision of ± 10 wppm. A minimum of 4 indents have been performed for each material, at temperatures of 22 °C, 100 °C, 200 °C, 300 °C and 400 °C. The indents have been performed using the recently acquired NIKON QM hot micro-indenter at the Laboratory of Nano Materials in ETH, equipped with a sapphire tip, applying a dead-weight of 200 g. The resulting indentations were measured by optical microscope at the test temperature.

The Vickers Hardness (HV) values were obtained from the indentation size using the following formula [13]:

$$HV = \frac{[2F \sin(\theta/2)]}{L^2} \approx 1.8544 \cdot F/L^2$$

Where F is the applied load, θ is the angle between the indenter faces (136 °C for a Vickers indenter) and L is the average of the diagonals.

The results, summarized in IMAGE 3, show an increase in the measured hardness of the material with increased hydrogen content at temperatures below 200 °C. At temperature of 300 °C, the samples enriched at 88 wppm H and 230 wppm H shows softer behavior compared to the hydrogen-poor material. The test performed at 400 °C shows close to no variation with respect of the reference material for all the hydrogen concentrations. The high-temperature micro-indentation results obtained were presented to the scientific community during the 26th International QUENCH Workshop, organized by the Karlsruhe Institute of Technology (KIT).

Hydrogen degassing of zirconium under high vacuum conditions:

Both nano-indentation and micro-indentation have been conducted in high vacuum conditions ($< 10^{-5}$ Bar) either because inside of a scanning electron microscope, or to limit the oxidation and guarantee thermal sta-

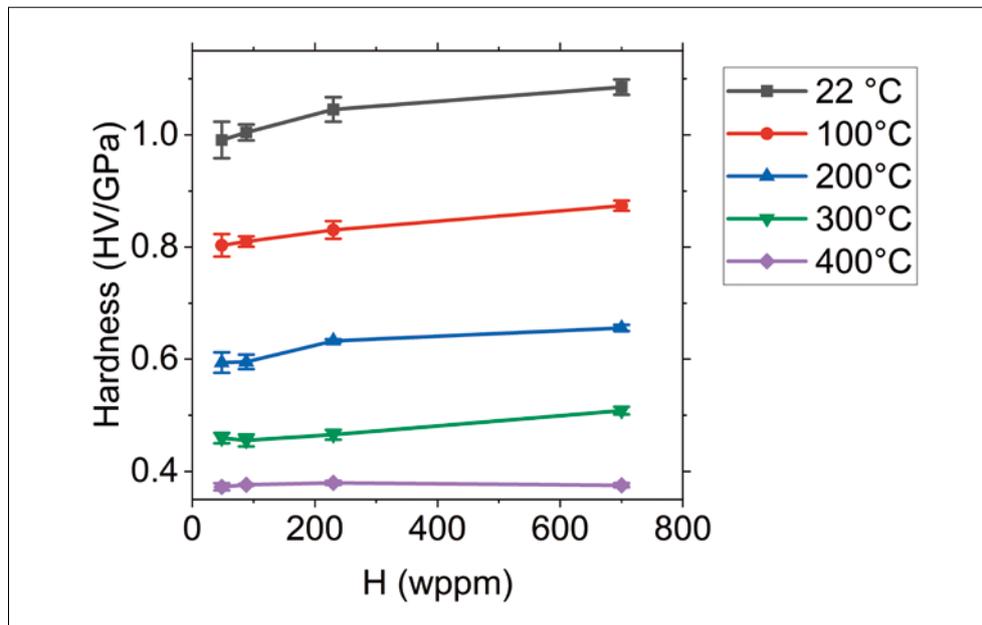


Image 3: Micro-hardness measurements of Zry-4 in presence of hydrogen at temperatures between 22 °C and 400 °C.

bility. The combination of high temperature and high vacuum environment might cause some hydrogen to escape from the sample into the chamber. While this effect is evident at temperature above 600 °C (e.g. [14], [15]), the extent of hydrogen desorption at lower temperatures is still unclear, and has therefore been studied experimentally in the framework of this project.

For the presented experiment, two cladding tubes Zry-4 of about 15 cm in length have been charged to target concentrations of about 100 and 350 wppm of hydrogen; After hydrogenation, the tubes have then been sectioned in 5 mm rings, and, at regular intervals, reference samples have been reserved for gas extraction without any exposure to high-vacuum/high-temperature conditions. The remaining rings have been subjected to high-vacuum conditions at temperatures ranging from 200 °C to 400 °C for a variable time of 6 to 48 hours inside the same apparatus previously used for hydrogenation. The samples have then been measured using the hot gas extraction method.

The results of the hydrogen determination are shown in IMAGE 4. The initial hydrogen concentration can be approximated within 10 ppm using the reference samples. The samples subjected to high vacuum conditions at 200 °C or 300 °C did not show any considerable variation with respect to the expected values, even after 48 h of exposure. Only at 400 °C some variation can be noted, with a significant variation of about 20 wppm in the sample subjected to high vacuum for 48 hours.

The results have been compared with a model based on the PSI in-house hydrogen behavior tool, extended to take into account hydrogen desorption under high vacuum conditions using the flux derived by Terrani et al. [14], the Hydrogen Nucleation-Growth-Dissolution (HNGD) model developed by Passelaigue et al. [16] and the hydrogen terminal solid solubility of dissolution (TSSD) and precipitation (TSSP) as described by Boldt et al. [17]. The modelling allowed also to estimate the radial profile of hydrogen during desorption, relevant for

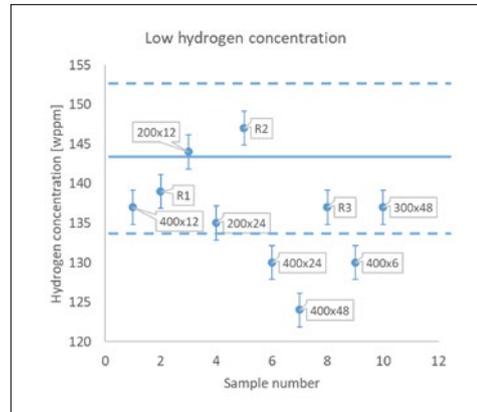


Image 4: Hydrogen concentration measured before exposure to high vacuum environment (r1, r2, r3) and after exposure at high vacuum at 200 °C, 300 °C and 400 °C for 6 to 48 hours.

surface measurements like nano- and micro-indentation.

The simulation predicted close to no hydrogen desorption at temperatures lower than 400 °C and some desorption at the higher temperature. In each case, the difference between the simulation and experiment is within the experimental and/or modelling uncertainty. Simulating the hydrogen radial profiles, no concentration gradient has been found, as the hydrogen transport kinetics is much faster compared with desorption kinetics in the studied range of temperatures, concluding that the micromechanical measurements at 400 °C can be considered valid. This finding has been presented at the EUROSAFE forum 2021, where it scored the 2nd place as best paper and 2nd place as best presentation during the ETSO Award Science Slam.

High temperature 3-point bending test of Zry-4 clad sections in presence of hydrogen:

The effect of hydrogen has been assessed also by elevated temperature 3-point bending tests of cold-worked, stress relieved Zry-4 cladding tube sections enriched with hydrogen. Tests have been performed at temperatures between 100 °C and 400 °C and for hydrogen concentrations up to 400 wppm. The results show effects of hydrogen-induced softening at higher temperatures and lower hydrogen concentrations and hydrides-induced hardening at lower temperatures and higher hydrogen content, confirming the same tendency found by micro-indentation.

The testing apparatus is constituted of a MTS universal tensile machine, equipped with a 1 kN load sensor, a custom-made bend fixture and environmental oven. The span between the supporting pins of the bending fixture is 4 mm. The displacement was monitored by the usage of an extensometer. The temperature was monitored and controlled by a thermocouple welded on a secondary specimen placed in the vicinity of the test sample.

The tests were performed at constant temperature of 100 °C, 300 °C and 400 °C. Thermal stability and respective hydrides dissolution has been ensured by imposing a hold-time of 2 hours at the test temperature prior to the test. During the holding time, a constant force of 2N was imposed on the sample to hold it in place. After hold time, the 3-point bending test has been conducted in displacement control until total displacement of 0.75 mm is reached to induce yield of the material.

From the load-displacement curve, the flexural stress σ_f and flexural strain ϵ_f have been calculated, respectively, as:

$$\sigma_f = (3FL)/(2bd^2)$$

$$\epsilon_f = (6Dd)/L^2$$

Where:

- F is the load measured at the cross-head (N);
- L is the support span (~4 mm);
- b is the width of the test beam (~4 mm)
- d is the thickness of the clad (~ 0.75 mm);
- D is the deflection, as recorded by the extensimeter (mm).

For each set of conditions of hydrogen content and temperature, a minimum of 3 data-sets per condition has been obtained.

The flexural stress and flexural strain obtained from the 3-point bending test are summarized in IMAGE 5, where the flexural stress/flexural strain curve obtained by averaging the 3 homologues samples has been plotted. The maximum standard deviation between homologues samples recorded in the test has been ~5%.

From IMAGE 5, it can be noted that at a temperature of 100 °C, the yield stress of the material increases with increased hydrogen content. At the recorded temperature of 300 °C the specimens containing 50 wppm H and 100 wppm H show a premature onset of plasticity compared to the hydrogen-free sample, whereas the sample charged at higher hydrogen contents shows a higher yield point compared to the reference material. At 400 °C, a similar tendency is observed as the samples containing 50 wppm H to 200 wppm show softer behavior compared to the material in the as-received form and to the materials charged to 300 wppm H and 400 wppm H.

The flexural yield point can be obtained from the flexural stress/flexural strain curve by using the offset criteria $R_{p0.2}$, showing how hydrogen in solid solution tend to decrease the yield stress, whereas hydrides cause yield stress increase.

The results of the presented 3-point bending tests have been submitted to the Interna-

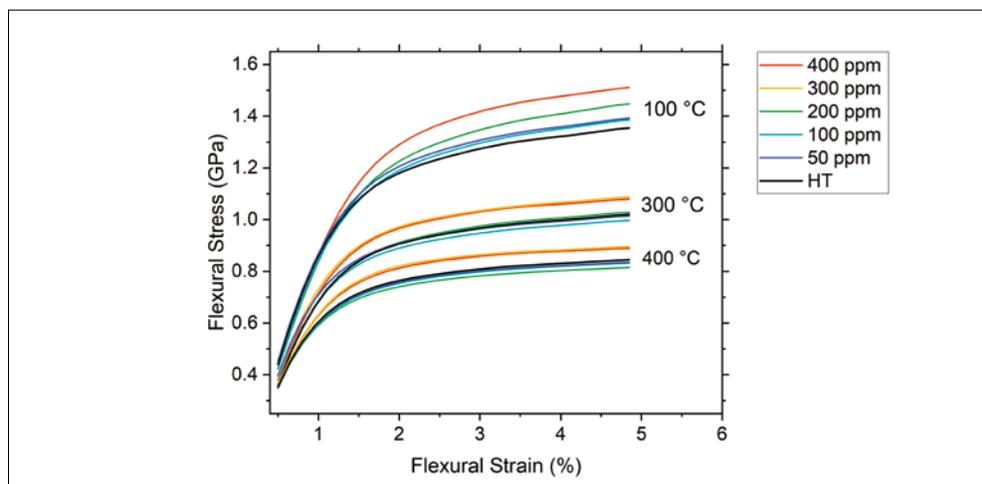


Image 5: Flexural stress and flexural strain recorded at 100 °C, 300 °C and 400 °C and at hydrogen contents ranging from 50 wppm to 400 wppm. The results are compared to the heat treated (ht) sample, that has no added hydrogen but same thermal history compared to the other samples.

tional Youth Nuclear Conference IYNC2022. The peer reviewing process is ongoing.

National Cooperation

The presented results have been obtained at PSI and ETH laboratories, in collaboration with many scientists, fellow PhD students and technicians that greatly supported the HELP project. Among many, I would like to cite: ETH Zürich:

- Prof. Dr. Ralph Spolenak, Laboratory for Nanometallurgy, Department of Materials (D-MATL); high temperature nanoindentation experiments;
- Dr. Jeffrey M. Wheeler, Femto Tools AG, discussion and support with the high temperature nanoindentation experiments;
- Prof. Dr. Jörg. F. Löffler and Dr. Stoica Mihai, Laboratory of Metal Physics and Technology, D-MATL; Hydrogen measurements of non-active 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);
- Aaron William Coldewei, Laboratory of Nuclear Material (LNM/NES); 3-point bending setup.
- Dr. Piotr Konarski, Laboratory for Reactor Physics and Thermal-Hydraulics (LRPT/NES); simulation work on hydrogen diffusion.
- Dr. Elisabeth Müller, Electron Microscopy Facility (EMF); FIB and TEM analyses.
- Dr. Pavel Trtik and Okan Yetik, Laboratory for Neutron Scattering and Imaging (LNS/NUM); neutron radiography imaging.

International Cooperation

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. Kameron, possible usage of NSUF (National Science User Facilities) insitu TEM;
- Czech Academy of Sciences, Institute of Physics of Materials (CZ): Prof. Roman Gröger and Jakub Holzer, collaboration on electron microscopy and EBSD analysis.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

During the second year of the PhD project most of the efforts have concentrated on quantifying and defining the boundary conditions necessary to activate the HELP mechanism over other types of competitive hydrogen embrittlement effects.

Micro-indentation and 3-point bending experiments indicated that hydrogen in solid solution tends to decrease hardness and yield point of the material as hypothesized. The effect of hydrogen in solid solution appears to be minor compared to the effect of hydrides, but significant. The most pronounced softening effect has been recorded at 300 °C for Zry-4 samples enriched with 100 wppm of hydrogen. In those conditions, a decrease of 1% has been recorded by micro-hardness test and a decrease of 3% was recorded in flexural-yield stress of clad sections. An overview of the finding will be submitted to the 20th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, to be held in June 2022.

The HELP effect on the dislocation activation energy and motion can be recorded by environmental TEM at elevated temperature at ETH. Ex-situ observation of dislocations activity in zirconium has been already achieved during the first year of the project. In-situ TEM observation of dislocation movement at high temperature in presence of hydrogen would help in understanding the correlation between the formation of Cottrell at-

mospheres of hydrogen around dislocation edges and the macroscopic change in the material mechanical properties.

As the conditions of temperature, hydrogen concentration and strain rate necessary to activate the HELP effect mechanism are now known, fatigue and/or tensile experiments of dog-bone samples in selected conditions foreseen to take place.

Finally, in-situ neutron radiography during tensile test of differentially charged cladding samples at the PSI SINQ neutron source, in collaboration with Mirco Grosse and Sarah Weick (KIT). A joint proposal has been submitted in December 2021 and is in the reviewing phase.

Publications

The following journal paper has been published:

- [10] L. I. Duarte, F. Fagnoni, R. Zubler, W. Gong, P. Trtik, and J. Bertsch, 'Effect of the inner liner on the hydrogen distribution of zircaloy-2 nuclear fuel claddings', *Journal of Nuclear Materials*, vol. 557, p. 153284, Dec. 2021, doi: 10.1016/j.jnucmat.2021.153284.

Conference and workshops attended during 2021:

- TopFuel 2021, Santander (Spain): Elevated Temperature Nanoindentation of Zry-4 in the presence of hydrogen in solid solution. Fagnoni Francesco, Liliana I. Duarte, Jeffrey M. Wheeler, Johannes Bertsch;
- EUROSAFE 2021, Paris (France): Hydrogen degassing of zirconium under high vacuum conditions. Francesco Fagnoni, Piotr Konarski;
- QUENCH 2021, Online: Elevated Temperature Micro-hardness Test of Zry-4 in the Presence of Hydrogen in Solid Solution. Fagnoni Francesco, Liliana I. Duarte, Jeffrey M. Wheeler, Johannes Bertsch.

References

- [1] M. A. Vicente Alvarez, J. R. Santisteban, P. Vizcaino, A. V. Flores, A. D. Banchik, and J. Almer, 'Hydride reorientation in Zr2.5Nb studied by synchrotron X-ray diffraction', *Acta Materialia*, vol. 60, no. 20, pp. 6892–6906, Dec. 2012, doi:10.1016/j.actamat.2012.07.029.
- [2] N. A. P. Kiran Kumar and J. A. Szpunar, 'EBSD studies on microstructure and crystallographic orientation of δ -hydrides in Zircaloy-4, Zr-1% Nb and Zr-2.5% Nb', *Materials Science and Engineering: A*, vol. 528, no. 21, pp. 6366–6374, Aug. 2011, doi: 10.1016/j.msea.2011.05.022.
- [3] W. Qin, N. A. P. Kiran Kumar, J. A. Szpunar, and J. Kozinski, 'Intergranular δ -hydride nucleation and orientation in zirconium alloys', *Acta Materialia*, vol. 59, no. 18, pp. 7010–7021, Oct. 2011, doi: 10.1016/j.actamat.2011.07.054.
- [4] M. A. Martín-Rengel, F. J. Gómez Sánchez, J. Ruiz-Hervías, L. Caballero, and A. Valiente, 'Revisiting the method to obtain the mechanical properties of hydrided fuel cladding in the hoop direction', *Journal of Nuclear Materials*, vol. 429, no. 1, pp. 276–283, Oct. 2012, doi:10.1016/j.jnucmat.2012.06.003.
- [5] S. Yamanaka et al., 'Characteristics of zirconium hydrogen solid solution', *Journal of Alloys and Compounds*, vol. 372, no. 1, pp. 129–135, Jun. 2004, doi: 10.1016/j.jallcom.2003.09.140.
- [6] V. Mallipudi, S. Valance, and J. Bertsch, 'Meso-scale analysis of the creep behavior of hydrogenated Zircaloy-4', *Mechanics of Materials*, vol. 51, pp. 15–28, Aug. 2012, doi: 10.1016/j.mechmat.2012.03.003.
- [7] J. Kim, H. Yoon, D. Kook, and Y. Kim, 'A study on the initial characteristics of domestic spent nuclear fuels for long term dry storage', *Nuclear Engineering and Technology*, vol. 45, no. 3, pp. 377–384, Jun. 2013, doi:10.5516/NET.06.2012.082.
- [8] A. T. Motta et al., 'Hydrogen in zirconium alloys: A review', *Journal of Nuclear Materials*, vol. 518, pp. 440–460, May 2019, doi:10.1016/j.jnucmat.2019.02.042.
- [9] W. Gong et al., 'Hydrogen diffusion and precipitation in duplex zirconium nuclear fuel cladding quantified by high-resolution neutron imaging', *Journal of Nuclear Materials*, vol. 526, p. 151757, Dec. 2019, doi: 10.1016/j.jnucmat.2019.151757.

- [10] L. I. Duarte, F. Fagnoni, R. Zubler, W. Gong, P. Trtik, and J. Bertsch, «Effect of the inner liner on the hydrogen distribution of zircaloy-2 nuclear fuel claddings», *Journal of Nuclear Materials*, vol. 557, p. 153284, Dec. 2021, doi: 10.1016/j.jnucmat.2021.153284.
- [11] H.-J. Cha, K.-N. Jang, and K.-T. Kim, «An allowable cladding peak temperature for spent nuclear fuels in interim dry storage», *Journal of Nuclear Materials*, vol. 498, pp. 409–420, Jan. 2018, doi: 10.1016/j.jnucmat.2017.11.018.
- [12] J. M. Wheeler, V. Maier, K. Durst, M. Göken, and J. Michler, «Activation parameters for deformation of ultrafine-grained aluminium as determined by indentation strain rate jumps at elevated temperature», *Materials Science and Engineering: A*, vol. 585, pp. 108–113, Nov. 2013, doi: 10.1016/j.msea.2013.07.033.
- [13] G. E. Dieter, *Mechanical metallurgy*, [3. ed. London Hamburg: McGraw-Hill, 1988.
- [14] K. A. Terrani, M. Balooch, D. Wongsawae-ng, S. Jaiyen, and D. R. Olander, «The kinetics of hydrogen desorption from and adsorption on zirconium hydride», *Journal of Nuclear Materials*, vol. 397, no. 1, pp. 61–68, Feb. 2010, doi: 10.1016/j.jnucmat.2009.12.008.
- [15] X. Hu, K. A. Terrani, and B. D. Wirth, «Hydrogen desorption kinetics from zirconium hydride and zirconium metal in vacuum», *Journal of Nuclear Materials*, vol. 448, no. 1, pp. 87–95, May 2014, doi: 10.1016/j.jnucmat.2014.01.028.
- [16] F. Passelaigue, E. Lacroix, G. Pastore, and A. T. Motta, «Implementation and Validation of the Hydride Nucleation-Growth-Dissolution (HNGD) model in BISON», *Journal of Nuclear Materials*, vol. 544, p. 152683, Feb. 2021, doi: 10.1016/j.jnucmat.2020.152683.
- [17] F. Boldt, «Implementation of Hydrogen Solid Solubility Data and Precipitation Threshold Stresses in the Fuel Rod Code TESP-ROD», *Journal of Nuclear Engineering and Radiation Science*, vol. 5, no. 2, Mar. 2019, doi: 10.1115/1.4042118.

DRYstars

Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-016-21

Author und Co-author(s): P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov, H. Ferroukhi
Institution: Paul Scherrer Institut
Address: CH-5232 Villigen PSI
Phone, E-mail, Internet address:
 056 310 2679, Piotr.Konarski@psi.ch,
<http://www.psi.ch/stars>
Duration of the Project: 1.11.2019 – 31.10.2022

Abstract

During 2021, main efforts were associated with hydrogen behaviour modelling. Hydrogen picked up by the cladding during base irradiation can activate failure mechanisms and jeopardize the rod integrity during storage. Therefore, it is crucial to predict the distribution of hydrogen in the cladding and its chemical state.

A hydrogen behaviour modelling methodology consisting of several components has been developed at PSI. First, the hydrogen uptake is calculated based on international and Swiss measurements. Then, a numerical solver developed at PSI calculates hydrogen diffusion. In the next step, dissolution and precipitation of hydrides is computed in order to estimate the chemical state of hydrogen.

In 2021, much attention was paid to hydrogen behaviour in liner claddings, widely used in Switzerland. The presence of the liner significantly changes the distribution of hydrogen, and thus it requires a separate approach. Experimental data from PSI has been used to derive and validate novel models for both inner and outer liner claddings.

The presence of radial hydrides can significantly affect the cladding mechanical performance by decreasing ductility. Therefore, a model for predicting the fraction of radial hydrides has been implemented and tested. The obtained results are used to study

cladding failure by embrittlement. Another failure mechanism studied in 2021 is delayed hydride cracking. Two models have been implemented to anticipate a rod failure caused by this mechanism.

Finally, the Hydrogen Postprocessor for Falcon HYPE has been developed. It is a stand-alone post-processing tool coupled to the fuel thermo-mechanical code Falcon. It includes all the aforementioned models. Based on the Falcon output file, HYPE calculates hydrogen uptake, hydrogen diffusion, dissolution and precipitation of hydrides. Furthermore, a preliminary approach to predict cladding failure by delayed hydride cracking or embrittlement was developed and added into the HYPE framework.

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 2021, the project objectives were 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.

The second phase of the benchmark for thermo-mechanical fuel rod behaviour during dry storage has been postponed and will begin by the end of 2022; therefore, this objective has not been achieved. Moreover, the second phase of the benchmark, also known

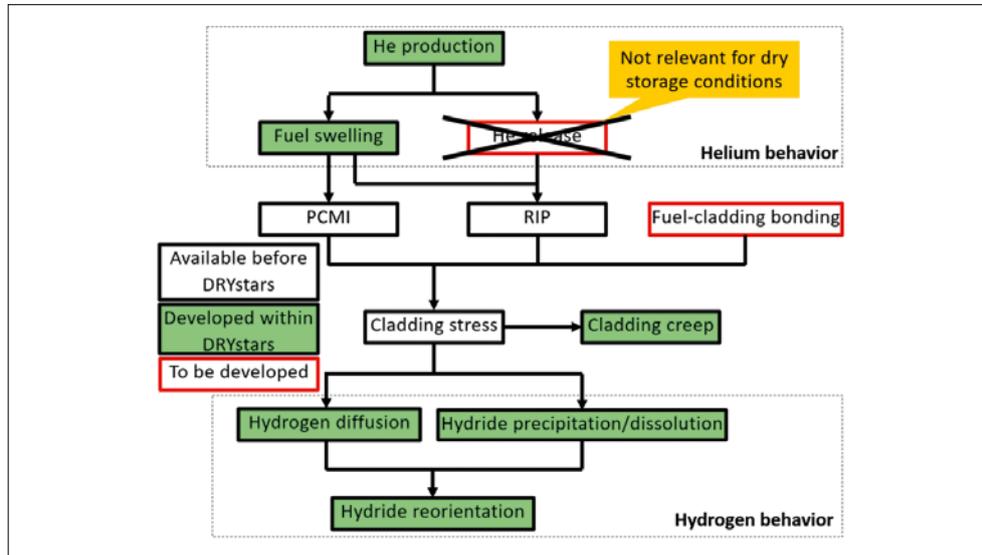


Figure 1: Phenomena important in dry storage conditions. Status: end of 2021.

as SPIZWURZ, will be focused on hydrogen behaviour in rods submitted to slow cooling and not on fuel thermo-mechanical performance as originally planned. The development of the coupling between fuel performance and reactor core simulations has been launched but is not yet finalized. Thereby, efforts in 2021 were concentrated on extending PSI modelling capabilities to hydrogen behaviour. The background is that a literature review conducted in 2020 on the capabilities and limitations of current state-of-the-art fuel performance codes, including Falcon, pointed out modelling needs of several important inter-dependent phenomena as shown in Figure 1. In that context, hydrogen behaviour was identified as a key element to be modelled in order to enlarge the Falcon range of application to dry storage safety analyses.

Hydrogen behaviour – uptake, diffusion and thermochemistry

Waterside corrosion of zirconium-based claddings produces hydrogen during reactor operation. A fraction of the produced hydrogen enters the cladding and migrates driven by concentration, temperature and stress gradients resulting in a non-uniform distribution [1]. This fraction is called the uptake (or pickup) fraction. When the local hydrogen concentration exceeds the solubility limit, zirconium hydrides are formed. They may affect mechanical performance

of the cladding and activate degradation mechanisms such as embrittlement and delayed hydride cracking that can threaten the rod integrity during operation and dry storage.

The first step in hydrogen behaviour modelling is to calculate its uptake. According to experimental observations, BWR and PWR claddings are characterized by different hydrogen uptake behaviours. In PWRs, the hydrogen pickup fraction is rather constant. In BWRs, the hydrogen uptake fraction of the cladding increases with burnup. Thereby, within DRYstars, the constant fractions proposed by NRC have at this stage been adopted while for BWRs, a correlation developed within the STARS project and based on Swiss measurements was implemented.

Once the hydrogen enters the claddings, it diffuses driven by different gradients. To model diffusion, a 1D finite volume solver was developed. The diffusion equation is solved in cylindrical coordinates and accounts for hydrogen transport in both solid solution and hydride phases.

As next step, modelling of thermochemistry was undertaken. Indeed, hydrogen can be either dissolved in solid solution or precipitate to hydrides depending on concentration and temperature as well as cladding material. To model dissolution and precipitation of hydrides as well as kinetics of these processes, a Hydride

Nucleation-Growth-Dissolution model was adopted [2].

Hydrogen behaviour in liner claddings

Hydrogen behaviour significantly differs in liner and non-liner claddings. As shown by Gong et al. [3], hydrogen tends to accumulate in the liner and at the liner-substrate interface. Such behaviour can be explained by the hydrogen solubility difference. The solubility in the liner is lower than in substrate, which creates a hydrogen concentration gradient that drives diffusion towards the liner. Claddings with either inner or outer liners are widely used in the Swiss reactors, and thus dedicated modelling approaches were developed.

The derived models were validated against experimental data from PSI on non-irradiated cladding samples data from PSI ([3] [4]). As shown in Figure 2, these models were able to reproduce the measured hydrogen profiles in a satisfactory manner, both qualitatively and quantitatively. On this basis, the models were applied to study hypothetical dry storage scenarios in which the liner would absorb nearly all the hydrogen and the bulk would be free of hydrides. This is an important outcome with respect to the fuel rod safety in dry storage as the bulk of the cladding experiences a reduced hydride-induced weakening of its mechanical properties.

Reorientation of hydrides and failure mechanisms

Hydrogen can affect the rod integrity in several ways and two failure mechanisms were studied within DRYstars. The first one is embrittlement. Precipitation of radially oriented hydrides under a strong tensile stress has been observed in numerous experiments [1]. As shown in ring compression tests, the presence of radial hydrides significantly decreases cladding ductility [5]. To model embrittlement, an estimation of the fraction of radial hydrides is necessary. In order to obtain it, a reorientation model proposed by Desquines et al. was implemented [6]. As next step, experimental data from Billone et al. was used to derive a cor-

relation connecting the ductile-to-brittle transition temperature with the fraction of radial hydrides.

The second failure mechanism that was studied is Delayed Hydride Cracking. To anticipate a failure caused by this mechanism, two models predicting the onset of this phenomenon were adopted ([7], [8]). Both were implemented such as to allow selecting between realistic and conservative approaches.

Hydrogen Postprocessor for Falcon – HYPE

A direct implementation of the above mentioned hydrogen behaviour models into Falcon is challenging and time-consuming. Therefore, the development of a stand-alone computational module to calculate hydrogen behaviour was instead undertaken. Referred to as HYPE (HY-drogen PostprocEссор), this module is coupled to Falcon such as to extract all necessary quantities of interests from the Falcon simulation results and use these in order to calculate the hydrogen behaviour. All models required for this, including hydrogen uptake, diffusion, dissolution and precipitation, reorientation as well as failure criteria, are thus handled by HYPE. The module was designed such as to simulate both liner and non-liner claddings. Principally, it uses a 1.5D computing scheme based on the assumption that hydrogen does not migrate significantly in the axial direction, something that was confirmed by scoping numerical analyses. On this basis, the hydrogen behaviour calculations are carried out in each axial slice independently. An example of results produced with HYPE is given in Figure 3.

National Cooperation

At the national level, the DRYstars project is conducted in direct association with the EN-SI/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

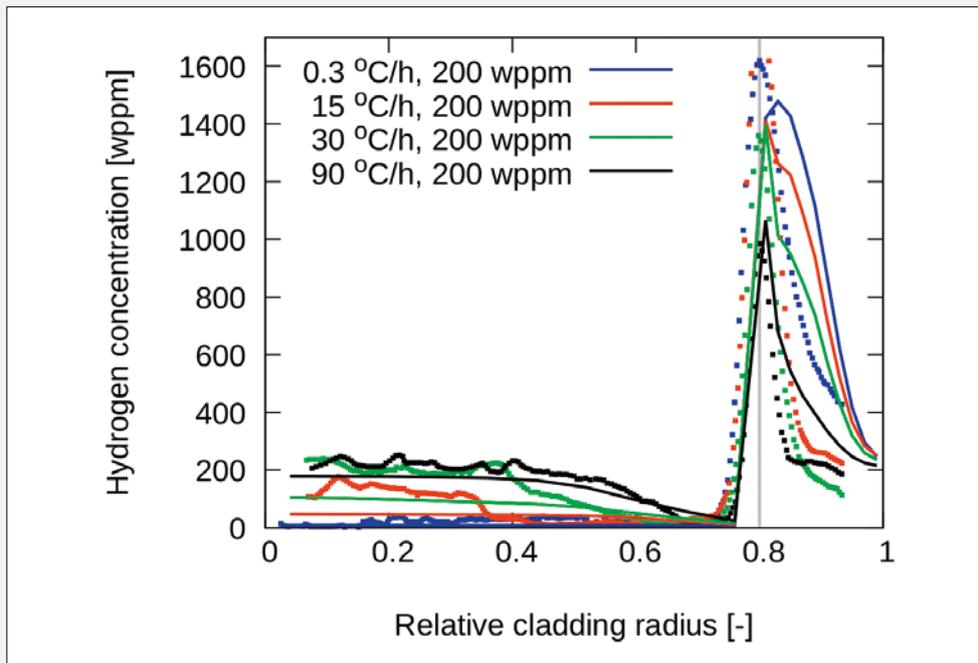


Figure 2: Hydrogen radial profiles in DXD4 samples. Points – experiments, solid lines – model.

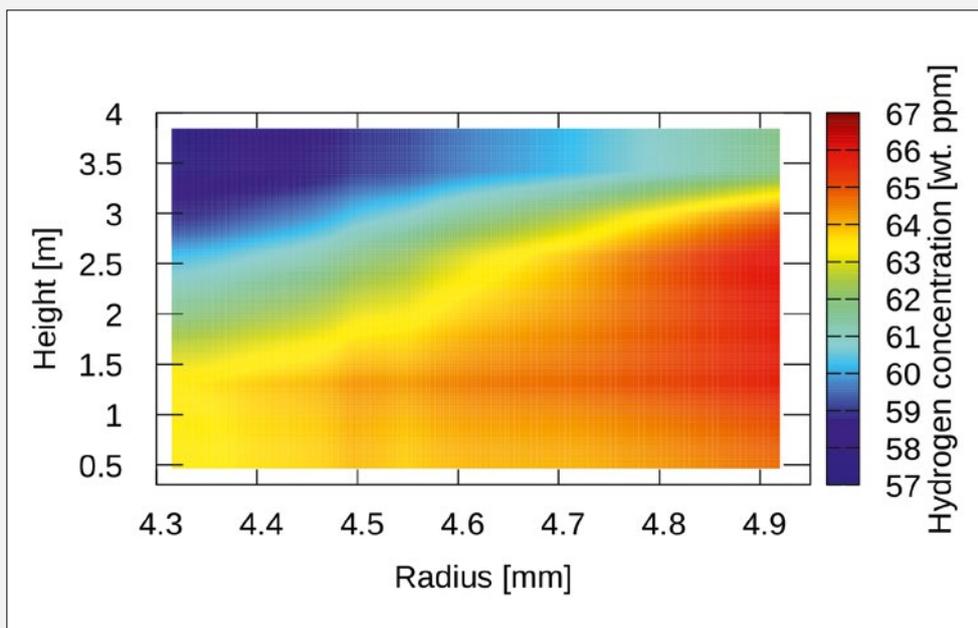


Figure 3: An example of radial hydrogen distribution in the cladding.

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. At the European level, DRYstars is participating in the H2020/EURATOM EURAD project on spent fuel characterization. Also, DRYstars is participating in the international dry storage benchmarks on thermo-mechanical fuel rod behaviour and hydrogen behaviour in dry storage conditions, both organized by GRS. In addition, activities will also be reported to the ETSO expert group on fuel modelling. It is important to mention that the international community has also noticed DRYstars. More specifically, DRYstars was invited to give a talk to the OECD/NEA Working Group on Fuel Safety (WGFS) in the perspective of creating an expert group dedicated to post-discharge fuel safety analyses.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

A key milestone was achieved in 2021, namely the development and validation of hydrogen behaviour models. In that context, primary emphasis was given to liner claddings used in the Swiss reactors. All the models were combined into the stand-alone module HYPE in order to predict the hydrogen behaviour based on fuel performance results obtained with the Falcon code. Regarding the coupling to 3-D core models, a methodology to provide complete data-bases of rod histories for in-service operation was established. On the other hand, for post-discharge heat and source term histories, a coupling to the neutronic models of used nuclear fuel remains to be developed. Concerning the sec-

ond phase of an international benchmark where DRYstars is participating, it was shifted to 2022 and no activities could therefore be undertaken during 2021. On this basis, the perspectives for 2022 are as follows.

- Evaluations with Falcon/HYPE of the fuel behaviour in representative fuel rods operated in the Swiss reactors during their entire life cycle i.e. including base irradiation, loading, drying, transportation and dry storage;
- Review and assessment of MOX specificities with regards to fuel swelling, helium production and decay heat in the perspective of enlarging the Falcon/HYPE capabilities;
- Development of a simplified model providing thermal boundary conditions for dry storage;
- Preparation for the participation in the SPIZWURZ benchmark.

Publications

P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi, Spent nuclear fuel in dry storage conditions – current trends in fuel performance modeling, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 555, p. 153138, 2021

P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov, and H. Ferroukhi, Extension of Falcon's modelling capabilities to dry storage: development of a new model for hydrogen behavior in duplex claddings, *TopFuel 2021 Conference*, Santander, Spain, 2021

P. Konarski, Hydrogen behavior modelling at PSI, TM-41-21-12, 2021

P. Konarski, HYPE: Hydrogen Postprocessor for Falcon – code description and user's manual, TM-41-21-19, 2021

References

- [1] A. Motta, L. Capolungo, L. Chen, M. Cinbiz, M. Daymond, D. Koss, E. Lacroix, G. Pastore, P. Simon, M. Tonks, B. Wirth, and M. Zikry, Hydrogen in zirconium alloys: A re-view, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 518, pp. 440–460, 2019
- [2] F. Passelaigue, E. Lacroix, G. Pastore, and A. T. Motta, Implementation and Validation of the Hydride Nucleation-Growth-Dissolution (HNGD) model

- in BISON, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 544, p. 152683, 2020
- [3] 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
- [4] L. Duarte, F. Fagnoni, R. Zubler, W. Gong, P. Trtik and J. Bertsch, Effect of the inner liner on the hydrogen distribution of zircaloy-2 nuclear fuel claddings, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 557, p. 153284, 2021
- [5] M.C. Billone, T.A. Burtseva and R.E. Einziger, Ductile-to-brittle transition temperature for high-burnup cladding alloys exposed to simulated drying-storage conditions, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 433 p. 431–448, 2013
- [6] J. Desquines, D. Drouan, M. Billone, M. Puls, P. March, S. Fourgeaud, C. Getrey, V. Elbaz, and M. Philippe, Influence of temperature and hydrogen content on stress-induced radial hydride precipitation in Zircaloy-4 cladding, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 453, no. 1, pp. 131–150, 2014
- [7] T. Aliev and M. Kolesnik, Analytical approach to DHC description in zirconium alloys, *Int. J. Fract.*, vol. 228, p. 71–84, 2021
- [8] S.Q. Shi, M.P. Puls, Criteria for fracture initiation at hydrides in zirconium alloys-I. Sharp crack tip, *Journal of Nuclear Materials*, vol. 208, p. 232–242, 1994

Mont Terri PF Experiment: Progressive Failure of Structurally Controlled Overbreaks Status update 2021

Author und Co-author(s): M. Ziegler,
Q. Lei, C. Zhao, O. Moradian, A. Obermann,
M. Furche, T. Beilecke, S. Loew
Institution: ETH Zurich
Address: Sonneggstrasse 5, 8092 Zurich
Phone, E-mail, Internet address:
+41 (0) 79 930 71 96;
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 repository. In the reporting period, we surveyed the experiment borehole geometry using close-range photogrammetry on average every six weeks and monitored selected, damaged borehole sections daily using time-lapse optical imaging. We obtained structural orientations of tectonic faults inside the experiment borehole from a photogrammetric three-dimensional model, compared them with updated structural data from the six monitoring boreholes, and constrained the fractures in the rock mass under investigation. We surveyed the rock mass above the experiment borehole, which is prone to overbreaks, three times with electrical resistivity and active seismic tomographies after the experiment borehole was drilled. Since April 2021, a permanently

installed, but retrievable, second seismic system with twelve transmitter-receiver pairs acquired daily time-lapse tomographic data and monitored pico-seismicity (i.e., acoustic emissions). The geophysical datasets of 2021 are currently being processed and capture the first phase of the in-situ experiment. In this first phase, we successfully controlled the relative humidity of the experiment borehole to stay at about 65% to simulate a ventilation phase, where the rock mass can desaturate over time. In 2022, we will enter a second phase in which we will let the borehole re-saturate naturally to simulate a closed but unsupported drift. Off-site analyses included rock mechanical laboratory investigation of fault shear strength and the construction of a numerical discontinuum model using the discrete element method. We will use this model to investigate the physical mechanisms that drive the emergence and evolution of macroscopic borehole overbreaks arising from microscopic damage processes around the experiment borehole.

Overview

The Progressive Failure (PF) experiment aims at exploring structurally controlled damage evolution in faulted Opalinus Clay shale based on a 1:5 scale in-situ experiment at the Mont Terri Underground Research Laboratory (MT URL). Failure behaviour and damage extents observed in the experiment will be compared with numerical simulations. Additionally, important material properties (e.g., frictional properties of faults) will be obtained using rock-mechanical laboratory tests.

The presence of tectonic fault zones with vertical offsets < 20 m at depth levels of a nuclear waste repository (400–800 m bgs.) cannot be predicted precisely nor completely from seismic measurements carried out at the ground surface prior to the repository

excavation. Excavating a repository drift or an access tunnel across such faults at acute angles may lead to deep rock mass damage related to large tunnel caving/overbreak in the order of 1–3 tunnel diameters. Such zones are not only critical for short-term stability of an excavation in Opalinus Clay shale but could substantially reduce the effective thickness of the geological barrier. This may lead to abandoning of repository drift sections for waste disposal, and consequently to an increase of required subsurface footprint area for a high-level waste repository. Structurally controlled failure is initiated immediately during excavation and subsequent damage of the geological barrier develops progressively, i.e., during decades to thousands of years, driven by hydromechanically and thermomechanically coupled processes and delayed deterioration of support structures. Thus, it is important to evaluate fault zone hazard scenarios related to repository construction and long-term safety (Ziegler and Loew 2020).

In the reports of last year, we summarised the in-situ experiment installations (Ziegler and Loew 2021a,b). The focus of the current report is on the description of various geophysical datasets of the in-situ experiment that are currently being processed. In addition, we present a comparison of tectonic structures of the experiment borehole BPF-7 with updated data from monitoring boreholes BPF-1–6. Finally, we introduce our numerical simulation strategy and present some first results of rock-mechanical laboratory tests.

Summary of works and results

In-situ investigations

Single and cross-hole electrical resistivity tomographic (ERT) measurements

BGR has conducted three ERT measurement campaigns during December 10–17, 2020, April 26–30, 2021, and November 16–18, 2021, after the experiment borehole was drilled. The datasets obtained in each case

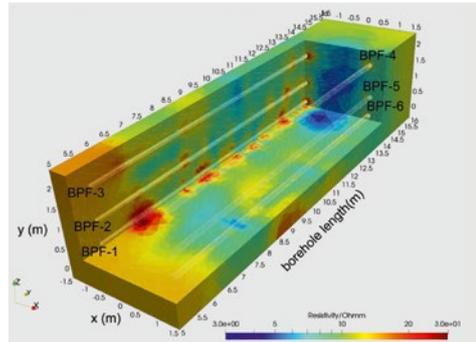


Figure 1: Electrical resistivity of the rock mass volume between the six monitoring boreholes at the depth ranges of 5.5 to 14.0 m TBC (top borehole casing) from December 2020. The view shows cuts through the 3D data model by a vertical plane created by BPF-1 to BPF-3, a vertical plane through the borehole ends, and a horizontal plane created by BPF-1 and BPF-6.

consist of the six single-hole measurements in the observation wells BPF-1 to BPF-6, as well as nine possible cross-hole measurements (vertical arrangements are not used). Only 29 of 648 electrodes (4.5%) are not operating. However, borehole BPF-1 alone accounts for 23 of these. With the complete combined datasets, each consisting of more than 33,000 individual 4-point measurements, three-dimensional inversion calculations were carried out in order to generate corresponding models of the electrical resistivity. We used the non-commercial program package BERT (Boundless Electrical Resistivity Tomography) for the calculation¹. The three-dimensional finite element grid consists of more than 175,000 grid cells, whereby the boreholes are considered as cavities. Figure 1 shows a section of the resistivity model from December 2020. One can detect higher resistivities in the frontal area up to approximately 6.5 m. In the rear area from around 14 m, on the other hand, rather low resistivities dominate. Along the borehole BPF-1 (bottom left), there are some local high-resistive structures, which, however, are likely to represent numerical artefacts due to the large electrode failure in this borehole. With the help of a time-lapse inversion, changes between December 2020 and April 2021 were calculated and shown in Figure 2 as a relative change in the form of a ratio. In general, relatively small changes can be seen, with a slight decrease in the resistivity being observed in the vertical plane of the three left-hand holes (BPF-1 to BPF-3). Noteworthy

¹ <https://gitlab.com/resistivity-net/bert>

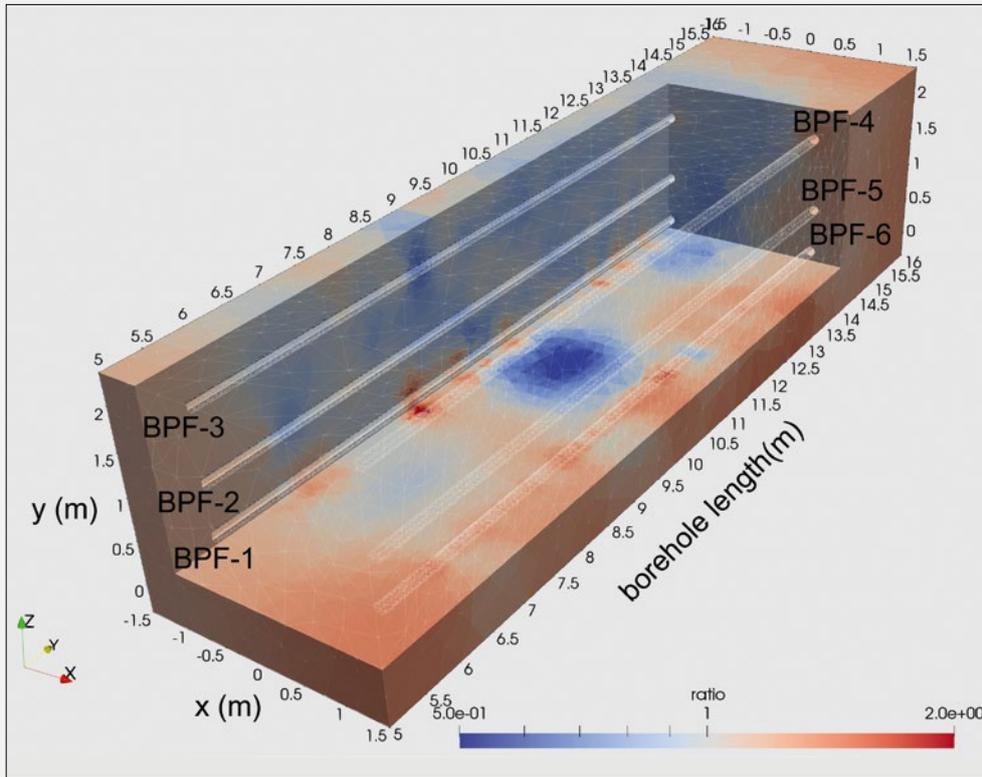


Figure 2: Relative changes between December 2020 and April 2021. Blue colours represent decreases and red colours increases in electrical resistivity. Same view as in Figure 1.

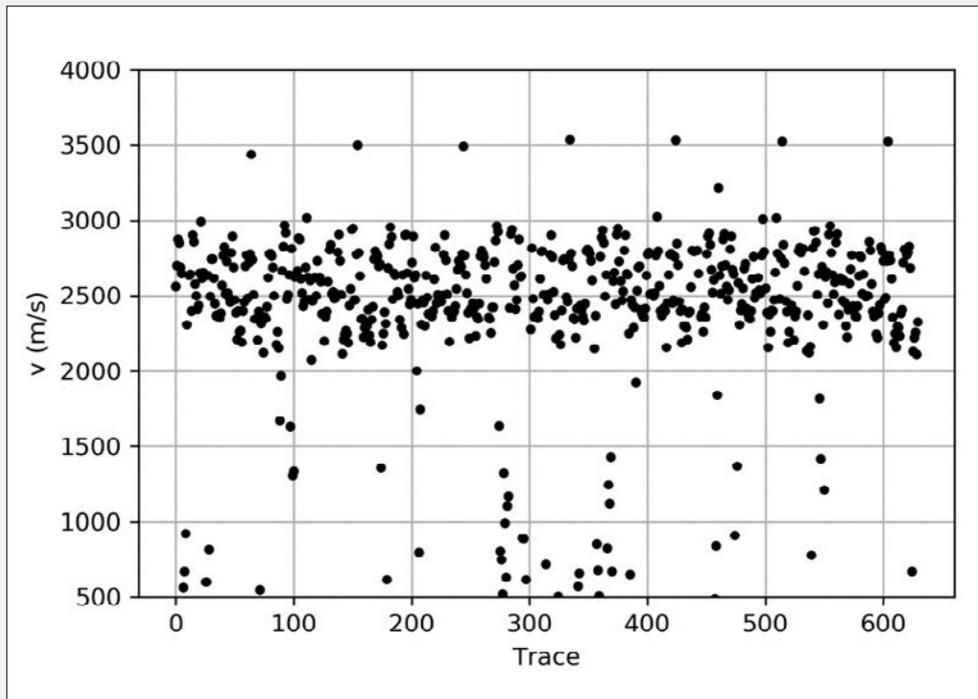


Figure 3: Average velocities for different shot-receiver combinations cross-hole between observation wells BPF-2 and BPF-5 from September 2020.

is the area of a relatively strong decrease in resistivity directly above the main borehole BPF-7 in the range between 9.5 m and 11.5 m, i.e., in the footwall of the major fault zone where wet spots were found in monitoring boreholes. Further investigations and discussions are necessary to interpret the results.

Episodic seismic cross-hole tomography

In addition, BGR has carried out on-site repeat seismic cross-hole surveys in September 2020, December 2020, April 2021, and November 2021 to support regular monitoring observations during the PF-experiment. Seismic cross-hole measurements were conducted between the monitoring boreholes BPF-1 through BPF-6 to measure compressional wave travel times in order to infer three-dimensional (3D) velocity models and their alteration with the evolution of the rock mass under observation. The high coverage with large fans of seismic ray paths increases the ability to detect subtle velocity changes, which may arise from rock mass damage over time.

The preferred approach of data processing had been to employ an automatic sequence of processing steps (import of survey geometry, signal analysis and interpretation, tomographic inversion) to receive objective results. A simple result of the automatic first break picking routine of the seismic signals is depicted in Figure 3, where average velocities between shot and receiver locations in the observation wells BPF-2 and BPF-5 are plotted with increasing trace number of one of the surveys. Velocity values group around 2,500 m/s. The core distribution of the velocity values lies between 2,000 and 3,000 m/s. Single outliers show values down to 500 m/s and up to 3,500 m/s, with some irregularly while others revealing a certain regularity. Apart from general quality control, outliers cannot be handled automatically and will have to be inspected manually. Travel times between shots and receivers in the wells BPF-1 to BPF-6 were used as input for a 3D tomographic inversion to derive a velocity model of the rock mass under investigation. The applied tomographic routine is part of the pyGIMLi library (Rücker et al. 2017)

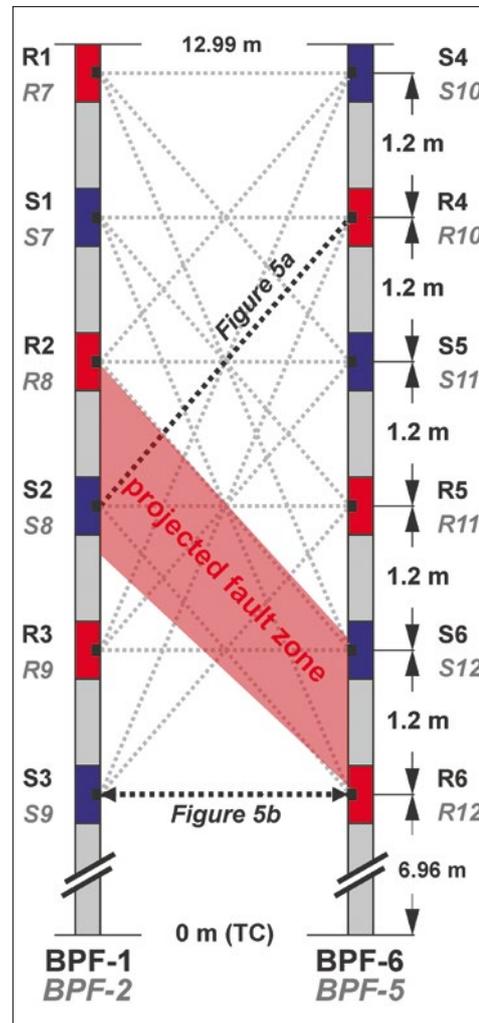


Figure 4: Permanent seismic transmission and AE monitoring setup with sources (S) and receivers (R) installed in BPF-1, -2, -5, and -6.

that can handle tetrahedrons as mesh elements, which seems advantageous with respect to the geometry in the experiment, because the borehole configuration defines ray orientations that enfold a large number of triangles. Currently, the mesh and inversion parameters are being tested. A first tomographic inversion of travel time data shows surprisingly high velocity values (>4,000 m/s) that are not realistic since the average velocity values and even outliers result in far smaller values (<3,500 m/s). Obviously, the input to the inversion and the inversion parameters need to be revised and optimised.

Permanent seismic transmission monitoring

At the end of 2020, we purchased additional twelve ultrasonic transmitters and four acoustic emission sensors (AE, sensitive in the frequency range from 1 to 100 kHz) from

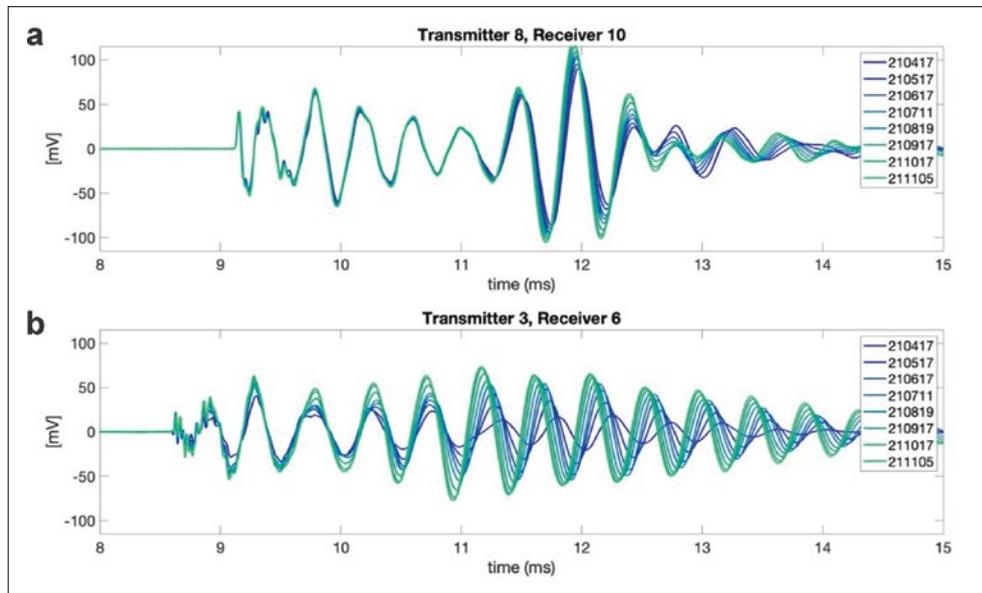


Figure 5: Two exemplary transmitter receiver couples with monthly recordings from April to November 2021 (see location in Figure 4). A phase shift and an amplitude change in the later arriving coda waves are apparent.

GmuG to upgrade the existing set of eight GmuG receivers used to monitor pico-seismicity during the drilling of the experiment borehole and a few weeks thereafter (Ziegler et al. 2021). The new system allows for much more frequent seismic monitoring². The extended setup was installed from April 7th to 9th, 2021, as visualised in Figure 4 into the lower four boreholes BPF-1, -2, -5, and -6 with transmitter-receiver distances of 1.2 m along the boreholes and a minimum of 2 m across the holes, located between 6.96 m and 12.99 m depth TBC (top borehole casing). Each night for a duration of about 30 minutes, all twelve transmitters shoot sequentially and the acquisition system records the corresponding travel times (1024x stacking) on all twelve receivers. Up to date, about 200 daily acquisitions could be conducted, noting that the acquisitions were temporarily interrupted due to unfortunate power failures, the unavailability of the acquisition system, and BGR's fourth active seismic survey (November 16th–18th) that required de- and re-installation of the system.

The basic premise of time-lapse monitoring is straightforward. Repeated surveys are performed with the aim of understand-

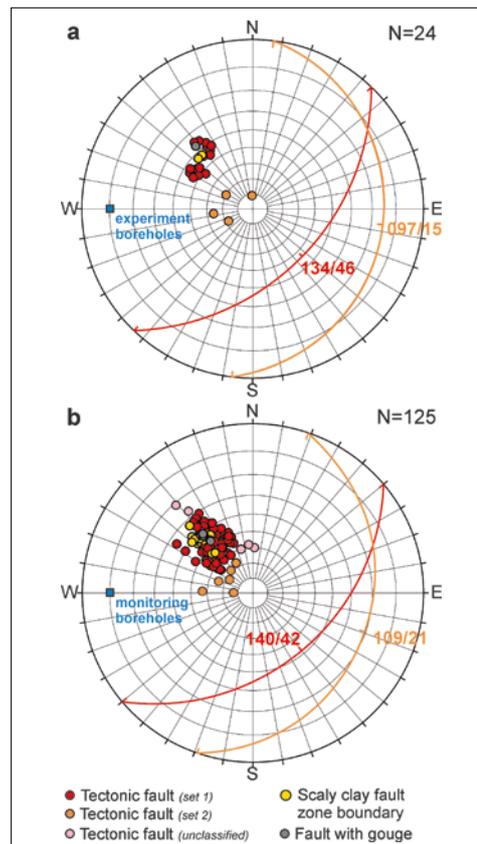


Figure 6: Comparison of tectonic fault orientations obtained from BPF-7 (a) with BPF-1 to BPF-6 (b). In (a) we distinguish two orientation sets, while in (b) such distinction is less obvious.

ing changes in the volume of interest over time. During these repeated surveys, the difference in acquisition parameters has to be

² Covid-19 related travel restrictions and related uncertainties in on-site works at the end of 2020 and into 2021 affected the planning of seismic surveys by BGR that require on-site manipulations.

minimal. To reduce random noise, sensors and recorded wave fields are ideally stationary such that fluctuations in the frequency content should be minimal. The observations made in seismic time-lapse studies frequently include changes in amplitude and travel-time that can for instance be associated with changes in stress or pore pressure/pore filling (e.g., Obermann and Hillers 2019). Typically, the better the survey repeatability, the smaller the detection threshold or the changes. It follows from the multiple scattering processes that later arriving coda waves sample the heterogeneous medium more efficiently compared to direct waves, simply because coda waves originate from the scattering at spatially distributed small-scale heterogeneities and thus carry information about them (e.g., Lei and Sornette 2021). This repeated sampling amplifies signatures of weak medium perturbations in the coda-wave properties. So even if the changes are not detectable in the first arrivals, they may become detectable in the coda in the form of small phase-shifts or changes in amplitude.

In Figure 5 we show the monthly recordings for two exemplary transmitter-receiver couples from April to November 2021. While the first arriving waveforms remain very similar over the observation period, the later arriving coda waves show a gradual phase-shift that relates to an increase in seismic velocity. Besides the phase-shift, also an increase in amplitude can be observed.

Finally, the acquisition system runs in a triggered mode to record potential pico-seismic events. All datasets will be processed by

ETH/SED in 2022, including new data during the resaturation phase planned to begin in April 2022 (see below).

Fracture analyses

In 2021, we conducted and processed nine photogrammetric surveys of the experiment borehole BPF-7. The final datasets represent unrolled borehole wall photos and the borehole geometry at a high resolution of 0.2 mm. We used these data to investigate and quantify changes of the borehole geometry, displacements along faults, and newly formed fractures.

Sutter (2021) identified tectonic fractures from the unrolled photogrammetric optical borehole wall image captured on November 13th, 2020, and calculated fracture orientation properties. During structural modelling for numerical investigations, we slightly improved the dataset of Sutter (2021) and the dataset derived from monitoring boreholes by Bernasconi (2020). Figure 6 displays a comparison of the updated tectonic fault datasets. We identified twenty-four tectonic structures along BPF-7. As in most monitoring boreholes, the main fault zone has sharp upper and lower boundaries, is rich in scaly clay, and shows a few mm thick, dark layer of fault gouge of slightly different orientation than the fault zone's average orientation. The majority of discrete fault planes (fault set 1) in the hanging wall and footwall rock mass are subparallel to the main fault zone. A second set of faults (set 2) is gently dipping to the East.

Furthermore, Sutter (2021) analysed the evolution of borehole wall breakout sizes and newly formed fractures in the experiment

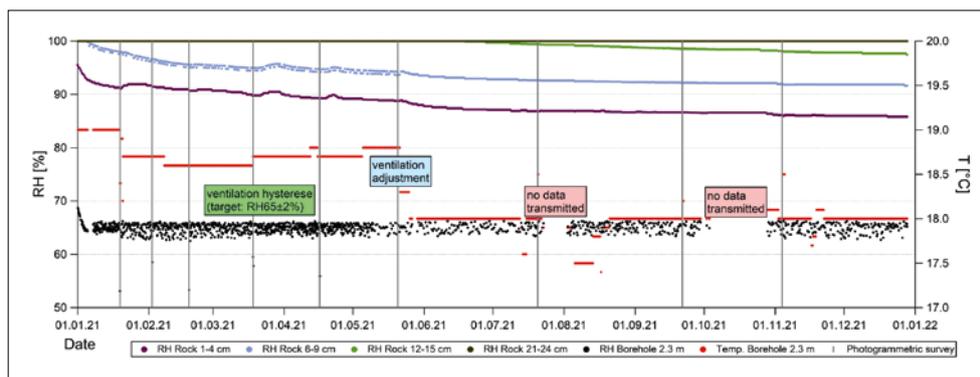


Figure 7: Evolution of relative humidity (RH) and temperature (T) inside the experiment borehole. Decreases of RH inside 3-cm-long intervals in slim, radial boreholes indicate rock desaturation.

borehole during the first six months of the desaturation phase using borehole images from October 9th, November 13th and 26th, and December 16th of 2020 and February 2nd and April 16th of 2021. Stress-induced borehole breakouts formed rapidly during the drilling of BPF-7 in likely saturated rock and then increased in size only slowly during the desaturation phase. Some breakout sections stabilised. We can explain this behaviour by the rapid stress field modification upon drilling causing stress concentrations that exceeded rock strength, which is weaker for saturated rocks compared to desaturated ones (e.g., Wild et al. 2015). Nevertheless, time-lapse borehole wall images show ongoing displacements in some parts of visible damage/overbreak zones and along some tectonic faults, i.e., progressive failure. Within the first about five weeks after the drilling and the start of the ventilation, two sets of new, tensile fractures opened. The first set follows the orientation of bedding planes. The second set is roughly perpendicular to the borehole axis or dips steeply (>70°) toward NE in some parts of the borehole. Sutter (2021) identified about 570 open fracture traces with a cumulative length of about 24 m on the unrolled borehole wall image of October 9th, 2020, and maximum numbers of traces of about 5,460 and 5,500 fractures (and cumulative lengths of about 127 m and 128 m) on the images of November 13th and 26th, 2020. Later images between December 16th, 2020 and April 16th, 2021 showed a slightly decreasing number of visibly open fractures from about 5,400 to 4,890 and decreased cumulative fracture lengths from 125 m to 118 m. The observations suggest that the ventilation process leads to the formation of shrinkage cracks that form and propagate soon after the start of the ventilation. The reduction of the number and cumulative lengths of fractures seen later may indicate hydro-mechanical processes causing fracture closure (e.g., as part of borehole convergence). We will investigate further datasets and the involved processes in the next pro-

ject phase in more detail, and analyse identified slip along some tectonic faults.

Environmental monitoring of BPF-7

Throughout 2021, the relative humidity (RH) of the experiment borehole (BPF-7) was controlled and set to 65±2% (Figure 7). In addition, the temperature remained in a narrow band (17.5–19°C) over the same period. At a depth of 3.6–3.8 m TBC, we measured equilibrated air humidity in slim, 4–24 cm deep, radial boreholes. The monitoring site locates at a slightly fractured but stable portion of the borehole. The shallowest interval (1–4 cm) indicated rock desaturation starting from October 28th, 2020, while the 6–9 cm and 12–15 cm deep intervals indicated delayed desaturation starting on November 30th, 2020 and June 18th, 2021, respectively. The deepest interval at 21–24 cm depth remained fully saturated (Figure 7). The first three intervals did not yet reach steady-state conditions.

In order to quantify the extracted borehole moisture from BPF-7 we started measuring the air outflow rate from October 2021, additional to the extracted air moisture and temperature that we recorded over the entire time period. We will present the results at a later stage.

Rock-mechanical tests

Knowledge of frictional properties and shear strength of naturally occurring fractures (e.g., tectonic faults) is essential to assess the stability and kinematic behaviour of faulted rock masses upon underground excavations. Such assessments can be made using numerical discontinuum simulation tools (see below) but require, among other specifications, shear strength properties of the rock and fractures. While past experiments focused on frictional behaviour of weak fault rock material such as fault gouges (e.g., Orellana et al. 2018), our focus is on the shear behaviour of saw-cut (planar) fractures, and, if possible, natural (slickensides, partly uneven) faults. In 2021, we prepared cylindrical samples (having a diameter of 64 mm and length of 140 mm) with plan-parallel end faces and a saw-cut of 30° with respect to the sample's cylindrical axis, roughly parallel to the

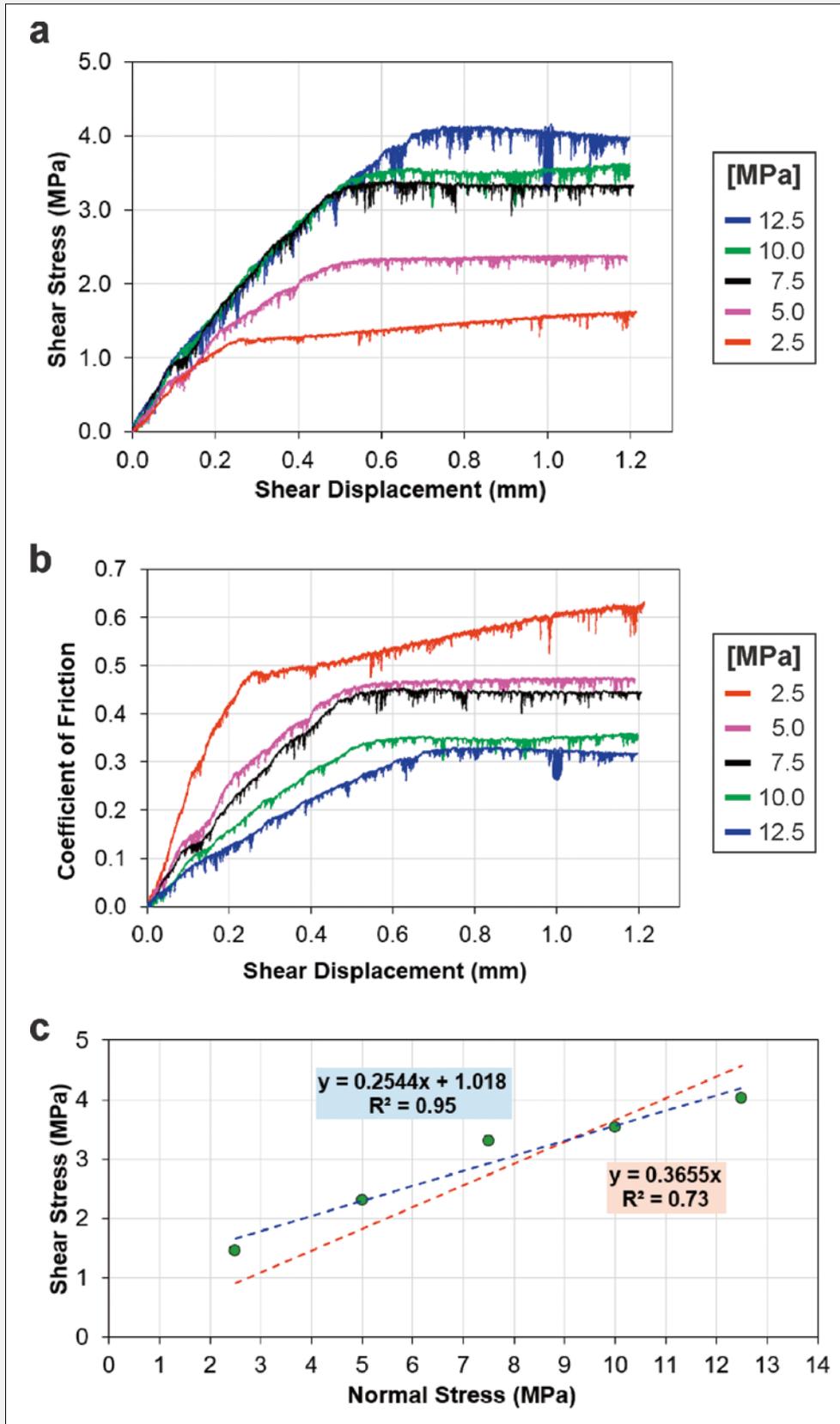


Figure 8: Shear stress vs. shear displacement (a), instantaneous coefficient of friction (shear stress/normal stress) as a function of shear displacements (b), and fitting a Mohr-Coulomb linear criterion with cohesion (blue) and without cohesion (red) to the shear and normal stresses picked at 0.8 mm shear displacement (c).

bedding planes. We produced the cuts with a diamond-impregnated saw blade. In addition, some samples were manufactured without saw-cut fractures (i.e., intact sample cylinders). All samples were prepared from vacuum-sealed intact rock core material of PF monitoring boreholes. We tested the cylindrical samples under triaxial loading conditions with confining stresses ranging between 2.5 MPa and 12.5 MPa, and the morphology (roughness) of initial, altered, and new fractures was measured. During these tests, axial displacements and continuous acoustic data were recorded. For comparison with literature data, we also assessed the rock's unconfined compressive strength (UCS), Brazilian indirect tensile strength (BTS), wave velocity, and elastic properties. All tests are considered undrained due to the short duration of the tests and characterise the short-term rock (and fracture) response under excavation-induced stress changes with pore pressure disequilibrium conditions. At present, the test data are analysed. Figure 8 shows first results of the shear stress and instantaneous coefficient of friction as a function of shear displacements for five normal stresses ranging from 2.5 to 12.5 MPa. The initial results show that the instantaneous coefficient of friction of the saw-cut joints varies between 0.15 and 0.45 depending on the amount of the normal stress and whether we consider apparent cohesion or not. A second batch of samples with prismatic geometry and smaller sizes of about 27–32 mm × 46 mm × 70 mm are currently prepared at ETH Zurich for further tests at the Penn State Department of Geosciences. The geometry and test setup is similar to the one presented by Manogharan et al. (2021). These second tests will use intact, artificially fractured, and saw-cut samples, consider drained and undrained conditions, as well as different confinement levels and displacement rates.

Numerical simulations

To investigate the physical mechanisms that drive the emergence and evolution of macroscopic borehole overbreaks arising from microscopic damage processes, we began to develop a 3D numerical model based on the

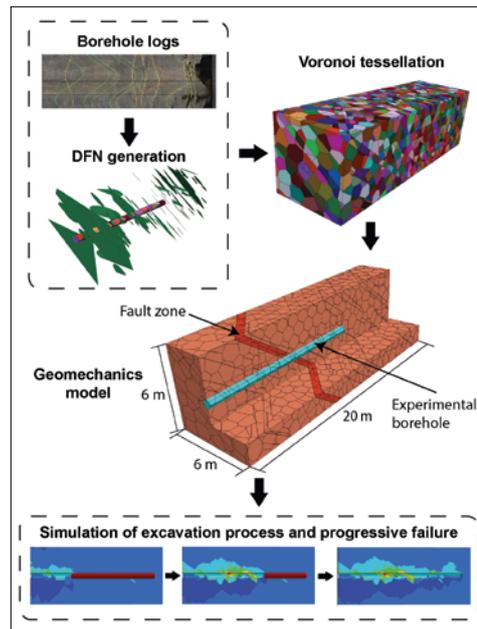


Figure 9: Workflow for numerical discontinuum simulations considering discrete tectonic faults and a major fault zone.

discrete element method (DEM). This model aims at simulating the deformational and failure behaviour of Opalinus Clay shale during the excavation phase (short-term) and also during the subsequent ventilation and resaturation phases (long-term; planned for later in 2022) (Figure 9). The model setup and simulation procedures are described as follows. Firstly, to represent pre-existing discontinuities in the system, we built a realistic discrete fracture network including the large, scaly-clay fault zone, constrained by optical borehole logs of high-resolution. Then, the model domain (6 m × 6 m × 20 m) was dissected into numerous blocks along discrete tectonic fault planes and each block is further discretised into Voronoi cells allowing new cracks to grow along inter-cell boundaries. We assigned orthotropic elastic material properties for the Voronoi cells (i.e., intact, non-yielding rock elements), reflecting the presence of dominant bedding planes. The mechanical behaviour of fractures follows a bi-linear Mohr-Coulomb criterion so that we can constrain the model with available triaxial testing results of Opalinus Clay samples (undrained response for the short-term simulations; Thoeny 2014, Wild and Amann 2018a,b). The formation of new fractures that may lead to progressive overbreaks is mimicked as the breakage of «virtual» joint elements in between adjacent Voronoi cells.

Initially higher strength properties (e.g. cohesion, friction angle, tensile strength, etc.) are assigned to these virtual joint elements to reflect the strong binding of intact rocks. However, once those joint elements are damaged with new cracks propagated through them, their strength properties reduce to residual values. We defined relevant stress boundary conditions for our model based on the simulation results of a large-scale continuum 3D model of the MT URL (Jaeggi 2021, pers. comm.). The short-term numerical simulation is run in two steps. Firstly, the model is solved under the given boundary and gravitational stress field to reach an equilibrium state. Secondly, we simulate the excavation process by sequentially removing the rock material inside the borehole in 1-m-steps, during which we capture essential excavation-induced geomechanical responses including rock mass deformation, shear slip of existing faults, and new crack growth. At the time of writing, we are testing our first simulations.

Assessment 2021 and Perspective for 2022

Since the completion of the monitoring boreholes in June 2020 and experiment borehole in October 2020, we obtained manifold datasets to characterise the initial structures of the experiment rock mass (Figure 6) as well as its state and structural changes (Figures 1–3 and 5) over the first experiment phase, focusing on the effects of ventilation. On one side, the ventilation led to the formation of thousands of cm–dm long shrinkage fractures that we grouped into two orientation sets. The zone of monitored desaturation using the slim radial boreholes at 3.6–3.8 m TBC reached radially between about 15 cm and 21 cm deep into the rock formation (Figure 7). This suggests that desiccation fractures may be limited in their radial extent to few decimetres from the borehole wall but the fractures may propagate also into saturated rock portions and cause also deeper-reaching desaturation and related fracturing. On the other side, we argue that rock desaturation likely slowed down the measured extension of borehole overbreaks and deeper damage due to an increased rock strength.

We frequently observed at the MT URL that unsupported boreholes in the Opalinus Clay shaly facies remained stable for much longer times if kept open, i.e., allowed to ventilate, compared to boreholes with a closed borehole mouth that can collapse much quicker, especially if drilled subparallel to bedding planes. It is possible that the observed fracture closure in the near field of the experiment borehole and/or rock desaturation caused or at least contributed to the increase of amplitudes and the earlier arrivals of recorded coda waves as shown in Figure 5, recorded by a new seismic monitoring array installed in 2021 (Figure 4). The environmental control of the experiment borehole was successful, i.e., relative humidity and temperature could be controlled with acceptable ranges of fluctuation (Figure 7). The tomographic ERT and seismic datasets seem promising and recorded changes inside the rock volume of interest during the ventilation phase, but some processing steps have to be improved (e.g., seismic wave arrival picking, travel-time inversion).

In 2022, we will quantify the phase-shifts and amplitude changes between all transmitter-receiver couples recorded by the permanently installed seismic array using the stretching technique (Lobkis and Weaver 2003). We will then estimate the spatial distribution of the changes with a probabilistic inversion. Estimating the spatial distribution using coda waves is not a straightforward problem, given the complexity of the multiply scattered wave paths. Applying a geometrical regionalization procedure that simplifies the coda wave diffusion with straight rays can yield a first-order spatial distribution of the changes, when working with sufficiently dense networks, as it is likely the case here. We will also test a more physics-based approach. Pacheco and Snieder (2005) showed that the phase-shift of coda waves induced by a localised velocity change could be modelled using «statistical» sensitivity kernels. These kernels describe the proportion of scattered wave energy that interacts, on average, with the velocity change.

In addition, we will extend and improve data analyses and finally compare the evolution

of different rock mass properties (structural, deformation, seismic, electrical resistivity, and simulation datasets) to be presented in first journal manuscripts that we will prepare in 2022. Our goal is to integrate these datasets for a comprehensive understanding of the underlying processes and to address the radial extents of rock mass damage evolution. In April 2022, we will complete the ventilation phase of the in-situ experiment and enter the resaturation phase during which we will continue the geophysical and photogrammetric surveys and permanent seismic monitoring.

Regarding our numerical simulations, we will first study the «short-term» behaviour with the DEM model currently being developed (Figure 9) and compare it with (as well as calibrate the model using) in-situ experimental data of mapped borehole breakouts and the pattern of fracture displacements that developed during and shortly after drilling. Then, we aim at working on the «long-term» rock mass response including time-dependent boundary conditions and fracture growth. The simulations will further elucidate the physical mechanisms that drive the emergence of structurally controlled overbreaks.

National Cooperation

ETH Zurich acts as main researcher of ENSI. Both are formal partners of the MT Consortium. Within this relationship, ENSI and Swisstopo are funding the PF experiment. The Swiss Seismological Service (SED) collaborates with the Chair of Engineering Geology at ETH Zurich.

International Cooperation

The Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Germany (M. Furche and T. Beilecke with their teams) conducted electrical resistivity tomography and active seismic tomography surveys in monitoring boreholes. We are very grateful for their essential contributions. We pre-discussed possible additional rock-mechanical tests at the Penn State Department of Geosciences with C. Marone and C. Wood and are

looking forward to this new scientific collaboration.

Publications

In 2021, E. Sutter completed his B.Sc. thesis. Parts of his work were summarised here. Ziegler et al. (2021) reported on the PF experiment installations in the Mont Terri Technical Note 2020–37.

Acknowledgements

We are grateful for the works carried out at ETH Zurich by E. Sutter (fracture analyses), R. Seifert (design and production of rock preparation and testing tools), and E. Shilyaeva (rock sample preparation and testing). S. Schefer and colleagues (Swisstopo) conducted borehole geodetic surveys and supported remote operation of BGR's ERT surveys. Finally, D. Jaeggi (swisstopo) shared with us unpublished results of 3D continuum simulations of stresses around the MI niche.

References

- [1] Ziegler, M., Loew, S. Mont Terri PF experiment: Progressive failure of structurally-controlled overbreaks — Project introduction and overview of work program. ENSI Research and Experience Report 2019, ENSI-AN-10919, 307–315, 2020.
- [2] Ziegler, M., Loew, S. Mont Terri PF Experiment: Progressive failure of structurally-controlled overbreaks — site characterisation and in-situ experiment installations. ENSI Research and Experience Report 2020. ENSI-AN-11061, 291–299, 2021a.
- [3] Ziegler, M., Loew, S. PF-Experiment: Installation and first data. Mont Terri Technical Note 2020–37, 15 pp., 2021b.
- [4] Rücker, C., Günther, T., Wagner, F.M. pyGIMLi: An open-source library for modelling and inversion in geophysics. *Computers and Geosciences*, 109, 106–123, 2017.
- [5] Obermann, A., Hillers, G. Seismic time-lapse interferometry across scales. *Advances in Geophysics*, 60, 65–143, 2019.
- [6] Lei, Q., Sornette, D. Transport and localization of elastic waves in two-dimen-

- sional fractured media: consequences on scattering attenuation. *JGR Solid Earth*, 126, e2020JB021178, 2021.
- [7] Sutter, E. Progressive failure and deformation analysis of a large-diameter experiment borehole. B.Sc. thesis, Department of Earth Sciences, ETH Zurich, 40 pp., 2021.
- [8] Bernasconi, M. Setup of photogrammetric borehole surveys and structural rock mass modelling of the Progressive Failure experiment (Mont Terri, Switzerland). M.Sc. thesis, Department of Earth Sciences, ETH Zurich, 84 pp., 2020.
- [9] Wild, K., Wymann, L.P., Zimmer, S., Thoeny, R., Amann, F. Water retention characteristics and state-dependent mechanical and petro-physical properties of clay shale. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 48, 427–439, 2015.
- [10] Orellana, L.F., Scuderi, M.M., Collettini, C., Violay, M. Frictional properties of Opalinus Clay: Implications for nuclear waste storage. *JGR, Solid Earth*, 2018.
- [11] Manogharan, P., Wood, C., Marone, C., Elsworth, D., Rivière, J., Shokouhi, P. Experimental investigation of elastodynamic nonlinear response of dry intact, fractured and saturated rock. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, 14 pp., 2021.
- [12] Thoeny, R. Geomechanical analysis of excavation-induced rock mass behavior of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Rock Laboratory. Doctoral dissertation, Department of Earth Sciences, ETH Zurich, 182 pp., 2014.
- [13] Wild, K.M., Amann, F. Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 1: Pore pressure response and effective geomechanical properties under consideration of confinement and anisotropy. *Engineering Geology*, 237, 32–41, 2018a.
- [14] Wild, K.M., Amann, F. Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 2: Influence of the stress path on the pore pressure response. *Engineering Geology*, 237, 92–101, 2018b.
- [15] Lobkis, O.I., Weaver, R.L. Coda-wave interferometry in finite solids: Recovery of P-to-S conversion rates in an elastodynamic billiard. *Physical Review Letters*, 90, 1–4, 2003.
- [16] Pacheco, C., Snieder, R. Time-lapse travel time change of multiply scattered acoustic waves. *The Journal of the Acoustical Society of America*, 118, 1300–1310, 2005.

FS-B experiment: Imaging the long term loss of faulted host rock integrity in the Mont Terri Rock Laboratory

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: 3 years

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 CO₂ storage security and the integrity of reservoirs cap-rocks. On November 21st, 2020, the first fault stimulation was conducted at high pressure-high flow rate in the BFS-B2 interval at 41m depth below the MtTerri galleries. During the year 2021, we have processed the various datasets produced from the multimodal monitoring network of distributed strains and temperatures (monitored with DSS-DAS-DTS fibers), fault three-dimensional displacements and pore pressures monitored with the SIMFIP probe, induced seismicity monitored with seismic and acoustic sensors and the CASSM active seismic imaging. Thanks to the high consistency between measurements, the growth of an ~20 m long leakage pathway was imaged and associated to fault hydromechanical activation. At an unprecedented scale, we observed that a fault rupture front ubiquitously propagating was preceding this localized and directional flow front.

Project goals

The objective of this project is to image fluid flow and stress variations during a con-

trolled 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) 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. **2021 goals were to process the dataset from the first fault activation experiment that had been conducted in November 2020.**

Work carried out and results obtained

The first FS-B fault stimulation experiment took place on November 21st, 2020. We injected at 40.4 m depth below the Mt Terri galleries, in a 1 m long interval set across the top of the Main Fault zone (Fig. 1). We conducted 6 injections at constant flowrates of 2l/min (injection 1), 6l/min (injection 2), 9.8l/min (injection 3), 9.94l/min (injection 4), 9.55l/min (injection 5) and 10l/min (injection 6, Fig. 2a). The 5 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 liters, a hydraulic connection occurred with boreholes set in gallery 2008, in-

tersecting the fault 15 – 18m away from the injection point. After an injected volume of 277 liters, 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 CSD niche, 8 – to – 10m up-dip from the injection point. These observations show an apparent heterogeneity in the fault leakage that preferentially initiated parallel to the fault strike where leakage was measured to about 26% of the injected flowrate. First, we describe the fault displacements, induced seismicity and p-waves velocity variations monitored during the injections. Second, we discuss the implications of these observations in terms of fault activation mode and the associated risks of induced seismicity and leakage in such clay rocks.

1 – Fault zone displacement

Fault three-dimensional displacements, pore pressure and leakage flowrate were continuously monitored at the injection borehole BFS-B2 using a SIMFIP probe, at the monitoring borehole BCSD7 located up-dip from the injection and at monitoring borehole BFSB1 located along strike and North-eastward from the injection (Fig. 1 and 2). Figure 2 shows significant differences between the fault hydromechanical responses at the three points. During injection cycle 3, pressure in BFSB1 suddenly increased to about 2 MPa when a hydraulic connection occurred with the injector BFSB2. BCSD7 shows slight decreases of pressure of $0.3 \cdot 10^3 \text{Pa}$ starting at injection cycle 2. BCSD7 was not hydraulically connected to the injector BFSB2. Largest displacements are measured at the injector and at BFSB1, with fault normal opening of 130 to 133 microns and tangential displacement of 111 to 77 microns, respectively at BFSB2 and BFSB1. In comparison, BCSD7 displays very small normal and tangential displacements respectively of 0.22 and 0.43 microns. At the end of the stimulation cycles, all points display an irreversible shear and normal displacement component. At BFSB1, normal and tangential displacements initiate before the hydraulic connection with

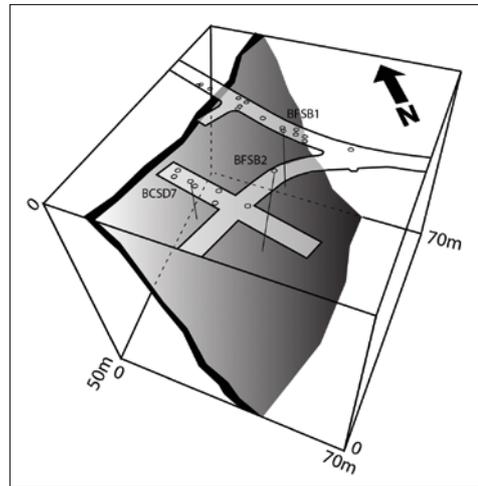


Figure 1: FSB fault zone showing the injection borehole BFSB2 and two monitoring zones, respectively BCSD7 and BFSB1.

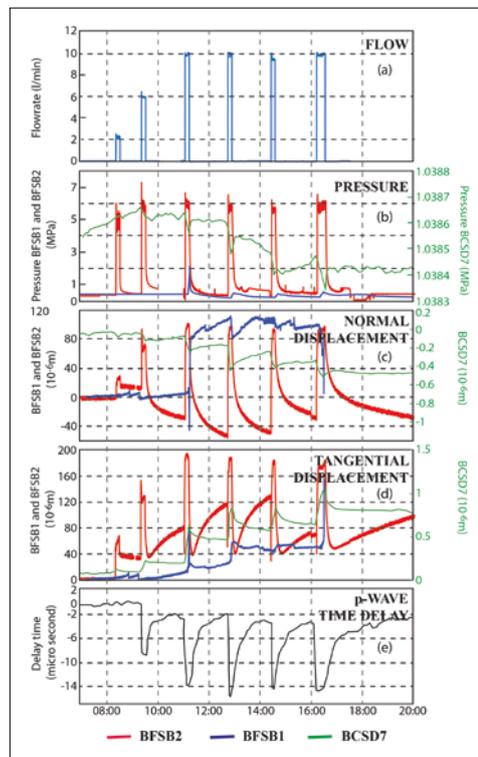


Figure 2: Time variation of (a) Injection flowrate, (b) Pore pressure, (c) Displacement normal to the average fault plane, (d) Tangential displacement parallel to the average fault plane and (e) P-wave time delay measured along a linear ray path perpendicular to the injection point. Measurements at injection (BFSB2), and monitoring points BCSD7 and BFSB1 are respectively colored in red, green and dark blue.

BFSB2. When the connection occurs, there is a large irreversible opening at BFSB1. Significant p-waves arrival time delays reversible variations are recorded by the CASSM during the injection cycles. They match with the reversible displacements observed at injector and at BFSB1. After, the stimulation, there is a residual time delay value that can be related to the irreversible fault displacements. Low-frequency DAS and DSS optical fiber measurements along all boreholes also show a clear spatio-temporal progression of the

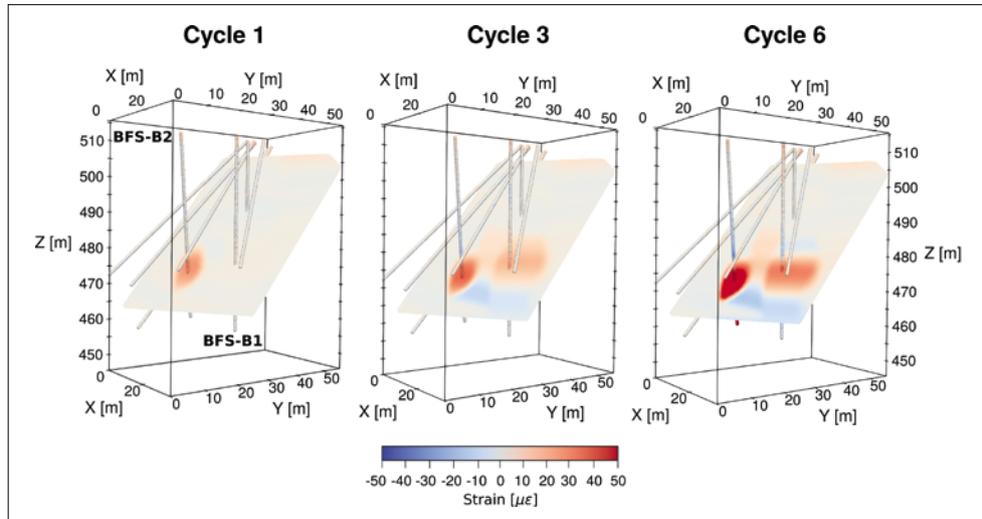


Figure 3: Low frequency DAS fiber strain signal evolution from injection cycles 1 to 6.

strain recorded as a result of injection (Figure 3). During cycles 1, positive strain (possibly indicating «fracture opening») is limited to the point of injection along borehole BFS-B2. Strain magnitude is also small, with values in the order of 10–20 $\mu\epsilon$. In cycle 3, when hydraulic connection is established with borehole BFS-B1, positive strain in the order of 30–40 $\mu\epsilon$ is recorded within the Main Fault along borehole BFS-B1, as expected. However, the interpolated image also reveals that positive strain is not only confined to the immediate area surrounding boreholes BFS-B2 and BFS-B1, but some smaller magnitude deformation is being recorded up-dip from the injection and hydraulic connection points. This deformation «patch» is constrained by strain recorded along borehole BFS-B9, which also intersects with the Main Fault. For cycle 6, the spatial pattern of strain is similar, with strain magnitudes becoming larger for both the injection and the hydraulic connection points. No significant strain is detected in any other regions of the fault zone.

2 – Induced seismicity

Passive seismic data were first processed using standard observational techniques to identify impulsive signals that were cleaned of noise sources and subsequently sorted into groups of known and unknown sources. Second, two more advanced noise filtering

methods, respectively the matched filtering and SVD filtering methods were applied to even more reduce the noise level. Seismicity is sparse with 36 events detected during the experiment and only 6 events qualified as major events because they were detected on all sensors. 3 of these major events occurred during injection cycle 1 at the onset of fault activation while the three remaining ones occurred during the last injection cycles 5 and 6. Nevertheless, figure 4 shows that when considering the complete catalog of 36 events, seismicity occurred during each of the injection cycles, and particularly during cycle 3.

3 – Active seismic imaging

The continuous active seismic monitoring system (CASSM system) includes five dedicated monitoring wells. Three boreholes have a total of 24 piezoelectric seismic sources (8 each); the other two boreholes have 44 hydrophones in two arrays (22 each). The receiver boreholes (B3 and B4) are in the footwall of the fault, while the source boreholes (B5, B6, and B6) are in the hanging wall (figure 5).

To compute a three-dimensional time-lapse travel-time tomography (figure 5), four main components were used, which include a three-dimensional background absolute-velocity model, accurate raypath geometry, the delay-time data, and a spatially var-

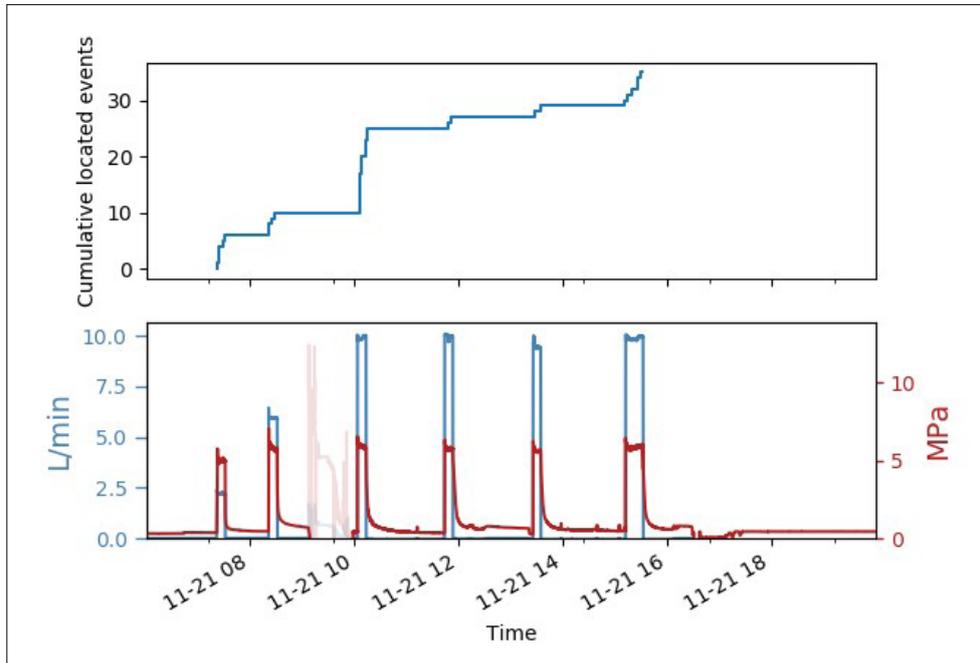


Figure 4: Cumulated located seismic events (upper graph) compared to injection cycles (lower graph where injection pressure is red and injection flowrate is blue).

iable regularization term. For the 3D background velocity model, first arrivals were hand-picked from the background dataset to create a homogeneous p-wave velocity model. The background dataset used is from November 21st, 2020, right before the first injection cycle. From there we integrated an eikonal code, called TTCR, to calculate accurate raypath geometries from the p-wave velocity models. This allows us to update the three-dimensionnal background p-wave velocity model. Multiple iterations were computed until an appropriate misfit was reached. The delay-time data was used as the primary measurable for the time-lapse tomography. There are 1056 delay-time curves, one for every source-receiver pair in this system. Some delay-time curves were noisy due to the low signal-to-noise ratio of the first arrival, likely a result of large source-receiver pair offsets. We removed these noisy delay-time curves which would otherwise dominate the tomography results. The last component used in the tomography is the spatially variable regularization term. Since the raypaths between the sources and receivers are primarily perpendicular to the fault there is little constraint in that direction. We also assume, that during the injections, the primage change in p-wave velocity is go-

ing to occur in the fault zone. This regularization term allows us to constrain the velocity changes to within that fault zone itself. Six tomograms are shown in figure 5 corresponding to each injection cycle. Dark blue colors in the tomograms are negative changes in velocity, which we interpret to represent the part of the fault that has been reactivated. During the first injection, there are no major anomalies suggesting that the fault reactivation is spatially limited at this time. For the second injection tomogram, there is a small blue patch that starts to develop around the injection well. This patch is not symmetric around the borehole, suggesting that there is a preferred direction of fault reactivation. A large change in the tomograms occur between injections two and three, when the injection rate increases to 10 l/min. The third injection tomogram shows a larger patch near the injection well and two smaller patches north-easterly along the fault for a total of three patches. These three «streaks» are also observed in the checkerboards tests suggesting this behavior is CASSM acquisition geometry related and not geologic in nature. Therefore, we interpret these three patches as a single patch that is moving north-easterly along the fault zone. Tomograms for injection cycles 4 through 6 appear

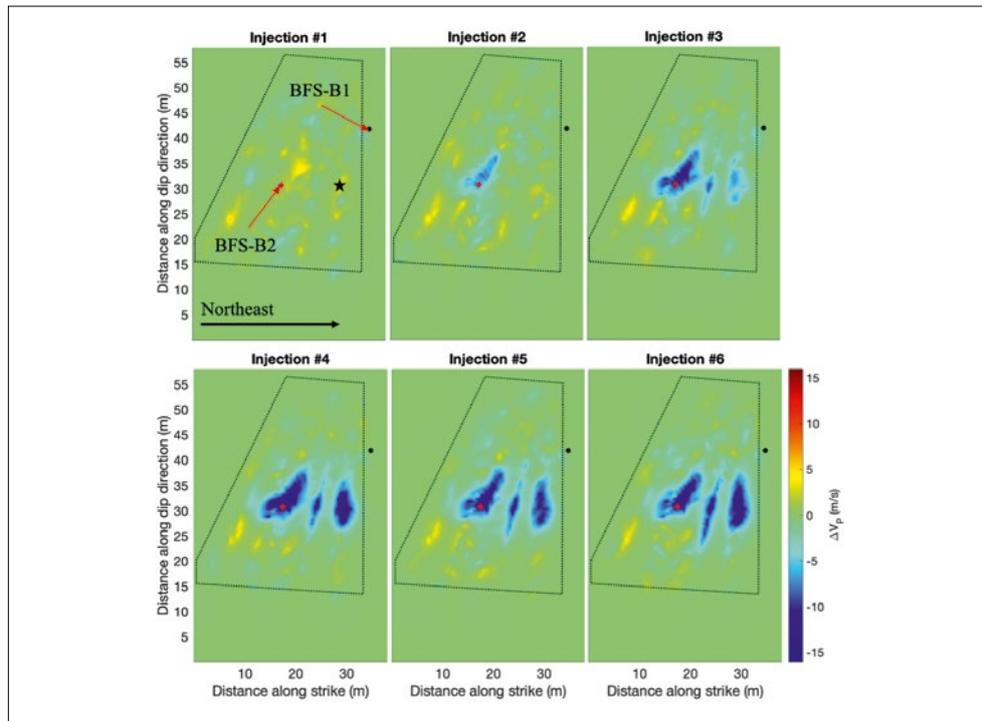


Figure 5: p-wave velocity tomography images calculated after each injection cycle. The trapezoidal shape shows the limits of the measurements validity.

to show that the outer edges of the patch have not grown, but rather show that the patch itself has intensified with greater negative ΔV_p values. Hydraulic connection was made with BFS-B1 after the third injection cycle, suggesting that the fault reactivated there as well. Unfortunately, BFS-B1 is located just outside the imaging area (dot area shown in figure 5), therefore, we interpret the reactivated patch to extend at least to BFS-B1. Overall, the reactivated patch is not symmetric around the injection well (BFS-B2), which again suggests that there is a preferred direction of fault reactivation and therefore will have implications on the direction leakage along the fault.

4 – Conclusion

Primary objective of the FS-B experiments to create a significant leak into an initially low permeable fault zone was reached. There is a high consistency between pore pressures, displacements-strain data, induced earthquakes and p-wave velocity images. This leak is tightly coupled to fault deformation complexity. 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. A factor-of-ten smaller signals were observed in the non-hydraulically connected zones compared to the hydraulically connected ones, respectively CSD7 and BFSB1 zones. In the BFSB1 zone, we clearly observe fault shear preceding the pressure increase corresponding to the arrival of injection water. This shows that fault hydromechanical activation generates to successive fronts, respectively a rupture front preceding a fluid pressure front. The rupture front is associated to compressive strain increase as seen on the distributed fiber optic sensors, and to dilatant shear as seen on the local fault displacement measurements. If we compare these signals with the location of the p-wave velocity anomalies that mainly correlate with fault opening at high injection pressure, it appears that the rupture precedes by about 10 m the arrival of the leakage water. The induced seismicity seems to better correlate with the propagation of this rupture front rather than to the delayed growth of the leakage flowpath. In the leakage zone, we thus interpret the «instantaneous» variations in delay time with injection pressure as related to mechanical opening and shearing of fractures within the

fault zone. A decrease in P-wave velocity (increase in delay time) as a function of injection pressure is consistent with laboratory data showing similar reductions as a function of decreased normal stress. Likewise, similar signatures are observed during hydraulic fracturing operations, albeit at lower accuracies in the context of time-lapse VSP studies. Long term apparent irreversible change in the travel times matches with the irreversible fault shear displacement recorded by the SIMFIP. It might relate to fault zone shear-induced damage or to delayed leakage of the injected fluid volume in this low permeability clay fault environment. Outside the leakage zone, fault displacements may be too small to generate a detectable p-wave velocity variation. Finally, the p-wave velocity images show that the growth of the leakage pathway displays a preferential North-Eastward direction. This is highlighting a significant heterogeneity that may reflect complex mechanisms involving the heterogeneity of fault zone structure coupled with some stress heterogeneity.

National Cooperation

There is a strong interaction between the FSB project from LBNL and the CSD project from ETH. This includes mutualizing instruments, joint analyses of data and publication. In parallel, the Swisstopo MtTerri team has been very helpful in setting up the November injection since the LBNL team could only come as a reduced number of persons.

International Cooperation

None, except that the FSB partners represent a large international group.

Summary of FSB activities during the year 2021

In 2021, we continued the fault characterization (task 1) through a collaboration with the CSD project on the analyses of the fault movements induced by the MtTerri new gallery excavation (a paper by C. Hopp et al. is currently under printing). In parallel, a collaboration with EPFL allowed for a full micro X-Ray CT scanning of the entire main fault zone cores. The analyses of the scans are in

progress through a comparison with other measurements done in the same borehole (distributed optical fiber strains, borehole displacements, different types of logs and core geological analyses).

In Task 2 we have conducted a new fault activation experiment in November 2021, exactly one year after the first 2020 experiment. About the same activation protocol has been set and the same multi-mode monitoring network. In addition, a multitracer test using injection water temperature, salt and sulforhodamine has been conducted while reactivation the leakage flowpath imaged in 2020. Between the 2020 and 2021 experiment, the monitoring has been continuously maintained. Hydraulic pulse tests have been conducted into the fault to track the fault hydraulic permeability evolution following the 2020 activation experiment.

Task 3 about engineering fault leakage is not started because it was decided that this task would perturbate too much the fault activity.

In Task 4, all the data processing of the 2020 experiment has been done. We are now organising the archiving of the data, and several research papers are in preparation that will be submitted in 2022. In addition, data have been prepared and some numerical modeling of the the 2020 experiment is in progress.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

Success – The project was highly successful in achieving its 2021's goals. Indeed, as planned, data processing of the first fault stimulation was successfully conducted. **One key result of the year is that we were able to image the growth of an ~20 m long leakage pathway associated to fault hydromechanical activation.** At an unprecedented scale, we proved the growth of two fronts, a fault rupture front ubiquitously propagating and preceding a localized and directional flow front.

Perspectives – After this first injection, a long term monitoring of the post stimulation effects was set up. We will analyze pulse tests that were repeated at the injection point to detect the evolution of the Main Fault per-

meability and we will correlate with post activation p-waves velocity and strain evolution. This long term monitoring lasted one year until November 2021. A new stimulation was conducted in November 2021. **Objectives for 2022 will be to analyze the fault evolution and eventual sealing after such an activation. In parallel, we will be preparing for a third activation experiment that will involve a CO₂ brine injection.**

Publications

C.Hopp, Y. Guglielmi, A. P. Rinaldi, A. Zappone (in preparation). Distributed fiber 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, C., Nussbaum, F., Cappa, L. De Barros, J., Rutqvist, J., Birkholzer (2021). Field-scale fault reactivation experiments by fluid injection highlight aseismic leakage in caprock analogs: Implications for CO₂ sequestration. *International Journal of Greenhouse Gas Control* 111, 103471.

H., N., G., NGUYEN, L., Scholtès, Y., Guglielmi, F.-V.,r Donzé, Z., Ouraga, M., Souley (2021). Micromechanics of sheared granular layers activated by fluid pressurization. *Geophysical Research Letters*, 48, e2021GL093222.

A., Zappone, A., P., Rinaldi, M., Grab, Q., C., Wenning, C., Roques, C., Madonna, A., C., Obermann, S., M., Bernasconi, M., S., Brennwald, R.,K., F., Soom, P., Cook, Y., Guglielmi, C., Nussbaum, D., Giardini, M., Mazzotti, S., Wiemer (2021). Fault sealing and caprock integrity for CO₂ storage: an in situ injection experiment. *Solid Earth*, Vol. 12, issue 2, 319–343.

W., Shiu, Y., Guglielmi, B., Graupner, J., Rutqvist (2021). Modelling the water injection induced fault slip and its application to in-situ stress estimation. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*, Vol. 137, 104537.

J., Rutqvist, B., Graupner, Y., Guglielmi, T., Kim, J., Massmann, T., S., Nguyen, J-W., Park, We., Shiu, L., Urpi, J., S., Yoon, G., Ziefle, J., Birkholzer (2020). An international model comparison study of controlled fault activation experiments in argillaceous claystone at the Mont Terri Laboratory. *International Journal*

of Rock Mechanics and Mining Sciences, Vol. 136, 104505.

Maria Kakurina, Yves Guglielmi, Christophe Nussbaum, Benoît Valley (2020). In situ direct displacement information on fault reactivation during fluid injection. *Rock Mechanics and Rock Engineering*, Vol. 53, issue 10, 4313–4328.

J-W., Park, Y., Guglielmi, B., Graupner, J., Rutqvist, T., Kim, E-S., Park, C., Lee (2020). Modeling of fluid injection-induced fault reactivation using coupled fluid flow and mechanical inter-face model. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*. Vol. 132, 104373.

Guglielmi, Y., Nussbaum, C., Rutqvist, J., Cappa, F., Jeanne, P., & Birkholzer, J. (2020b). Estimating perturbed stress from 3-D borehole displacements induced by fluid injection in fractured or faulted shales. *Geophys. J.Int.* (2020) 221, 1684–1695. doi:10.1093/gji/ggaa103.

Guglielmi, Y., Nussbaum, C., Jeanne, P., Rutqvist, J., Cappa, F., & Birkholzer, J. (2020a). Complexity of fault rupture and fluid leakage in shale: Insights from a controlled fault activation experiment. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 125, e2019JB017781. <https://doi.org/10.1029/2019JB017781>.

Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay

Author und Co-author(s): Lisa Winhausen, Kavan Khaledi, Mohammadreza Jalali, Florian Amann

Institution: Department of Engineering Geology & Hydrogeology – 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 predicting 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 for Opalinus Clay. In the laboratory, a series of consolidated-undrained compression tests (CU) under different effective pre-consolidation stresses for various bedding orientations with respect to loading direction were conducted. The results show the dependency of strength on the effective mean stress and allow the determination of a failure model which will be implemented in the constitutive model for Opalinus Clay. In addition to these laboratory tests, an elastoplastic-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) transversely isotropic elastic behavior, 2) plastic strain up to anisotropic peak strength and 3) post-peak behaviour. The model calibration was carried out by using the existing laboratory data for Opalinus Clay. The laboratory data used include the CU tests on P- and Z-specimens performed at the RWTH-Aachen University and the tests on P- and S-specimens reported in Minardi et al. (2021) and Wild & Amann (2018). These tests cover a wide range of effective confining pressure from 1 to 16 MPa.

Project goals

Development of a fully coupled hydro-mechanical (HM) constitutive model is the key to predicting the physical behaviour of Opalinus Clay. For the development of such a constitutive model in the framework of the HM-C project, the following objectives are pursued:

- Integration of field test data (e.g., HM-B experiment) with existing and new HM-coupled laboratory experiments under various conditions, such as drained and undrained Triaxial loading conditions
- Adaptation and optimization of proper HM characterization methods such as permeability measurement techniques to establish a prosperous experimental protocol
- Conducting a series of laboratory tests to determine the HM behaviour of Opalinus clay under various loading and testing configurations considering material anisotropy
- Development and implementation of a constitutive model in a robust numerical code that can simulate the HM response of the Opalinus Clay
- Calibration, verification, and validation of the developed constitutive model with ongoing laboratory and existing field experiments
- Identification and analysis of microstructural deformation mechanisms on triaxially sheared Opalinus samples using BIB-SEM techniques

Work carried out and results obtained

RWTH Aachen attempts to reach the above-mentioned 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

An extensive testing campaign has been carried out on Opalinus Clay samples from the shaly facies. All tests aimed to understand the influence of the anisotropy plane on the mechanical and hydromechanical properties. Experiments performed include uniaxial compressive strength tests (UCS) and Brazilian tensile strength tests (BTS), which were conducted under well-defined saturation conditions with different associated suction pressures. Furthermore, fully-saturated, consolidated-undrained (CU) compression tests were performed for two effective mean consolidation stresses. To analyse the anisotropic behaviour in all these tests, samples with different bedding orientations varying by 15° intervals with respect to loading direction were tested. The results show a strong anisotropy in strength for uniaxial and triaxial compression.

In the UCS-tests, samples, where the bedding was oriented by approximately 45° to the loading direction, showed the least strength values, which were on average 27% of the maximum strength observed for S-samples, i.e. bedding oriented normal to the loading direction. The results from the BTS-tests showed that tensile strength normal to the bedding is about 45% of the tensile strength parallel to the bedding direction.

The CU-tests have been conducted under 4 and 10 MPa mean effective consolidation stress. The anisotropy is manifested by the hydromechanical behaviour, which shows a strong dependence on loading direction with respect to macroscopic bedding orientation. The comparison of the effective stress paths of all tests shows the anisotropy influencing poromechanical response, i.e. pore pressure evolution upon differential loading, and the peak and residual effective strengths.

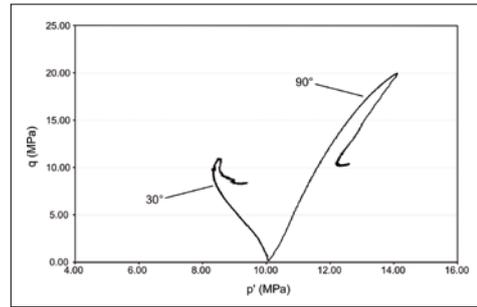


Figure 1: Effective stress paths of samples where bedding is oriented 90° and 30° towards horizontal, i.e. p- and z-samples.

The high pore pressure built up for the sample loaded at 30° with respect to the bedding leads to a decrease in mean effective stress with increasing shear stress (Figure 1). In contrast, the mean effective stress for a sample loaded parallel to bedding increases until peak strength. The differences in the hydromechanical behaviour at different loading directions are associated with the different compressibilities of the pore space and the anisotropic pore morphology. Current investigations using electron microscopy of deformed samples will analyse the micromechanical processes on the grain and pore scale. For failure under triaxial compression of Opalinus Clay, deformation localizes in distinct shear zones (Winhausen et. al, 2021). Therefore, the influence of the bedding orientation can be determined by differentiating between failure along and across the bedding orientation of the microscale. Additionally, CU-tests have been carried out for similar sample configurations, i.e. P-samples, under different effective consolidation stresses in the range from 2.5 to 16 MPa. Both the effective stress path and the microstructural analysis indicated a transitional failure behaviour from brittle- to ductile-dominated deformation. Within the microscopic shear zones, we identified different deformation mechanisms and determined different shear zone porosities. Preferred grain orientation and pore space characteristics were studied at different magnifications using different imaging techniques (Figure 2). The boundary between the shear zone and the undeformed host rock appears as a sharp interface at lower effective stresses, i.e. 4 MPa effective confinement (Figure 2), and as a gradual change in microstructure for high effective confinements, i.e. 16 MPa.

Constitutive Modelling of Opalinus Clay

An elastoplastic constitutive model combined with damage was implemented in the finite element code «MOOSE Framework» to describe the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay. The model accounts for three deformation regimes, i.e. 1) transversely isotropic elastic deformation, 2) plastic deformation with a direction-dependent peak strength and 3) post-peak regime. These deformation regimes are described below.

Transversely Isotropic Elasticity

The elasticity tensor for a transversely isotropic elastic material is defined as a function of 5 independent elastic parameters, i.e. $C_0=f(E_{||}, E_{\perp}, \nu_{||}, \nu_{\perp}, G)$ (1) Where, C_0 is a fourth-order tensor. The subscripts $||$ and \perp refer to the parallel and perpendicular direction to the bedding plane, respectively. The stress-strain relation obtained from Eq. 1 is expressed in the principal material coordinate (i.e. the t-s-v coordinate in Figure 3). In general, the material coordinate does not coincide with the reference coordinate (i.e. the x-y-z coordinate in Figure 3). Therefore, depending on the bedding orientation, the elastic tensor C_0 should be transformed to the reference coordinate by using a rotation matrix (Wittke, 2014). The rotation matrix is a function of Dip angle β and Dip Direction α of the bedding, i.e.

$$C = T^T(\alpha, \beta) C_0 T(\alpha, \beta) \tag{2}$$

Accordingly, the stress-strain relation in the reference coordinate is defined as follows:

$$\sigma' = C \varepsilon_{el} \tag{3}$$

Plastic Deformation

The plastic strain is defined as the derivative of a plastic potential function Q :

$$\dot{\varepsilon}_{pl} = \dot{\lambda}_p \frac{\partial Q}{\partial \sigma'} \tag{4}$$

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 employed to describe the plastic yield, volumetric compression/dilation and the ultimate shear strength of Opalinus Clay. The yield function f in the stress space is defined as follows:

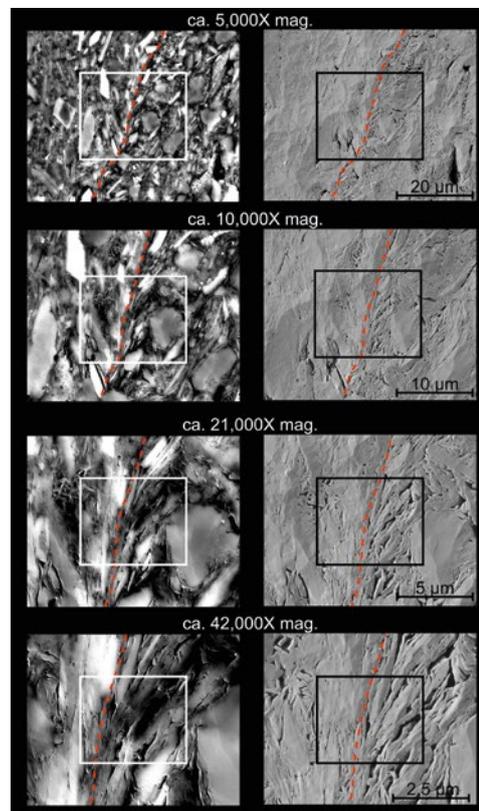


Figure 2: Sem images (left: back-scattered electron image, right: secondary electron image) showing the shear zone boundary (red dashed line) within a deformed sample at 4 mpa effective consolidation stress at different magnification.

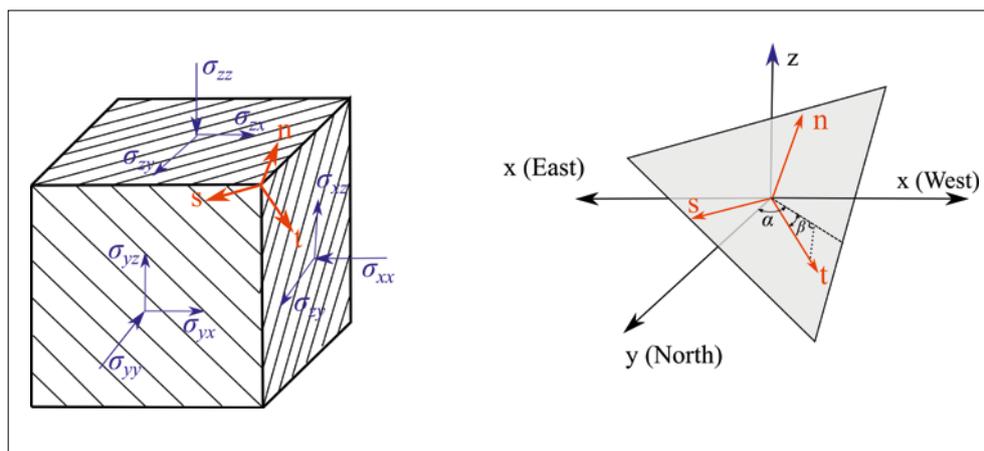


Figure 3: A schematic figure showing the principal material coordinate and the reference coordinate.

$$f = J_2 - (-\alpha I^3 + \gamma I^2) \left(e^{\beta_1 I} - \beta_2 \cos(\theta) \right)^{-0.5} \quad (5)$$

Where n , γ , β_1 , β_2 are model parameters. The yield function f is dependent on three stress invariants, i.e. 1) the first invariant of stress tensor I , 2) the second invariant of deviatoric stress J_2 and 3) the Lode's angle θ . Eq. 5 corresponds to an oval-shaped yield surface in the stress space (Figure 4A). Parameter α is a hardening parameter which controls the size of the plastic yield surface. This parameter is a function of accumulated plastic strain.

$\epsilon_{pl}^{eq} = \sqrt{\epsilon_{pl}^T \epsilon_{pl}}$. With increasing the plastic strain, the expanding yield surfaces approach a non-linear failure surface (red curve in Figure 4A).

The strength parameter γ in Eq. 5 determines the slope of the failure surface in the stress space. Figure 4A also shows the onset of dilation in p' - q space (dashed blue curve). The slope of dilatancy boundary in the stress space is adjusted by parameter n . This boundary separates the dilation domain ($d\epsilon_{pl}^{vol} < 0$) from the compression domain ($d\epsilon_{pl}^{vol} > 0$).

Ultimate Shear Strength and Post-peak Regime

A damage parameter was included in the above elastoplastic model to describe both the ultimate shear strength and the post-failure behavior. It is assumed that the semi-brittle failure observed during CU-tests is a result of two simultaneous mechanisms: 1) stiffness reduction and/or 2) strength degradation. The first mechanism is formulated in the context of continuum damage mechanics, in which the material softening is associated with a damaged elastic stiffness, while the

second mechanism describes the degradation of failure surface from the undamaged state to the residual strength (Figure 4B).

To describe the strength degradation, the strength parameter γ in Eq. 5 is coupled with a damage parameter d , i.e.

$$\gamma(d) = \gamma_R + (1 - d)(\gamma_0 - \gamma_R) \quad (6)$$

Here, γ_0 and γ_R are the values of strength parameter γ in the undamaged and residual states, respectively. To describe the stiffness degradation, a damage-dependent elastic stiffness tensor $C(d)$ is defined as follows:

$$C(d) = (1 - \omega d) C_0 \quad (7)$$

Where C_0 is the transversely isotropic stiffness tensor of the undamaged material defined in Eq. 1. Parameter ω is a constant between 0 and 1. This parameter controls the contribution of the stiffness reduction mechanism in the post-peak regime.

It is assumed that the damage parameter d is a function of the volumetric plastic strain ϵ_{pl}^{vol} . With this assumption, the following damage evolution function is defined:

$$\begin{cases} \text{if } \epsilon_{pl}^{vol} < \epsilon_{cri} \Rightarrow d = 0 \\ \text{if } \epsilon_{pl}^{vol} \geq \epsilon_{cri} \Rightarrow d = \exp\left(-\frac{(\epsilon_{pl}^{vol} - \epsilon_{cri})}{\epsilon_f}\right) \end{cases} \quad (8)$$

Here, ϵ_{cri} and ϵ_f are two model parameters. Parameter ϵ_{cri} determines the onset of damage and the parameter ϵ_f controls the rate of damage development.

Transversely isotropic strength

The implemented elastoplastic-damage model was extended to a transversely isotropic plastic model that accounts for different failure surfaces with respect to the bedding orientation. The Pietruszczak-Mroz

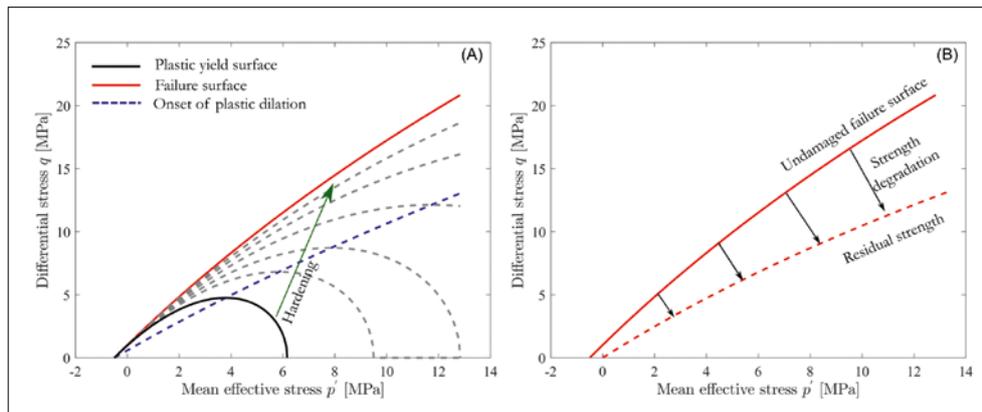


Figure 4: (a) plastic yield surface, onset of dilation and failure surface in p' - q space; (b) degradation of failure surface as a result of damage.

approach was adopted to include the effect of bedding orientation and loading direction on the mechanical response of Opalinus Clay (Pietruszczak & Mroz, 2000). To accomplish this, the undamaged strength parameter γ_0 in Eq. 6 and the damage threshold parameter ϵ_{crit} in Eq. 8 are both defined as a joint invariant of fabric (microstructure) and stress tensor. Figure 5 shows the changes of parameter γ_0 as a function of bedding orientation obtained from CU tests of Opalinus Clay.

Modeling of Damage Localization

The above damage model was extended to an implicit gradient-enhanced damage model proposed by Peerlings et al. (1996). In this model, a partial differential equation has to be solved in addition to the existing hydro-mechanical equilibrium equations. As a result, a «non-local» scalar measure of strain, which governs damage evolution is considered as an additional independent variable. To accomplish this, the local strain variable ϵ_{pl}^{vol} in Eq. 6 is replaced by its non-local counterpart $\bar{\epsilon}_{pl}^{vol}$. The non-local variable $\bar{\epsilon}_{pl}^{vol}$ is obtained from the following partial differential equation coupled with other hydro-mechanical equilibrium equations:

$$\bar{\epsilon}_{pl}^{vol} - l_c^2 \Delta \bar{\epsilon}_{pl}^{vol} = \epsilon_{pl}^{vol} \tag{9}$$

Where l_c is a length-scale parameter. The employed nonlocal damage allows for the modeling of damage localization and reduces the mesh-dependency problems in softening regime.

Model Calibration

The model was calibrated using the consolidated undrained tests on Opalinus Clay specimens. For this purpose, the effective stress path and stress-strain curves were used to estimate the required model parameters (i.e. in total 16 model parameters). The laboratory data used include the CU tests on P- and Z-specimens performed at the LIH laboratory and the tests on P- and S-specimens reported in Minardi et al. (2021) and Wild & Amann (2018). These tests cover a wide range of effective confining pressure from 1 to 16 MPa. Figure 6 shows the modeling results for a test with confining stress of 12.5 MPa and initial pore pressure of 2.5 MPa for P, Z, and S specimens. P- and Z-tests were performed at RWTH-Aachen University and the S-test was adopted from Minardi et al. (2021).

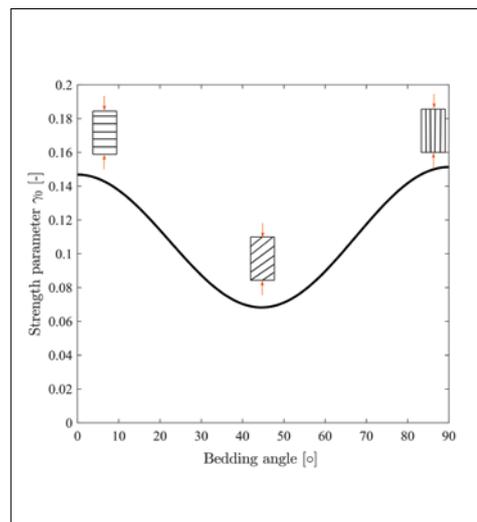


Figure 5: The changes of parameter γ_0 as a function of bedding orientation obtained from CU-tests of Opalinus Clay.

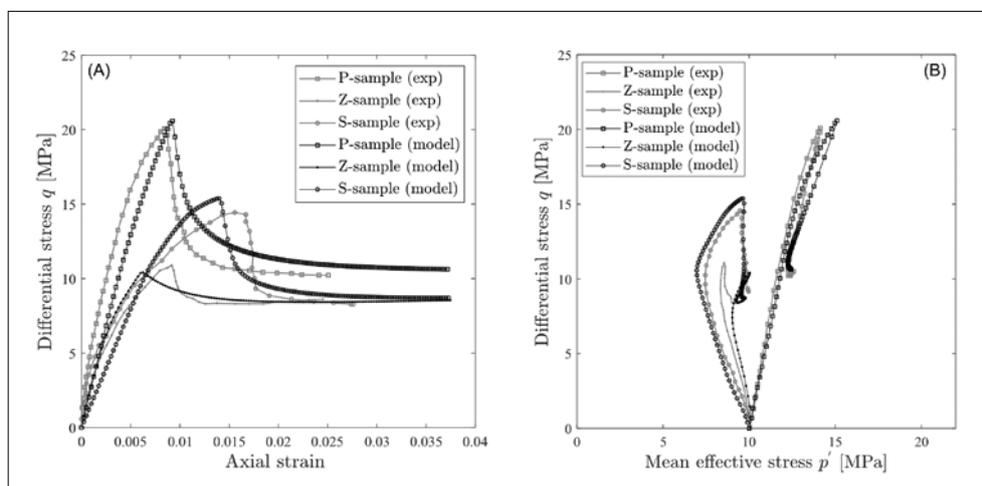


Figure 6: (a) modeling of stress-strain behavior including post-peak regime for p-, z- and p-samples with an effective confining stress of 10 mpa; (b) modeling of effective stress path for p-, z- and s-samples; ref: p- and z-tests are performed at LIH laboratory and the s-test is from Minardi et al. (2021).

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

Laboratory Experiments

In 2021, a series of uniaxial compressive strength tests, Brazilian tensile strength tests, and consolidated-undrained triaxial compression tests have been successfully performed. These testing series aim to determine the mechanical and hydromechanical anisotropy as well as quantify the minimum strength and the associated orientation of the bedding with respect to the loading direction.

The hydro-mechanical parameters and effective strength properties of Opalinus Clay obtained in these tests were implemented in the constitutive model. Based on the microstructural analysis of the deformed samples at different effective mean stresses, a change in failure mode in the microscale was determined. This gradual failure mode transition is corroborated by the change in friction angle from low to high effective confinements.

The CU-triaxial testing campaign will be finalized and microstructural analyses of deformed samples will be finished under the aspect of analysing the influence of the anisotropy plane. The failure mode transition observed for samples under different effective confinement is currently under submission for a peer-reviewed journal article. The results and analyses of the CU-tests under different loading configurations in terms of bedding direction will be finished by March 2022 and will be submitted to a peer-reviewed journal as well in 2022. As a complementary component to the existing hydro mechanical characterization of Opalinus Clay, the model, and the experimental testing campaign will include creep mechanisms under different temperatures starting in spring 2022.

Numerical Simulation

A non-associated plastic model was implemented in the «MOOSE Framework» to describe the inelastic deformation of Opalinus Clay. The implemented plastic model was

coupled with a damage model to describe the failure and post-failure regime. The damage model accounts for the stiffness and strength degradation observed during the CU-tests. Furthermore, the model was extended to an anisotropic plastic model that accounts for different failure surfaces with respect to the bedding orientation. The Pietruszczak-Mroz approach was adopted to define a transversely isotropic strength for Opalinus Clay. Moreover, the damage model was reformulated in the framework of the non-local implicit gradient method proposed by Peerlings et al. (1996). The employed non-local damage allows for the modeling of damage localization and reduces the mesh-dependency problems in softening regime.

A series of consolidated undrained experiments were used to calibrate the model and determine the required model parameters for P-, Z- and S-specimens. The employed experimental data cover a wide range of effective confining pressure from 1 to 16 MPa. The calibration procedure and the finite element implementation of the developed constitutive model will be submitted as a peer-reviewed journal article. In addition, a large-scale tunnel model will be developed to validate the implemented constitutive model against existing field data. The obtained results will be submitted to a peer-reviewed journal.

Publications

- [1] Khaledi, K., Hamdi, P., Winhausen, L., Jalali, M., Jaeggi, D., and Amann, F. (2021). Hydro-Mechanical Coupled Analysis of an Overcoring Experiment in Opalinus Clay: Experimental and Numerical Results. *Engineering Geology*, <https://doi.org/10.1016/j.enggeo.2021.106451>
- [2] Winhausen, L., Klaver, J., Schmatz, J., Desbois, G., Urai, J.-L., Amann, F. and Nussbaum, C. (2021). Micromechanisms leading to shear failure of Opalinus Clay in a triaxial test: a high-resolution BIB-SEM study. *Solid Earth*, <https://doi.org/10.5194/se-12-2109-2021>
- [3] Winhausen, L., Khaledi, K., Jalali M., Urai J.-L., and Amann, F. Failure mode transi-

tion in Opalinus Clay: A hydromechanical and microstructural perspective. In submission for JRL

References

- [1] Wittke, W. (2014). Rock mechanics based on an anisotropic jointed rock model (AJRM). John Wiley & Sons.
- [2] Desai, C. S., Somasundaram, S., & Franziskonis, G. (1986). A hierarchical approach for constitutive modelling of geologic materials. *International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics*, 10(3), 225–257
- [3] Pietruszczak, S., & Mroz, Z. (2000). Formulation of anisotropic failure criteria incorporating a microstructure tensor. *Computers and Geotechnics*, 26(2), 105–112.
- [4] Peerlings, R. H., de Borst, R., Brekelmans, W. M., & De Vree, J. H. P. (1996). Gradient enhanced damage for quasi-brittle materials. *International Journal for numerical methods in engineering*, 39(19), 3391–3403.
- [5] Wild, K., & 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.
- [6] Minardi, A., Giger, S. B., Ewy, R. T., Stankovic, R., Stenebråten, J., Soldal, M., Rosone, M., Ferrari, A. & Laloui, L. (2021). Benchmark study of undrained triaxial testing of Opalinus Clay shale: Results and implications for robust testing. *Geomechanics for Energy and the Environment*, 25, 100210.

Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel

Summary and conclusions

Author und Co-author(s): M. Ziegler, B. Brixel, A.A. Lavasan, F. Christ, S. Loew
Institution: ETH Zurich
Address: Sonneggstrasse 5, 8092 Zurich
Phone, E-mail, Internet address:
 +41 (0) 79 930 71 96;
 martin.ziegler@erdw.ethz.ch
Duration of the Project: 5 years

Abstract

The drill-and-blast excavation of the A2 highway Belchen tunnel tubes in the 1960s through swellable anhydrite-rich marls (Gipskeuper) and Opalinus Clay (OPA) of the Swiss Jura Mountains caused substantial damage to the tunnel support through high swelling pressures and heave. In later years, the tubes had to be refurbished, and finally it became necessary to build a new tunnel tube called **Sanierungstunnel Belchen** (STB). During the construction of the STB in 2016–2018, we investigated key aspects of 1) rock mass behavior in swellable OPA, and 2) tunnel construction using a Tunnel Boring Machine (TBM) and tunnel face stability in OPA. Our primary focus was on investigating the evolution of radial pressures on the tunnel lining system and the local geo-hydraulic conditions (including clay mineralogy and pore water chemistry from drill cores of intact and faulted OPA) with the aim to identify and characterize potential swelling processes in-situ in a highly instrumented monitoring section (MS) of the new tunnel. For the interpretation of the recorded radial pressures we also investigated the mechanical properties of the gap grout installed between the lining system and the rock formation and explored the impact of thermal strains on the measured radial stresses with numerical simulations. Finally, we followed the TBM-excavation through a 570m long section of OPA and mapped rock mass struc-

tures using photogrammetric models of the tunnel faces to investigate and understand tunnel face stability under various structural and stress controlled conditions.

In this final report, we summarize and discuss the key datasets of this STB research project. The STB intersects many steep fault zones in the Opalinus Clay formation of the Chambersberg syncline. Some of the fault zones caused substantial tunnel face break-outs so that the TBM cutter head lost contact to large parts located mostly in the center of the tunnel face in these zones. At the MS, we could characterize the hydraulic properties of fault zones, some of which likely suffered excavation-induced additional damage leading to enhanced permeabilities. Long-term pore pressure draw-down due to the old Belchen tunnel tubes and reduced pressures in the excavation damage zone of the new tunnel may be the causes of close to atmospheric pore pressures monitored in boreholes. We find that in the MS radial pressures on the tunnel support are spatially variable, i.e., ranging between 0.5 MPa and 1.5 MPa. Such pressures are 2–5 times greater than pressures measured in the old Belchen tunnel tubes and within the range of swelling pressures obtained in our laboratory tests. In-situ rock water and radial strain data from the tunnel invert suggest swelling processes contribute to the measured radial pressure buildup in the invert of the MS. The measured radial pressures display a clear annual cycle of increasing and decreasing pressures related to annual temperature changes. Our thermo-mechanical numerical simulations can simulate the general pressure behavior but also highlight that there exist additional processes that lead to a gentle increase of pressures over time that we relate to rock mass convergence towards the relatively stiff support and swelling processes.

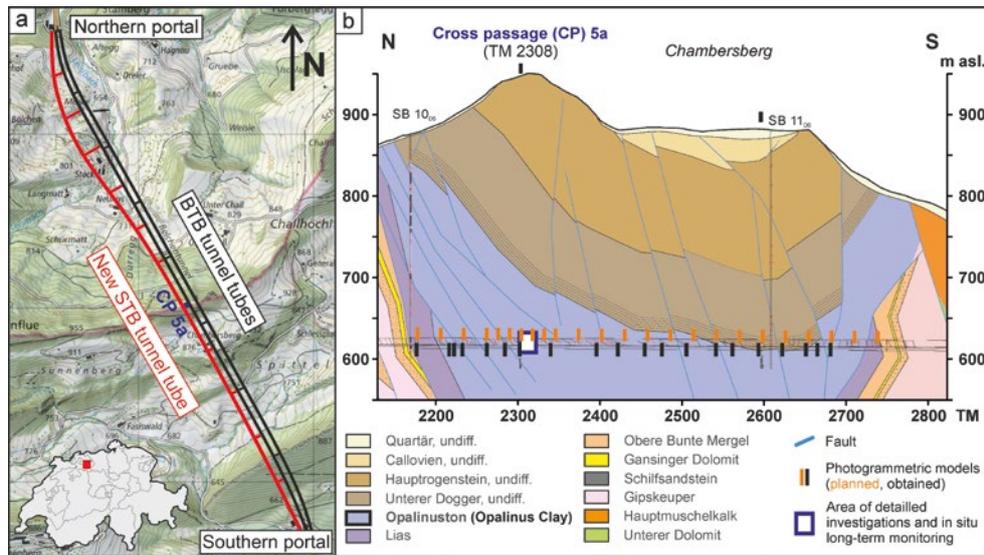


Figure 1: Location overview of the new and old Belchen tunnels (a) and geological cross section from IC STBelchen (2015) between TM 2140 and 2820 with our monitoring site at cross-passage 5a (CP 5a; TM 2305 to 2320) (b).

Introduction

Rock swelling is a time-dependent hydro-mechanical-chemical process that leads to volume or pressure increase in the ground caused by reduction of confining stresses, absorption and adsorption of water (i.e., inner crystalline and osmotic swelling; e.g., Madsen and Müller-Vonmoos, 1989), or by a combination of these processes (e.g., Einstein and Bischoff, 1975). Swelling of clay, clay rocks (Norris, 1954; Chenevert, 1970; Fritz and Marine, 1983; Fröhlich, 1986; Madsen and Müller-Vonmoos, 1989; Barla, 2008), and anhydrite-rich rocks (Madsen et al., 1995; Rauh and Thuro, 2007; Butscher et al., 2016) can damage underground infrastructures such as caverns and repository drifts required for geological disposal of radioactive wastes. Rock swelling is considered a potential hazard to the built infrastructure and requires good design solutions for the construction process and the lining systems. However, swelling processes are also regarded as beneficial in nuclear waste repository concepts in clay shales as they contribute to self-sealing of the geological barrier (e.g., Bossart et al., 2017, and references cited therein).

Specifically, in the Swiss high-level waste (HLW) repository concept the great length of repository drifts and tunnels to be excavated in swellable Opalinus Clay shale (OPA) in the order of 24 km, together with the constraint to limit the damage of the geological

barrier surrounding the emplacement drifts for HLW, among other factors, may suggest the use of tunnel boring machines (TBMs) for repository drifts (e.g., NAGRA, 2016). Most in-situ observations of swelling phenomena come from conventional excavations (e.g., using drill-and-blast or road header technique) and less from mechanized (semi-automated) excavations that use TBMs and segmental linings (tubbing stones) as (part of) the lining system. Thus, there is a need to better understand in-situ swelling around tunnels drilled with TBMs as such excavations do not require drilling fluids for blast holes and may cause smaller excavation damage zones (EDZs), and thus, reduced rock mass permeability, which could have an impact on the evolution of swelling processes, compared to conventionally excavated tunnels.

The construction of the new Belchen A2 highway tunnel tube (**Sanierungstunnel Belchen, STB**) offered a unique opportunity to explore some of the fundamental and practical aspects of TBM excavation in OPA, despite its considerably larger diameter of almost 14 m compared to future repository drifts of 3.2 m (NAGRA, 2016). The STB between Basel and Lucerne crosses the folded Jura mountains (Figure 1a) and was excavated between 2016 and 2018 with enormous technical effort, because the old tunnel tubes have been damaged by swelling processes in long sections with Gipskeuper and

Opalinus Clay (e.g., Madsen et al., 1995; Amsstad and Kovári, 2001; Aegerter and Bosshardt, 2006; Amann et al., 2013). The STB has a total length of about 3.2 km and passes through about 570 m of Opalinus Clay shale in two separate sections between tunnel meter (TM) 3180–3330 and 2200–2720 given from North (Chambersberg syncline; Figure 1b). The tunnel lining consists of a double-shell concrete lining (outer segmental lining and inner cast-in-place lining). Folding and faulting (thrusting) resulted in a variable thickness of the OPA formation and a changing dip direction of the OPA bedding.

The main focus of this project was on in-situ investigations of temporal and spatial evolution of potential rock swelling of the OPA in a TBM-excavated tunnel. We conducted the main in-situ works in a cross-section at TM 2315–2317 near the cross-passage 5a (CP 5a), which connects the new tube with the western tube of the existing Belchen tunnel (Figure 2). At this long-term monitoring site, we explored the rock mass structures, especially tectonic faults, and installed a broad range of sensors that measure essential rock mass states and deformation using:

- radial Total Pressure Cells (TPCs) with temperature sensors in the tubing ring,
- radial boreholes equipped with Sliding Micrometer (SM) tubes,
- a vertical borehole into the invert with installed Time-Domain Reflectometry (TDR) and pore pressure sensors, and
- four boreholes in CP 5a, of which two have double-packer systems, for hydraulic and pneumatic testing and long-term pore pressure monitoring.

In addition, we explored the rock mass structures of the OPA in the entire Chambersberg syncline and analyzed face breakouts using photogrammetric models of the advancing face of the STB (Soares, 2017). Besides the in-situ works, we performed a comprehensive lab testing program, including rock petro-physical properties (e.g., gravimetric and volumetric water contents, bulk porosity; Nägeli, 2018), OPA mineralogy from intact and faulted zones, pore water chemistry, and conducted swelling tests. The project's tech-

nical details and intermediate findings were summarized in five status reports (Ziegler and Loew, 2017, 2018; Renz et al., 2019; Ziegler et al., 2020, 2021). In this report, we summarize the main findings of the STB project, introduce new works carried out in 2021, and discuss key results.

Summary of works and results

In-situ investigations

Rock mass structures and tunnel face breakouts

Soares (2017) identified rock mass fractures from 21 photogrammetric models of STB tunnel faces of the second OPA section (Figure 1b). Bedding plane orientations range from gently southward dipping in the center of the Chambersberg syncline (mean orientation 183/25 ±14°) to steeply dipping (45–74°) to subvertical in the northern and southern fold limbs of the syncline. The majority of faults with slickensides are steeply to very steeply dipping (75–89°). Fault mean orientations vary from 357/88 ±26° in the southern, 176/49 ±43° and 335/75 ±11° in the central, to 183/62 ±21° and 281/76 ±30° in the northern part of the Chambersberg syncline. These findings are in line with observations from the old Belchen tunnel tubes (e.g., IG STBelchen, 2015).

We identified wet rock surfaces (wet spots) at four TBM face models at about TM 2570, 2545, and 2510 in Opalinus Clay and 2180 in the Lias. The areas of wetted surfaces ranged between about 0.2 m² to 15 m². The water inflow points were in stable face positions outside of fault zones. In addition, white veins (likely carbonate- or gypsum-rich) have been identified at three of these face positions (c.f., Müller and Leupin, 2012; Vogt, 2013).

About half of the investigated faces (52%) were stable (<1 m³) or showed only minor breakouts (1–5 m³), 24% showed moderate breakouts (5–20 m³), and 24% had large breakouts (>20 m³). Faults, bedding planes, and joints controlled the geometry of breakouts. Breakouts were largest (deepest) in the face center and sides and smallest in the invert. The maximum overbreak volumes per

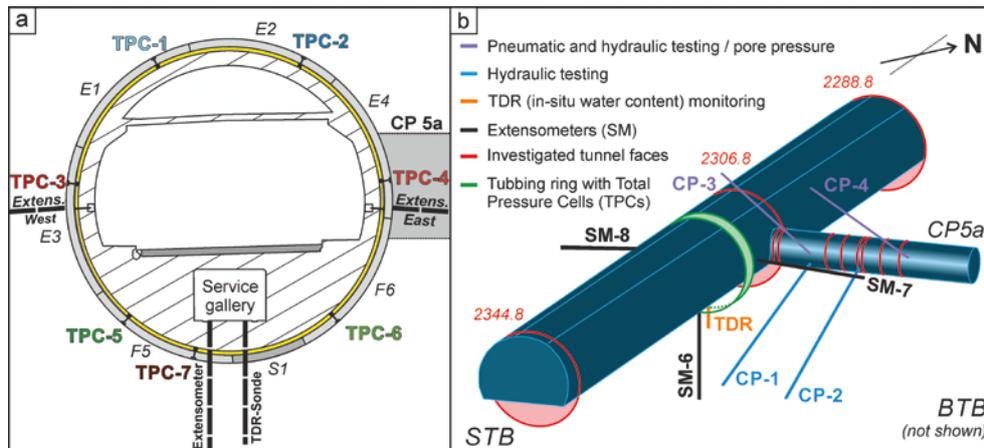


Figure 2: Cross section of the TPC-equipped tubing ring at about TM 2315 together with nearby TDR and extensometer boreholes (a) and 3D-sketch of the situation around the cross-passage 5a (b).

face range between about 100 and 275 m³ and were found at the northern syncline limb, where subvertical faults were identified (Soares, 2017). At several positions no photogrammetric data could be obtained due to large face instability, e.g., at the southern syncline limb and in the close vicinity of the monitoring section (MS; Figure 1b). Thus, the maximum face overbreak volumes could be treated as minimum values for large break-outs at the STB.

In addition, we examined the rock mass around the CP 5a using eight photogrammetric models of the advancing face. According to Soares (2017), the main bedding plane orientation at CP 5a is 182/53 ±13° (away from faults), slickensided shear planes have a mean orientation of 302/85 ±9°, and three other fracture (probably joint) sets were identified (137/59 ±14, 234/82 ±13, and 029/12 ±22). It is likely that both new extensile fractures (joints) with orientations roughly parallel to CP faces and reactivated tectonic faults of similar orientation contribute to the excavation damage zone (EDZ) of the cross-passage. We interpret the horizontal to gently dipping set of fractures as faulting-related tectonic joints. These joints are restricted in occurrence to the cross-passage.

Fracture data from CP 5a drill cores and OPTV images

We core-drilled and optically logged four inclined boreholes around CP 5a, two of which oriented parallel and the other two approximately perpendicular to rock bed-

ding (Figure 2b). The boreholes were also used to obtain oriented samples for swelling tests and to test the permeability of the fault zones of the MS. Each borehole penetrates through several naturally fractured (faulted) zones with true thicknesses mostly ranging between 0.1 m and 0.5 m (Soares, 2017). Optical televiewer (OPTV) data analysis revealed an average orientation of 168/58 ±20° for bedding planes, a primary tectonic fault set with an orientation of 324/89 ±21° and a secondary, about bedding-parallel tectonic fault set. The differences in rock bedding orientation within few to tens of meters and large variability in fracture orientations indicate local folding and faulting around the MS.

Radial pressures on tunnel lining

Monitoring of radial total pressures acting on the tunnel lining system produced one of the key datasets in the project. Figure 2a shows the arrangement of the seven Total Pressure Cells (TPCs) of the MS. The TPCs were installed at the end of 2016 in the outer lining system facing the Opalinus Clay formation and the annular gap grout (Ziegler and Loew, 2018). An annual air temperature variation in the order of ΔT=10 °C between summer and winter months can be seen in the tunnel (black dotted line; Figure 3). A clear dependence of the pressure signal on the tunnel temperature is identified for sensors TPC-1 to TPC-6 and may relate to thermomechanical deformation of the tunnel lining/rock mass system. We hypothesized early in the project that the increase (decrease) in the tunnel's air

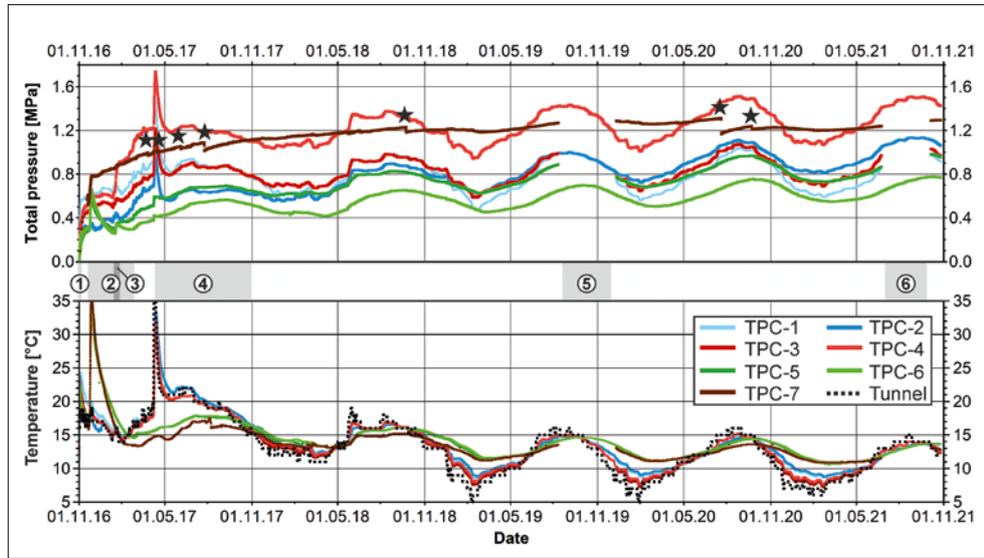


Figure 3: Evolution of radial total pressures and tunnel lining (tubbing stone) temperatures.
 1: Installation of tubbing stones, grouting of the annular gap. 2: Invert concreting. 3: Excavation of CP 5a. 4: Concreting of the crown and sidewalls. 5/6: Temporal data logger failure. The stars at TPC-7 indicate prominent, instantaneous pressure drops.

temperature leads to a considerable increase in the lining's temperature and, thus, expansion (shrinkage) of the lining system, causing a reversible rise (reduction) in total pressure of measured $\Delta\sigma=0.25\text{--}0.4$ MPa. In contrast, TPC-7 is much less influenced by the changing temperature than other pressure sensors and shows highest pressures (higher pressures at TPC-4 are caused by stress redistribution related to the excavation of CP 5a). TPC-7 is more isolated (Figure 2a) and its temperature fluctuates about $\Delta 3^\circ\text{C}/\text{year}$, while it is between about $\Delta 4^\circ\text{C}/\text{year}$ for TPC-5 and TPC-6, and $\Delta 10^\circ\text{C}/\text{year}$ for TPC-1 to TPC-4. Despite the general cooling of the tunnel between 2017 and 2019 ($-4\text{--}5^\circ\text{C}/\text{year}$) and relatively similar annual temperature cycles thereafter, we recorded gently rising total pressures of all sensors that may be related to creep, consolidation, or swelling.

Volumetric rock water content

Radial total pressure observations at the interfaces between tubbing stone, annular gap grout, and OPA are difficult to interpret without additional data, because the origins of pressures that act on the tubbing segments can be manifold. In addition to the weight of the tunnel lining, static and dynamic loads originating from construction (e.g., TBM and related construction machinery), traffic, thermal loads, rock mass creep, consolidation and swelling may be superimposed and contribute to the measured pressures. To in-

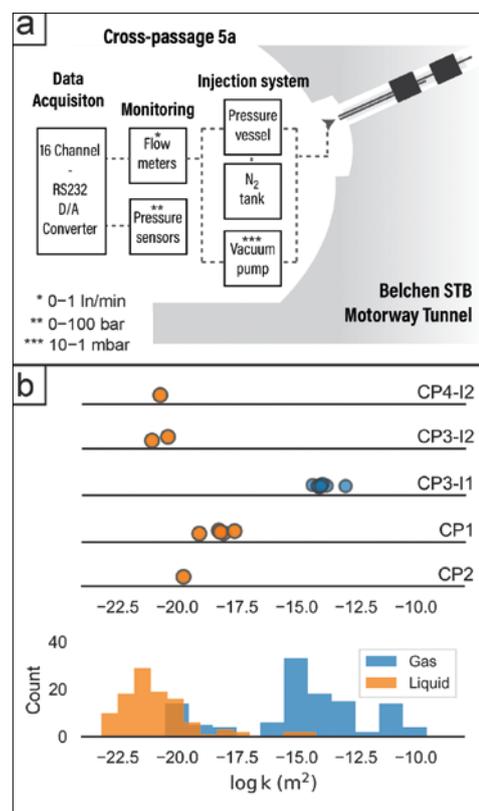


Figure 4: (a) Experimental setup used in the June 2021 hydrogeological field campaign in CP 5a. (b) Comparison of hydraulic and gas (log transformed) permeability measurements. The top panel shows data from the June 2021 (this study) and May 2019 campaigns (Renz et al., 2019). The lower panel shows histograms of selected published hydraulic and gas permeability results from intact to faulted (damaged) OPA rock masses (reference to data upon request).

vestigate potential swelling mechanisms of the OPA under in-situ conditions, a vertical 3.5 m long borehole was drilled into the invert within the MS and equipped with a TDR probe (Figure 2b). This probe measures changes of the water content inside the rock formation at 3.1–3.3 m (sensor VWC-1) and 0.2–0.4 m (sensor VWC-2) vertical distance from the interface between formation and annular gap

grout. VWC-1 and VWC-2 were offset-corrected using laboratory values from rock cores at the sensor positions.

After an equilibration phase over about 3–4 months, VWC-1 increased slightly from 13.3 to 13.8 vol.-% until October 2021 (not shown). In contrast, VWC-2 indicated distinctly higher water contents ranging from about 14.0 to 15.2 vol.-% and a steeper trend (0.12 vs. 0.28 vol.-%/year). VWC-2 clearly exceeds the reference in-situ water content of 13.2 ± 0.1 vol.-% (VWC_{core} ; see section on laboratory investigations).

Radial displacements

Three 13–15 m long radial boreholes were drilled into the tunnel west side, east sides, and invert of the MS and equipped with grouted measuring tubes to monitor radial deformations with Solexpert's sliding micrometer sonde (SM-6 to SM-8; Figure 2). The shallowest measuring intervals locate about 1 m (invert) and 0.2 m (west and east sides) inside the rock formation, i.e., possible deformations of shallower rock mass close to the excavation boundary cannot be identified. Eight readings were made between December 2016 (reference reading) and April 2021. In this period, only minor total (i.e., cumulative) radial lengthening of 0.4 mm at the western tunnel side was recorded. In contrast, 1.8 mm lengthening at the invert and 2.8 mm lengthening at the eastern tunnel side were measured. Deformations in the invert occurred mainly in the shallowest 1-m-interval that locates 1–2 m deep inside the rock formation. At the eastern tunnel side, the extensional deformations originate from four depths intervals of which three are clearly associated with tectonic fault zones and linked in time with the excavation of CP 5a. While measurements of the years 2019 and 2020 at the tunnel sides suggest negligible displacements, the shallowest interval at the invert recorded further, though minor extension (0.2 mm/m/year; Ziegler et al., in prep.). Note that early rock mass convergence including pre-convergence of the advancing tunnel front, convergence during face excavation, and of the built tunnel cavity (see, e.g., Lunardi, 2008) over 2.5 months could not

be measured by the borehole extensometer sondes, which were first used on December 1st (SM-6) and 20th (SM-7 and SM-8), 2016.

In-situ permeability and hydrological conditions at CP 5a

We carried out a second hydrogeological field campaign from June 14–22, 2021 in CP 5a, targeting boreholes CP3 and CP4, to collect in situ permeability measurements and supplement the first measurements obtained in June 2017 in borehole CP1 and CP2, reported by Renz et al. (2019). The second campaign included a joint pneumatic (gas) and hydraulic well testing program aimed at determining the permeability range of faulted Opalinus Clay rock mass at the MS. CP3 and CP4 were drilled upwards, saturated, and instrumented in 2017 for long term pore pressure monitoring. Each borehole was completed with two discrete intervals, isolated by hydromechanical packers to avoid hydraulic cross-connections. The two intervals CP3-I1 and CP3-I2 isolate discrete structures encountered between depths of 16.93 and 17.43 m along borehole (AB) and 14.93 and 15.93 m AB. CP4-I1 and CP4-I2 were set at a depth of 13.13 and 14.63 m AB and 11.13 and 12.13 m AB. The reader is referred to Renz et al. (2019) for a detailed description of the encountered fractures. A review of the pressure data collected up to November 2020 revealed that all borehole intervals were likely still fully saturated, except for CP3-I1. The installation of a barometric pressure sensor during the spring of 2021 confirmed that the pressure recorded in this interval was atmospheric. The general scope of field testing included two phases: i) hydraulic pulse tests (for intervals CP3-I2, CP4-I1 and CP4-I2) and constant N₂ gas injection tests (for interval CP3-I1) followed by ii) vacuum tests for all four intervals. Figure 4a illustrates the test setup and apparatus used to conduct gas and hydraulic well tests. Hydraulic pulse injections were performed following standard procedures adapted to low-permeability formations, using artificial pore water (after a recipe defined for OPA at the Mont Terri URL; Pearson et al., 2003) as the injection fluid. Note that only later in the project, Belchen

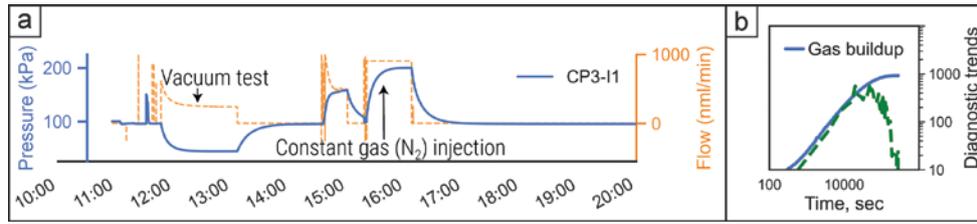


Figure 5: (a) Example of gas pressure transient from interval CP3-I1 illustrating the response to vacuum and constant gas injection tests. (b) Air pressure buildup and pressure derivative from the buildup response to a constant gas flow injection in interval CP3-I1, shown in blue and orange, respectively. Note the sharp decrease in pressure derivative, which possibly indicates the effect of a boundary influencing the spatiotemporal migration of gas during this test.

pore water chemistry was analyzed by squeezing technique (see below). Air extraction (vacuum) tests and constant gas (N_2) injection tests were also carried out. Hydraulic permeability estimates were obtained by fitting the obtained data to theoretical type curves based on the modified Cooper-Bredehoeft-Papadopoulos (1967) solution to a pulse injection (Neuzil, 1982). For gas permeability, raw pressure responses measured during constant gas injections were converted to real-gas pseudo-pressures and analyzed using the straightline approach, following standard methods applied to gas well testing.

New hydraulic and gas permeability estimates obtained from in-situ tests performed in June 2021 are summarized in Figure 4b (upper panel) and compared to tests from 2017 and other published values (lower panel). All but one interval (CP4-I1) was successfully tested. In CP4-I1, a presumably clogged line prevented the injection of any fluid and therefore no permeability value is reported for this interval. Results from hydraulic pulse tests in fully saturated intervals yielded permeability values of $3.7 \times 10^{-21} \text{ m}^2$ and $7.7 \times 10^{-22} \text{ m}^2$ for interval CP3-I2 (two pulse tests) and $1.7 \times 10^{-21} \text{ m}^2$ in interval CP4-I2. Such values are lower than the permeability estimates described in Renz et al. (2019). Constant rate injection tests with nitrogen at different flow rates in interval CP3-I1 yielded consistent gas permeability estimates, ranging from $6.7 \times 10^{-15} \text{ m}^2$ to $1.6 \times 10^{-14} \text{ m}^2$. These values are consistent with results from two vacuum tests performed in this interval, from which gas permeabilities of $4.2 \times 10^{-15} \text{ m}^2$ and $9 \times 10^{-15} \text{ m}^2$ were obtained. A comparison of in-situ permeability measurements at the Belchen site with more than 200 published permeability estimates from Opalinus Clay indicates that the

range of values observed at the studied site falls within the average and higher end of hydraulic (liquid) and gas permeability measurements reported in the literature. The mean (log-transformed) hydraulic permeability of Opalinus Clay appears to lie around a value of -21.5 m^2 , which is close to the average value obtained from hydraulic pressure pulse test in the 2021 field campaign (-20.8 m^2). Gas permeability measurements in Opalinus Clay appear to follow instead a bimodal distribution, based on the data reviewed, which possibly reflect differences in the effective porosity of intact, densely fractured/faulted and damaged Opalinus Clay. Data on the higher end of the distribution of published data are mainly clustered between log permeabilities of -15 m^2 to -12.5 m^2 . This range, in turn, covers the average gas permeability value obtained from interval CP3-I1, and suggests therefore that this interval intersects (more) permeable fractures compared to other intervals tested at the site. This is also in general agreement with an analysis of pressure derivatives from a constant gas injection test (Figure 5), which shows that the rate of gas pressure buildup in interval CP3-I1 declined during the test. Total radial pressures around the STB tunnel remained constant during the local gas injection in CP3-I1. Yet we interpret this observation as the effect of a nearby constant pressure boundary affecting the spatio-temporal migration of gas, i.e., as enhanced permeability of an EDZ with a minimum distance of about 4.4 m to the STB tunnel. This is in line with preliminary observations of more permeable fractured zones along CP1 (closer to the STB) vs. CP2 (away from the STB) by Renz et al. (2019).

Finally, fluid pressures monitored over a period of about 3 years until the start of field testing in June 2021 informed on the state of hy-

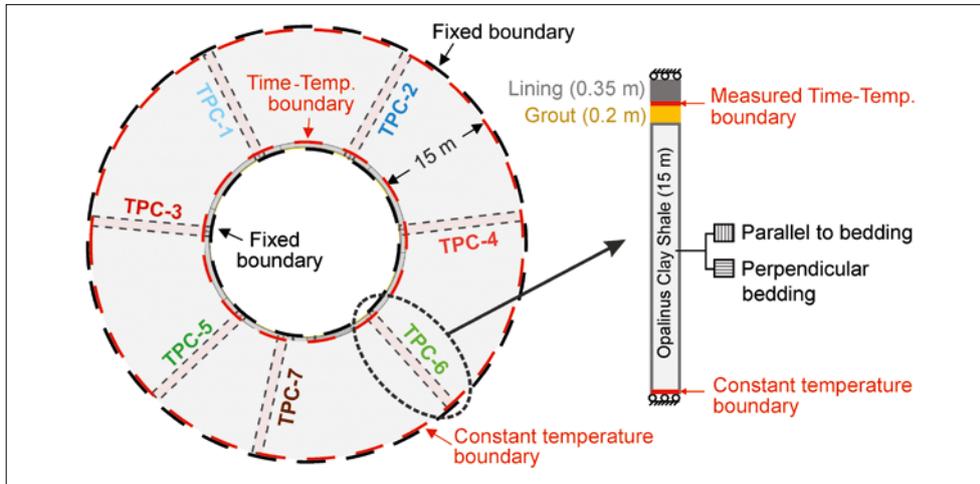


Figure 6: Layout and boundary condition of the thermo-mechanical model with detail of a single column

draulic heads near the STB suggesting very low pore (and fracture) water pressures in intervals CP4-I1, -I2 and CP3-I2, below 60 kPa.

Laboratory investigations

Rock volumetric water contents

Nägeli (2018) analyzed 14 samples from seven depth intervals along the TDR borehole. The VWC_{core} values of the specimen lie between 12.9 and 13.6 vol.-%, with a mean of 13.30 ± 0.06 vol.-%. No systematic trend of the VWC_{core} with depth, nor significant differences between material from the center and the rim of the core were identified. At the sensor positions the VWC_{core} was determined as 13.5 ± 0.1 vol.-% at VWC-1 and 13.2 ± 0.1 vol.-% at VWC-2.

Intact and fault rock mineralogical composition

Mineralogical analyses and results were presented by Ziegler et al. (2021) and are summarized here. The total content of sheet silicates for fault samples ranged from 58 wt.-% to 70 wt.-% and for intact rock from 59 wt.-% to 69 wt.-%. Also, the average proportion of sheet silicates was only slightly higher for faulted rock (65.4 wt.-%) compared to intact rock samples (64.4 wt.-%). In addition, the compositions of other minerals such as quartz and feldspars were similar between intact and fault rock samples. Their average weight percentages were 17.8% for quartz, 6.4% for calcite, 4% for siderite, 1.9% for K-feldspar, 1.4% for anatase, 1.3% for pyrite, 1.2% for dolomite, and 1.1% for Na-plagioclase. In ad-

dition, some traces (≤ 0.4 wt.-%) of gypsum were found.

Individual sheet silicates showed no distinct differences between intact rock and fault zone samples. Their weight percentages ranged 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 ranged between 64–75 wt.-% with no significant differences between intact and fault rock samples. The analyzed samples from the new Belchen tunnel are generally of a similar mineralogical composition compared to Opalinus Clay «shale facies» samples from other sites (Nagra, 2002). Compared to best estimate compositions of OPA from the Mont Terri URL compiled by Bossart and Thury (2008), our samples have a lower average content of chlorite and calcite, and higher contents of illite+illite/smectite mixed layer crystals and quartz.

Given the similarity of the mineralogical composition of intact and fault rocks, no distinct rock-water interactions nor any important mineralogical alterations seem to have occurred in the tested faults. Thus, the main differences of the tested rocks are essentially structural.

Pore water chemistry

The swelling process of clay shales 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 deionized water compared to KCl-solutions or artificial pore waters (e.g., Homand et al., 1996; Vögtli and Bossart, 1998). According to tests from Mazurek et al. (2015) on indurated shales, pore water squeezed at ≤ 200 MPa closely represented the chemical and isotopic composition of in-situ sampled, free pore water. We used squeezing technique and obtained pore waters from the Opalinus Clay at Belchen at pressure of ≥ 125 –200 MPa. Table 1 presents the chemical analysis results of extracted pore waters using ion chromatography and inductively coupled plasma atomic emission spectroscopy (ICP-AES) carried out by Ciemat (Fernández et al., 2021). Our tests on core material from CP-1 revealed similar compositions compared to other squeezed pore waters from Opalinus Clay but had lower Na^+ , Cl^- , and higher SO_4^{2-} concentrations.

Mechanical properties of the gap grout

We conducted Unconfined Compressive Strength (UCS) and Brazilian indirect tensile strength (BTS) tests on drilled gap grout samples according to the ISRM suggested methods (Ulusay and Hudson, 2007). Note that we selected only specimen without any larger (cm-size) fractures or pores. Samples with «natural» water contents of about 60 w.-% yielded a UCS of 1.7–3.2 MPa (Antonoli, 2018). The Crack Initiation (CI) level calculated using the method of Lajtai (1974) for these samples was at 0.92–1.36 MPa. The obtained UCS values for saturated specimen were in good agreement with typical strength of gap grouts ranging between 1 and 3 MPa (e.g., Antunes, 2012). Desaturated specimen yielded reduced UCS and CI values. Similarly, the BTS depends strongly on the saturation of the specimen. Naturally saturated specimen had highest BTS values of 0.3–0.7 MPa and specimen desaturated at 30% humidity yielded strengths of 0.04–0.09 MPa (Antonoli, 2018). The dramatic loss in tensile strength was accompanied by shrinkage of the specimen and an increasing number of desiccation cracks.

Both UCS and CI of the saturated gap grout were in the range of expected swelling pres-

ures (1 to 2 MPa) of OPA (Grob, 1972, Vögtli and Bossart, 1998). The sudden radial pressure drops at total pressures of 0.95–1.2 MPa recorded by TPC-7 located in the tunnel invert (Figure 3) are at the CI level for saturated gap grout, suggesting that the grout is saturated and yielding under the current stress state. Consequently, yielding could limit the buildup of greater radial total stresses. Our analyses of the in-situ gap grout highlights the importance of understanding gap grout behaviour in TBM-drilled tunnels and we suggest that future investigations should address material strength under in-situ stress conditions, i.e., with confinement, as well as investigate the long-term behaviour of grouts and possible interaction with the formation. The high water content of the gap grout used at Belchen may be a prime source of fresh water that could lead to rapid early swelling.

Hydro-mechanical behavior

The hydro-mechanical behavior of Opalinus clay was investigated with intact ($\rho_d \approx 2.3 \text{ g/cm}^3$) and powdered, recompacted samples ($\rho_d = 1.8$ – 2.2 g/cm^3). For each state, the soil-water characteristic curves (SWCC) were determined, each for volume constant and free swelling conditions. For volume constant conditions, microcells as presented in Seiphoori et al. (2014) were used. The initial suction after sample preparation was approximately 60 MPa. Thus, we let samples resaturate to reach suction pressure well below 60 MPa and desaturate from the initial value for experimentally determining the SWCC.

Moreover, we studied the swelling pressure development. The intact rock samples were saturated with deionized water and artificially produced Belchen pore water (see squeezing tests above) for volume constant swelling pressure tests (cylindrical samples with $d = 5 \text{ cm}$ and $h = 2 \text{ cm}$). We considered bedding plane anisotropy, i.e., the cylindrical samples were prepared and tested with bedding planes perpendicular (P samples) and parallel (S samples) to the end faces. As expected the swelling pressures for P and S samples were distinctly different; P samples reached swelling pressures of 180–230

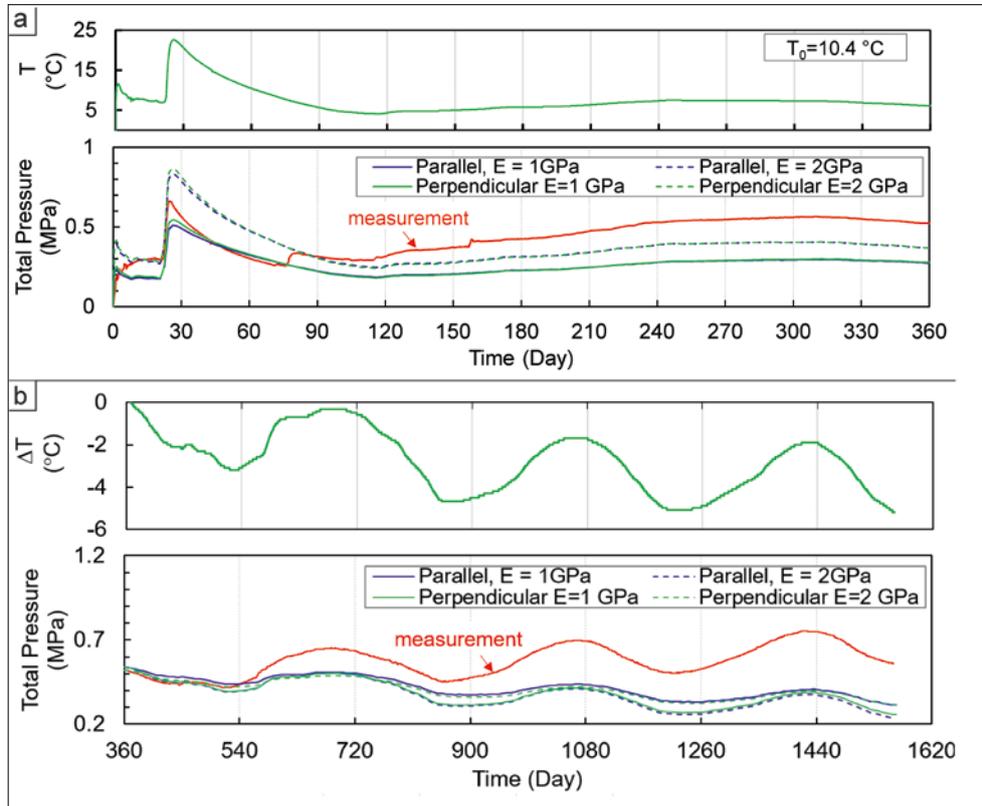


Figure 7: Example result of a TM simulation of TPC-6 (a: first 360 days; b: after 360 days). On the tops, we display the model input temperatures of TPC-6 (green) to infer thermo-mechanical stresses displayed at the bottom. The deviation between the measurement (red) and modelled data (blue and green) at about 75 days could be explained by the excavation of the near-by cross-passage 5a, and later differences by, e.g., additional radial stresses from swelling or creep processes, which are not covered in the model.

kPa with deionized water, whereas S samples reached swelling pressures of 1.1–1.9 MPa. The anisotropy factor ranged between five and ten. Unexpectedly, the swelling pressure of P and S samples saturated with artificial pore water reached values between 4 and 4.5 MPa. These results were confirmed with retesting on powdered samples (see below). At present, we cannot explain the great magnitude and almost isotropic swelling pressures of these tests, which contradict past experimental findings and require a more detailed assessment.

Powdered, recompacted OPA samples were tested alike. Swelling pressure tests with deionized water of S and P samples (compaction direction parallel and perpendicular to the cylinder axis, respectively) yielded 1.6 MPa and 0.8 MPa, respectively, and an anisotropy factor of two. The reduced factor of anisotropy compared to results from tests on intact samples can be explained by the loss of initial fabric and structure. Swelling tests with artificial pore water resulted in high pressures of 3.7 MPa. In addition, free swelling tests with remoulded OPA of different

initial dry densities showed a linear increase of heave with increasing dry density, while an increasing dry density caused an exponential increase in swelling pressures.

In newly designed swelling pressure cells for tunneling relevant boundary conditions (e.g., pressure-dependent deformation), a highly precise screw was used to ensure volume constant conditions at the beginning of the test and after an equilibrium was reached, to allow stepwise pressure releases while measuring the corresponding deformations of the sample. Thereby, we could study the swelling pressure – strain relationship. Void ratio and dry density were updated with measured sample deformations. These latter tests are currently in progress and will be presented elsewhere.

Thermo-mechanical simulations

Since many processes can contribute to the evolution of total pressures at the contact between the tubing and grout, including temperature variation, excavation-induced stress redistributions, swelling, creep and relaxation, we carried out a series of numerical simulations to assess the mechanical

Borehole	GP-1, WSA-1-3 (Mont Terri)	CPI (new Belchen tunnel)				Schlattingen
Pressure (MPa)	60–70	125	150	175	200	200
Initial sample mass (g)	582–832	775				360–412
Water extracted or collected (ml)	0.6–9.4	0.8	1.5	1.5w	0.9	0.1–2
pH	7.2–8.3	6.7	6.6	6.5	6.4	-
Alk (meq/l)	2.2–2.9	2.15	1.91	2.37	3.14	-
Cl ⁻ (mg/l)	4472–10300	5300	5400	4900	5300	5726–7356
Br ⁻ (mg/l)	14–33	11	11	12	10.2	5.6–7.1
SO ₄ ²⁻ (mg/l)	1110–2168	2600	2600	2500	2700	982–1573
Na ⁺ (mg/l)	3237–5650	3046	3610	3350	3430	3564–4569
K ⁺ (mg/l)	20–35	51	76	25	43	62–101
Ca ²⁺ (mg/l)	450–793	700	720	750	760	514–580
Mg ²⁺ (mg/l)	236–538	320	350	360	370	105–132
Sr ²⁺ (mg/l)	38–52	21	23	24	25	17–19

Table 1: Chemical composition of squeezed OPA waters from Belchen (Fernández et al., 2021), Schlattingen (Mazurek et al., 2015) and Mont Terri (Cave et al., 1996, 1997).

influence of temperature on the total radial pressure. The main goal of this investigation is to quantify the total pressure variation due to temperature in order to enable qualitative evaluation of other processes causing changes in pressure at each TPC position. In this framework, simplified thermo-mechanically coupled numerical analyses were carried out for radial slices around the tunnel (Figure 6). The initial stress and pore pressure were set in the models considering data originating from the Mont Terri URL. We defined different scenarios to study the influence of elastic modulus of the grout as we measured in our tests and direction of bedding planes on the total pressure in the construction and operation periods (i.e., within 360 days from excavation and afterwards). Figure 7 shows a comparison between the numerical predictions for four scenarios and measurements at TPC-6 within both periods. The numerical results capture the overall trends of pressure variation reasonably well upon (1) rapid temperature fluctuation due to the hydration of the invert concrete about 25 days after tubing ring installation (Figure 7a) and (2) the longer-term cyclic temperature evolution (Figure 7b). However, the deviation between measured and simulated pressures gradually grows with time. The time-dependent rise of the difference between the numerical predictions and measurements could indicate the buildup of swelling pressure and/or rock mass convergence, e.g., through creep processes, not captured by the simulations. The

entire analyses is given in Ziegler et al. (in prep.).

Final Assessment and Conclusion

Radial total pressures and radial strains

The primary dataset of this work is the radial total pressure shown in Figure 3. We recorded clear temperature-driven modulations of radial total pressures. Our simplified numerical calculations support the assumption that the annual air temperature cycles let the system of rock formation and concrete tunnel lining expand and contract when temperatures rise and fall, which leads to radial pressure changes (Figure 7; Ziegler et al., in prep.). However, the simplified model does not account for the anisotropy of field stresses, plastic deformations, construction details, or creep, consolidation and swelling processes around the tunnel. Advanced 2D or 3D models together with more sophisticated hydromechanical constitutive models are required to consider these aspects.

Access and emplacement drifts of nuclear waste repositories may be excavated with TBMs. The evolution of temperatures inside and around HLW emplacement drifts during construction and prior to waste emplacement will depend mainly on the repository depth below ground (i.e., the geothermal gradient) and the ventilation. The amplitude of possible annual thermal cycles will be strongly reduced if underground sites will be disconnected from the ambient ground surface air temperatures or if the ventilated air will be passively or actively heated or cooled.

However, once HLW are emplaced and emplacement drifts are backfilled and sealed, the radioactive decay will produce great amounts of heat over many 100s of years with peak temperatures at the rock-bentonite backfill interface of up to about 90 °C (Bossart et al., 2017). Such high temperatures will lead to additional thermal loads over long time spans on support systems, such as tubbing rings.

Fast total pressure responses ranging between about 0.2 to 0.55 MPa within one week after tubbing segments installations suggest good coupling of the sensors, gap grout, and rock formation in the monitoring site of the STB. Four years after TPC installation, we recorded total pressures ranging between about 0.5 and 1.5 MPa. Radial total pressures were also obtained from the interface between OPA and the concreted invert arch at a monitoring section in one of the old Belchen tunnels. The recorded pressures were on average only about 0.03 MPa within the first 3 weeks (maximum 0.1 MPa) after the concreting and gently increased to on average about 0.15 MPa (maximum of about 0.3 MPa) after about 4 years (Huder and Amberg, 1970; Grob, 1972). Huder and Amberg (1970) and Grob (1972) associated the measured total pressure evolution in the old tunnel with rock swelling (and not with consolidation for example). The installation of the TPCs in the refurbished (deepened) invert and the concreting were carried out long after the initial tunnel excavation. Thus, the timing and conditions of TPC installations (pre-installed on the outside tubbing stones facing a gap grout or delayed and placed inside shotcrete as in the example of the old Belchen tunnel) have a substantial influence on the significance and comparability of measured data. Nevertheless, the obtained datasets from the old and the new Belchen tunnel show also a similarity, i.e., a rapid pressure increase followed by a slower rise in pressure over the following years.

The annual thermal stress variations are superimposed on a general, long-term rise in radial pressures recorded by all seven TPCs. The rate of this radial pressure increase is

likely reduced but not compensated by a general cooling trend of the tunnel. Overall long-term radial pressure increases may be attributed to long-term creep processes of the rock formation against the relatively stiff lining system and/or to swelling of the rock mass. Considering radial deformation observations from boreholes SM-6 to SM-8 (Figure 2b; details presented in Ziegler et al., in prep.), we may argue that rock mass convergence is relatively small at the MS. Larger early rock mass and tunnel lining deformations and smaller (as well as slower) later, time-dependent deformations related to visco-plastic and hydro-mechanical effects are supported by data from other excavations (e.g., Thoeny, 2014; Lisjak et al., 2015).

Swelling pressures

Neglecting stress redistributions by the excavation of the cross-passage, strongly affecting TPC-4, would indicate that radial total pressures in the tunnel invert's center (TPC-7) are considerably larger ($\Delta p=0.1-0.7$ MPa) for most of the recorded time compared to the other locations (TPC-1-6). The mean value of radial pressure at TPC-7 since 2019 is 1.24 MPa. This is well within typical ranges of maximum swelling stresses for Opalinus Clay shale of 1–2 MPa. In addition, steadily increasing radial extension within the interval 1–2 m into the formation were recorded at SM-6. Evidence supporting rock swelling in the invert comes from the estimation of in-situ volumetric water contents. Starting from May 2017, the VWC inferred from 0.2–0.4 m radial depth has increased continuously and its most recent value of about 15.2 Vol.-% exceeds laboratory measurements on specimens taken from the TDR borehole.

Origins of water required for swelling can be manifold. In the case of the Belchen tunnel, which crosses rock units of very low permeability (e.g., Opalinus Clay, Gipskeuper) and much more permeable units (Gansinger Dolomit, Schilfsandstein, Hauptmuschelkalk; Figure 1b), tunnel inflows represent one of the main hazards and are inhibited by pumping pits located «downstream» of major water inflows. Intact, saturated Opalinus Clay has a volumetric water content ranging between

12.9 Vol.-% and 13.6 Vol.-% and a liquid (saturated) permeability in the range of 10^{-21} m² to 10^{-23} m² (Bossart and Thury, 2008; cf., Renz et al., 2019). Thus, the flow of water through intact Opalinus Clay is extremely slow and controlled by pore pressure diffusion through the low-porosity rock. Natural groundwater flow is altered by damage and pore pressure disequilibrium induced by tunnel excavation. Importantly, the permeability of excavation damaged zones, controlled by the presence of new tensile (open) fractures and reactivated (sheared) tectonic faults can be many orders of magnitudes greater than the natural permeability of intact Opalinus Clay. Rock mass hydraulic permeability inferred from borehole tests of tectonic fault zones in the nearfield of the STB (likely part of the EDZ) reported in Renz et al. (2019) ranged from 10^{-19} to about 10^{-18} m², i.e., 1–4 orders of magnitude greater than of intact OPA (10^{-20} to 10^{-22} m²; Figure 4). Our permeability measurements highlight the broad range of permeability of the OPA at the studied site. Gas permeability measurements were found in one interval to be significantly higher (10^{-14} m²) than liquid permeability (based on fluid injections using Pearson's water). Higher gas permeability values compared to liquid (saturated) permeability values have been commonly observed in low-porosity media, and are explained by the slippage of gas molecules along pore walls, which enhances gas flow compared to groundwater flow (known as the Klinkenberg effect). Gas permeability measurements depend also on the gas entry pressure, which is relatively low at the studied site. The high ($>10^{-15}$ m²) gas permeability values measured in CP3-II are in agreement with data compilations on gas permeability and entry pressures in argillaceous rocks (Marschall et al., 2005). However, we acknowledge that other processes, such as partial swelling of the rock mass during fluid injection, may reduce the pore space available to flow and thereby decrease the permeability. The tested faults and fractures may also have been only partially saturated. While the estimated liquid permeability reported in this study was obtained from fully saturated borehole inter-

vals, the porous/fractured space adjacent to an interval may be unsaturated or only partially saturated. In this context, the pressure decay induced by pulse testing could be artificially delayed, lowering the obtained permeability value.

Besides natural sources of water, which may control swelling processes over a tunnel's lifespan, swelling of clay shale is very likely initiated already during the tunnel construction process as a consequence of radial stress relief together with exposure of the rock to process and construction waters, e.g., through grout injections of the gap between tubbing stones and rock formation. Note that we measured an in situ gravimetric water content of about 60 w.-% of the hardened gap grout, which can release water to the rock formation also over longer time spans. While gap fillings are essential support elements for tubbing ring linings, water-rich grouts may promote initial rock swelling.

Gap grout yielding

It is of interest to discuss the sudden radial pressure drops at total pressure levels of mostly 0.9–1.3 MPa recorded by TPC-7 (marked with black stars in Figure 3). The stress level at which such drops occurred are within the range of the crack initiation stress level (0.9–1.4 MPa) of saturated gap grout, which suggests that the grout is yielding under the current stress. Consequently, yielding of the gap grout may limit the buildup of greater radial total stresses at TPC-7. It is not clear, however, why no such rapid pressure drops occurred at TPC-4 with similar or even greater pressures. It is possible that the strength of the gap grout material varied initially or altered after its placement and is stronger at TPC-4 as well as that the local, tri-axial stress states at TPC-7 and TPC-4 differ. Filling materials used in excavations with TBM (e.g., grouts, pea gravel) required to close the annular space between the rock formation and precast, segmental lining systems allow long-term local swelling, rock mass deformation and potential damage evolution also after their installation and contribute to complex stress paths. Thus, the choice and homogeneity of gap grout materials, among

other factors, can have measurable impacts on the deformation and stress evolution around tunnels drilled with TBM.

National Cooperation

ENSI provided the funding of the investigations in the new Belchen tunnel and cooperated with ETH in the coordination of this research. We also greatly appreciate that the Federal Roads Office (FEDRO/ASTRA) allowed us to carry out these investigations.

International Cooperation

The ETH Chair of Engineering Geology collaborates with the Chair of 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).

Publications

Journal publications discussing the in-situ data (Ziegler et al., in prep) and laboratory swelling tests (Christ et al., in prep.) are currently prepared.

Acknowledgements

We thank all involved companies for their work and for discussing technical details with us. ILF Beratende Ingenieure AG (R. Kummrow and S. Böheim), Marti AG (T. Heid and M. Hugentobler), Kellerhals und Haefeli AG (M. Diem), and Emch+Berger AG (G. Gnädiger) offered important support. We are very grateful to former and present colleagues P. Achtziger, M. Jalali, V. Gischig, R. Seifert, S. Bishop, H. Krietsch, C. Soares, and M. Williams for their on-site and technical support at the beginning of the project. T. Renz and M. Lukovic (formerly at ETH Zu-

rich) carried out sample preparation works for XRD analyses and swelling tests, and were kindly supported by C. Madonna and T. Mörgele (Rock Physics and Mechanics Laboratory, ETH Zurich) as well as by L. Zehnder (Institute of Geochemistry and Petrology, ETH Zurich). A.M. Fernández (Ciemat, Spain) carried out pore water squeezing and hydrochemical analyses. F. Leuenberger and M. Arnet (ETH Zurich) prepared artificial pore waters and made additional hydrochemical analyses. Likewise, we are thankful to M. Plötze, A. Röhrlisberger, and M. Rothaupt from the Institute for Geotechnical Engineering (ETH) who supported petrophysical and XRD analyses. Finally, G. Molinari (formerly ETH Mechanical Engineering Laboratory) supported the mechanical testing of the gap grout.

References

- [1] Madsen, F.T., Müller-Vonmoos, M. The swelling behaviour of clays. *Appl Clay Sci* 4, 143–156, 1989.
- [2] Einstein, H.H, Bischoff, N. Design of tunnels in swelling rock. 16th U.S. National Symposium on Rock Mechanics, Minneapolis, pp. 185–197, 1975.
- [3] Norrish, K. The swelling of montmorillonite. *Discuss Faraday Soc* 18, 120–134, 1954.
- [4] Chenevert, M.E. Shale alteration by water adsorption. *J Pet Technol* 22(09), 1141–1148, 1970.
- [5] Fritz, S.J., Marine, I.W. Experimental support for a predictive osmotic model of clay membranes. *Geochim Cosmochim Acta* 47, 1515–1522, 1983.
- [6] Barla, M. Numerical simulation of swelling behaviour around tunnels based on special triaxial tests. *Tunn Undergr Space Technol* 23, 508–521, 2008.
- [7] Fröhlich, B., 1986. Anisotropes Quellverhalten diagenetisch verfestigter Tonsteine. Ph.D. dissertation at the Chair of Rock Mechanics, University of Karlsruhe, 130 pp., 1986.
- [8] Madsen, F.T., Flückiger, A., Hauber, L., Jordan, P., Voegtli, B. New investigations on swelling rocks in the Belchen tunnel, Switzerland, in: *Proceedings 8th ISRM*

- Congress, September 25–29, Tokyo (Japan), pp. 263–267, 1995.
- [9] Rauh, F., Thuro, K. Investigations on the swelling behavior of pure anhydrites, in: Proceedings 1st Canada – U.S. Rock Mechanics Symposium, Vancouver, Canada, May, 7 pp., 2007.
- [10] Butscher, C., Mutschler, T., Blum, P., 2016. Swelling of clay-sulfate rocks: a review of processes and controls. *Rock Mech Rock Eng* 49, 1533–1549, 2016.
- [11] Bossart, P., Bernier, F., Birkholzer, J., Bruggeman, C., et al. Mont Terri Rock Laboratory, 20 years of research: introduction, site characteristics and overview of experiments. *Swiss J Geosci* 110, 3–22, 2017.
- [12] NAGRA. NAB 16–45. ENSI-Nachforderung zum Indikator «Tiefenlage im Hinblick auf bautechnische Machbarkeit» in SGT Etappe 2. Projektkonzepte für die Lagerkammern und Versiegelungsstrecken und deren Bewertung. Wettingen. 197 p., 2016.
- [13] IG STBelchen. Sanierungstunnel Belchen STB, TP 1 Tunnel/Geotechnik. Prognose Vorauserkundung. Längenprofil und Situation. August 17, 2015.
- [14] Amstad, C., Kovári, K. Untertagbau in quellfähigem Fels. Institut für Geotechnik, ETH Zürich, Forschungsauftrag 52/94, 5408.01 von Eidgenössisches Departement für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation (UVEK) und Bundesamt für Strassen (ASTRA), 226 p., 3/2001.
- [15] Aegerter & Bosshardt. Belchentunnel. Schadenplan. Bauwerkskontrollen 1985–2005. Schematische Darstellung festgestellter Schäden. Tabellen und Situation 1:2500. Rohr Basel (Ost) und Rohr Basel (West). Schematic maps, 7398/2+3, January 4+5, 2006.
- [16] Amann, F., Ündül, Ö., Loew, S., Kaiser, P. Fracture processes and in-situ fracture observations in Gipskeuper. Published report, Bundesamt für Strassen (ASTRA), Nr. 1422, 2013.
- [17] 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.
- [18] Naegeli, F. Investigation of in-situ and laboratory water content of Opalinus Clay shale from a borehole drilled at the new Belchen highway tunnel. B.Sc. thesis at the Department of Earth Sciences, Chair of Engineering Geology, ETH Zurich, 51 pp., 2018.
- [19] Ziegler, M., Loew, S. Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Program, design and installations (Part 1). ENSI Research and Experience Report 2016. ENSI-AN-9961. 281–288, 2017.
- [20] Ziegler, M., Loew, S. Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Final installations and first results (Part 2). ENSI Research and Experience Report 2017. ENSI-AN-10294, 317–324, 2018.
- [21] Renz, T., Ziegler, M., Loew, S. Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. In-situ and laboratory data analyses (Part 3). ENSI Research and Experience Report 2018. ENSI-AN-10577, 315–325, 2019.
- [22] Ziegler, M., Lavasan, A.A., Christ, F., Schoen, M., Loew, S. Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Status update (Part 4). ENSI Research and Experience Report 2019, ENSI-AN-10919, 331–336, 2020.
- [23] Ziegler, M., Lukovic, M., Lavasan, A.A., Christ, F., Schoen, M., Loew, S. Investigations in the new TBM-excavated Belchen highway tunnel. Status update (Part 5). ENSI Research and Experience Report 2020. ENSI-AN-11061, 313–320, 2021.
- [24] Müller, H., Leupin, O. WS-H Experiment (Investigation of Wet spots): observation, first experimental results, and a short presentation of possible hypotheses regarding the origin of these waters. Mont Terri Technical Note 2012–96, 49 pp., 2012.
- [25] Vogt, T. WS-I experiment: borehole BBB-3: outflow measurements and hydrochemical analyses. Mont Terri Technical Note 2013–01, 10 pp., 2013.

- [26] Ziegler, M., Lavasan, A.A., Loew, S. Stress evolution around a TBM tunnel in swelling clay shale. *Tunn Undergr Space Technol*, in prep.
- [27] Lunardi, P. Design and construction of tunnels. Analysis of controlled deformations in rock and soils (ADECO-RS). Springer, Berlin, 576 pp., 2008.
- [28] Pearson, F.J., Arcos, D., Boisson, J.Y., et al. Mont-Terri project: geochemistry of water in the Opalinus Clay formation at the Mont-Terri rock laboratory. FOWG Geology Series 5, Bern, Switzerland, 2003.
- [29] Cooper, H.H., Bredehoeft, J.D., Papadopoulos, I.S. Response of a finite-diameter well to an instantaneous charge of water. *Water Resour Res*, 3(1), 263–269, 1967.
- [30] Neuzil, C.E. On conducting the modified «slug test» in tight formations. *Water Resour Res*, 18(2), 439–441, 1982.
- [31] NAGRA. Projekt Opalinuston: Synthese der geowissenschaftlichen Untersuchungsergebnisse. Entsorgungsnachweis für abgebrannte Brennelemente, verglaste hochaktive sowie langlebige mittelaktive Abfälle. Technical Report 2002–03, 659 pp., 12/2002.
- [32] 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.
- [33] Homand, F., Pepa, S., Henry J.P. Laboratory measurements on Opalinus Clay samples. Mont Terri Project Technical Note 1996–22, 16 pp., 1996.
- [34] Vögtli, B., Bossart, P. DT experiment: swelling experiment on Opalinus Clay drillcores. Mont Terri Project Technical Note 1997–06 (revised), 13 pp., 1998.
- [35] Mazurek, M., Oyama, T., Wersin, P., Alt-Epping, P. Pore-water squeezing from indurated shales. *Chem Geol* 400, 106–121, 2015.
- [36] Fernández, A.M., Javire Leon, F., Nieto, P. Pore water chemistry obtained by squeezing from Opalinus Clay core samples belonging to the Belchen tunnel (Switzerland). Technical Report 2G119/21/1, 2021.
- [37] Cave, M.R., Reeder, S., Entwisle, D.C., Blackwell, P.A., Trick, J.K., Wragg, J., Vickers, B.P. Chemical characterisation of squeezed pore-waters and aqueous leachates from Opalinus Clay core material from the Mont Terri tunnel, Switzerland. Mont Terri Technical Note 1996–16, 26 pp., 1996.
- [38] Cave, M.R., Reeder, S., Entwisle, D.C., Blackwell, P.A., Trick, J.K., Wragg, J., Vickers, B.P. Chemical characterisation of squeezed pore-waters and aqueous leachates from Opalinus Marl core material from the Mont Terri tunnel, Switzerland. Mont Terri Technical Note 1997–22, 25 pp., 1997.
- [39] Ulusay, R., Hudson, J.A. (eds.). The complete ISRM suggested methods for rock characterization, testing, and monitoring: 1974–2006. ISRM Turkish National Group, Ankara, 2007.
- [40] Antonioli, B. Mechanical properties of gap grout installed in the TBM-excavated new Belchen A2 highway tunnel. B.Sc. thesis at the Department of Earth Sciences, Chair of Engineering Geology, ETH Zurich, 63 p., 2018.
- [41] Lajtai, E.Z. Brittle fracture in compression. *Int J Frac*, 10(4), 525–536, 1974.
- [42] Antunes, P. Testing procedures for two-component annulus grouts, in: Fowler, M. et al. (Eds.), North American Tunneling 2012 Proceedings, June 24–27, Indianapolis, Indiana, U.S.A., 14–22, 2012.
- [43] Grob, H. Swelling pressure illustrated with the example of the Belchen tunnel, in: Proceedings Internationales Symposium für Untertagbau, Luzern, September 11–14, 99–119, 1972.
- [44] Seiphoori, A., Ferrari, A., L., Laloui. Water retention behavior and microstructural evolution of MX-80 bentonite during wetting and drying cycles. *Géotechnique* 64(9), 721–734, 2014.
- [45] Thoeny, R. Geomechanical analysis of excavation-induced rock mass behaviour of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (Switzerland). Ph.D. dissertation, Department of Earth Sciences, ETH Zurich. 182 pp., 2014.

- [46] Lisjak, A., Garitte, B., Grasselli, G., Müller, H.R., Vietor, T. The excavation of a circular tunnel in bedded argillaceous rock (Opalinus Clay): Short-term rock mass response and FDEM numerical analysis. *Tunnel Undergr Space Tech* 45, 227–248, 2015.
- [47] Marschall P., Horseman, S., Gimmi, T. Characterisation of gas transport properties of the Opalinus Clay, a potential host rock formation for radioactive waste disposal. *Oil Gas Sci Tech* 60, 121–139, 2005.

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

During the Middle Pleistocene, Alpine glaciers reached their most extensive position. This advance was documented in a gravel pit at Möhlin located about 20 km to the east of Basel. Further traces of the MEG were found in the deposits at Mandach and Schienerberg, which were originally attributed to the Höhere and Tiefere Deckenschotter. These results were then used in estimating the changes in relief since the Deckenschotter times.

Abstract

The focus of this project is on the landscape evolution and changes in erosion patterns during the Early and Middle Pleistocene in the Swiss northern Alpine Foreland. Thus, Deckenschotter deposits, defined as glaciofluvial sediments, and glacial deposits assigned to the Most Extensive Glaciation (MEG) were investigated at twelve sites. Based on their topographic elevation, the Deckenschotter were subdivided into Höhere (Higher) and Tiefere (Lower) Deckenschotter (HDS and TDS, respectively). At each site, a chronology was constrained using isochron-burial dating, a technique based on the cosmogenic nuclides ^{10}Be and ^{26}Al , and the sediments were analysed in detail to reconstruct the provenance, the transport mechanism, and the depositional environment.

During the last year of the project, the isochron-burial chronology and the results of the sediment analyses were combined and integrated into a more complex landscape evolution model. During the Early Pleistocene, the gravels from the Central to the eastern Central Alps were eroded by the Rhaetian and Linth paleoglaciers and transported to the northern Alpine Foreland. From the ice margin, they were remobilized by glacial meltwater and subsequently delivered to the study sites. They were then deposited at Chroobach, Hochwacht, Schartenflue, and Hasli. A significant phase of erosion followed the end of the Deckenschotter glaciations.

Project goals

Glaciations played an important role in sculpting today's landscape. During the Quaternary glaciers advanced about 15 times onto the northern Alpine Foreland [1,2], which can be traced within four distinct units. These units are from the oldest to the youngest: Higher Cover Gravels (Höhere Deckenschotter; HDS), Lower Cover Gravels (Tiefere Deckenschotter; TDS), Higher Terraces (Hochterrasse; HT), and Lower Terraces (Niederterrasse; NT) [3]. These four units show a reversed stratigraphic relationship, which means that deposits located at a higher topographic elevation are considered to be older than the ones at a lower one [4,5]. As the Deckenschotter represent the oldest Quaternary deposits they are an important archive to reconstruct the landscape changes during the past 2.6 Ma. Four to eight of these 15 glacier advances were attributed to the Deckenschotter glaciations in the Early Pleistocene [1,5,6]. The Middle and Late Pleistocene are characterised by five glacier advances: the Möhlin, Habsburg, Hagenholz, Beringen and Birrfeld glaciations [5].

The Swiss Deckenschotter deposits were morphostratigraphically described in detail decades ago [3,7,8]. Based on their morphostratigraphy a relative chronology could be constrained. Although the Deckenschotter sediments were dated recently to shed light on their timing of deposition [9,10,11,12,13], absolute ages are still scarce.

Within the HDS deposits at Irchel, mammal fossils were found in overbank deposits, which have been attributed to the Mammal Neogene Zone 17 (MN17) corresponding to an age of 1.8 to 2.0 Ma [14,15]. During the last decade, several HDS and TDS sites were dated using the cosmogenic nuclides ^{10}Be and ^{26}Al . The cosmogenic nuclide chronology revealed that the HDS was deposited at around 2 Ma and the TDS around 1 Ma and a significant phase of incision has taken place in between [12]. At Irchel, which is attributed to the HDS, three sites were dated. The Wilemer Irchel site was dated to $2.8^{+1.8}_{-1.0}$ Ma by depth-profile dating and the isochron-burial dating at the Steig and Hütz sites revealed ages of around 0.9 Ma [12]. As the new ages indicate that older deposits are located on top of younger ones, the established chronology is challenging the existing morphostratigraphy [12]. In addition to Irchel, ages of $2.4^{+2.3}_{-1.2}$ Ma and 1.5 ± 0.2 Ma were obtained at the HDS sites in Stadlerberg and Siglistorf by depth-profile dating and isochron-burial dating [10,11]. In the Mandach region, the HDS site at Buech and the TDS site at Ängi were dated to of $0.8^{+1.4}_{-0.4}$ Ma and $0.7^{+0.6}_{-0.3}$ Ma by depth-profile dating, respectively [9,12]. Furthermore, at the HDS sites Tromsberg and Feusi and at the TDS site Iberig P-PINI burial ages of 0.88 ± 0.14 Ma, 0.93 ± 0.13 Ma, and 0.93 ± 0.17 Ma, respectively were obtained [13].

Established during the last decade, the cosmogenic nuclide chronology of Deckenschotter shed light on the timing of the Deckenschotter glaciations. The age constraints from Wilemer Irchel, Stadlerberg, Siglistorf, and the Mandach region seem to be in agreement with the morphostratigraphy [9,10,11,12,13]. On the contrary, the established chronology at Irchel is challenging the morphostratigraphy as ca. 2 Ma old deposits are located at a similar topographic elevation than ca. 1 Ma old ones, which indicates that the sequence of events seems to be more complex than thought so far [10,12,13]. Based on these results at Irchel, a cut-and-fill architecture has been suggest-

ed [12]. This questions also the morphostratigraphic concept of «same elevation corresponds to the same age». It is likely that other Deckenschotter sites should also show cut-and-fill sequences. Not only the timing of the Deckenschotter glaciations was for a long time based on a relative chronology, but also the glaciations during the Middle Pleistocene, including the Most Extensive Glaciation (MEG; Möhlin glaciation). However, the question when the Alpine glaciers reached their most extensive position during the Quaternary still remains unanswered. Therefore, the focus of this project was on the establishment of the landscape evolution in the northern Alpine Foreland during the Early and Middle Pleistocene. Thus, the following objectives were defined: (1) reconstruction of glacier advances in the Early and Middle Pleistocene; (2) establishment of an age constraint for the Most Extensive Glaciation (MEG); (3) disentanglement of the sequence of events and its integration into a more complex landscape evolution model than thought so far; and (4) understanding of the evolution of the erosion patterns during the Pleistocene. The chronology was established using the isochron-burial dating technique, which is based on the cosmogenic nuclides ^{10}Be and ^{26}Al . In addition, sedimentological analyses such as clast petrography, morphometry and fabric were done to reconstruct the provenance and the depositional environment of the sediments. The change in relief was estimated based on the established chronology. Eleven Deckenschotter sites and one MEG site at four different study areas were studied during the course of this project: Lake Constance, Irchel, Mandach, and Möhlin. In the Lake Constance region one HDS (Chroobach) and one TDS (Schienerberg) site were studied, at Irchel three HDS sites (Hochwacht, Scharfenflue, Hasli), at Mandach three HDS (Buech, Ebihard, Roggenfeld) and three TDS (Ängi, Buech-II, Etwil), and at Möhlin the MEG was investigated (Figure 1).

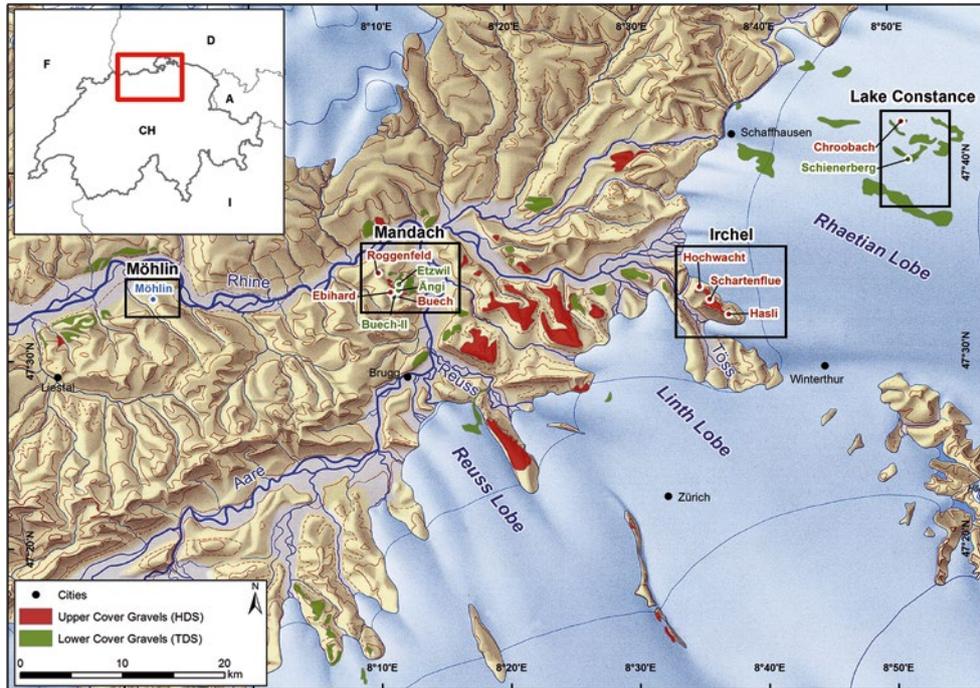


Figure 1: Extent of the Rhaetian, Linth, Reuss, and Valais Lobe in the Alpine Foreland during the Last Glacial Maximum
©Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern [16]. The black squares indicate the study areas Möhlin, Mandach, Irchel, and the area around Lake Constance. The red, green, and blue coloured dots are the investigated sites within the study regions. The red and green areas show the distribution of the Swiss Deckenschotter in the northern part of Switzerland.

Work carried out and results obtained

In 2020, we accomplished the sediment analysis as well as the measurements of cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al . In 2021, we completed the integration of our results, obtained during the last three years, into a more complex landscape evolution model. This revealed that during the Early Pleistocene, between ca. 2.6 Ma and ca. 1 Ma, the Deckenschotter were accumulated within several pulses. During these pulses, meltwaters from the Linth and Rhaetian paleoglaciers, that reached the northern Alpine Foreland, accumulated the Deckenschotter at Irchel [12,17], Chroobach [17], Stadlerberg [11], Siglistorf [10], Tromsberg, Feusi, and Iberig [17; recalculated from 13]. During the Deckenschotter glaciations, the landscape was characterised by low relief [12,18] and there was almost no change in relief. This also implies that the base level in the northern Alpine Foreland should have remained relatively stable [17]. Furthermore, the newly established chronology at Irchel supports the cut-and-fill architecture suggested by Claude et al. (2019). Due to the stable base level, it is likely that the gravel accumulation and incision fluctu-

ated within few tens of metres [17]. The clast morphometry indicates that these cut-and-fill sequences are a result of glacially induced changes in bedload and stream power [17]. The Deckenschotter times was followed by a phase of significant increase in relief which isolated the Deckenschotter as mesa-type hilltops. This means that during the past 1 Ma, few hundred metres of bedrock were incised, while around half of it was eroded between the Deckenschotter glaciations and the MEG [19]. The MEG was studied in the Bünthen gravel pit in the Möhlin region. A till layer, which was deposited by an Alpine glacier during the Middle Pleistocene [20], was found in this gravel pit [21,22]. The MEG was not only documented by the till at Möhlin, but also by the glaciofluvial gravels in the Mandach region and at Schienerberg in the Lake Constance region. Subsequently, the Alpine glaciers reached the Mandach region at least once more during the Late Middle Pleistocene [19].

Irchel

At Irchel, five different gravel units covering the Tertiary Molasse bedrock were distinguished based on their clast petrographical

composition [4]. They are morphostratigraphically from the oldest to the youngest: Langacher Gravel, Irchel Gravel, Steig Gravel, Hasli Formation, and Forenirchel Gravel (Figure 2) [4]. The Hasli Formation consists of fine-grained sediments that were deposited during an interglacial period. Within this unit, mammal fossils were found, which were attributed to the MN17 (1.8-2.5 Ma) [14,15]. Claude et al. (2019) suggested a cut-and-fill architecture based on sedimentology and cosmogenic nuclide chronology. In our study, three additional sites were investigated at Irchel: Schartenflue, Hochwacht, and Hasli (Figure 2). The Langacher gravel, the morphostratigraphically oldest unit, is exposed at the Schartenflue site. The Irchel Gravel below the Hasli Formation is outcropping at the Hochwacht site. The Hasli site is located in the Steig Gravel, directly below the site where the mammal fossils were found. The combination of the chronology from these sites with the already existing ones indicate that these gravels were deposited in three accumulation phases between ca. 2.5 and ca. 1 Ma and they support the suggested cut-and-fill architecture [17]. This was likely possible due to a relative constant base level during the Deckenschotter glaciations. Moreover, it was shown that the same clast petrographic composition does not necessarily correspond to the same depositional age. In addition, the clast morphometry at the three sites points to glacial

transport of these gravels to the northern Alpine Foreland [17].

Mandach

The Mandach region, located about 45 km to the east of Basel, is characterised by the morphostratigraphical transition from HDS to TDS (Figure 1 and Figure 3). The morphostratigraphic contact between HDS and TDS is also shown on the 1:25'000 map (Swisstopo) [23]. The age constraint of ca. 0.8 Ma for the HDS and 0.7 for the TDS indicates that the younger HDS and the older TDS are outcropping in this area [9,12]. In this study, three HDS and three TDS sites were investigated in detail. The HDS sites were Buech (also known as Mandach site in [9]), Ebihard, and Roggenfeld. Ängi, Buech-II, and Etwil were the TDS sites (Figure 1). The analysis of the clast petrography at these sites revealed that they are very similar and, therefore, it was not possible to identify different gravel units, such as at Irchel [19]. Furthermore, the clast petrography showed that the area was affected by the Rhaetian, Linth, Reuss, and Aare paleoglaciers. The cosmogenic nuclide chronology suggests that these gravels were deposited in two phases during the Middle Pleistocene, whereof one overlaps with the timing of the MEG [19]. The depth-profile and isochron-burial ages at the Buech and Ängi sites were then combined to estimate the amount of net erosion since the deposition.

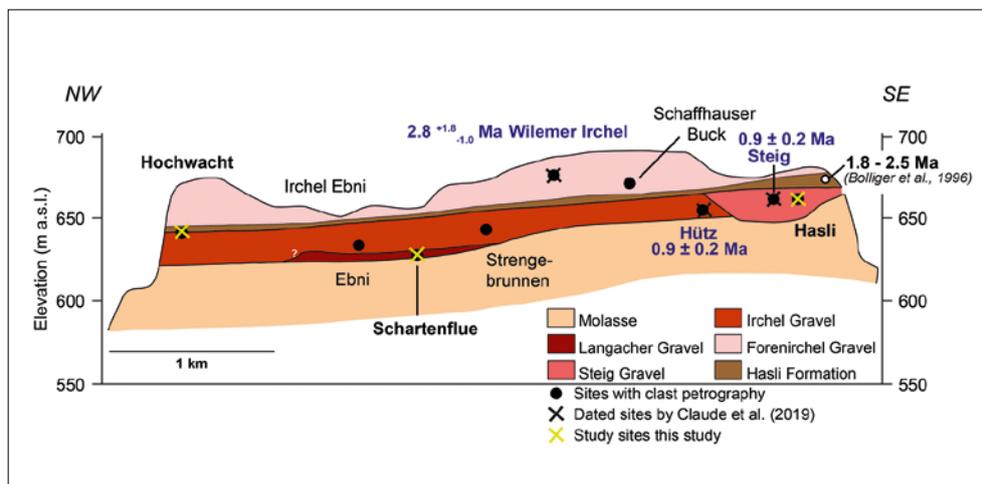


Figure 2: Cross-section through Irchel showing the five morphostratigraphical units (after [4]). The ages at Wilemer Irchel, Hütz, and Steig are from Claude et al. (2019).



Figure 3: Photograph of the HDS and TDS in the Mandach region. The two terrace levels are labelled and the red line indicates the boundary between the HDS and the TDS along the street [23].

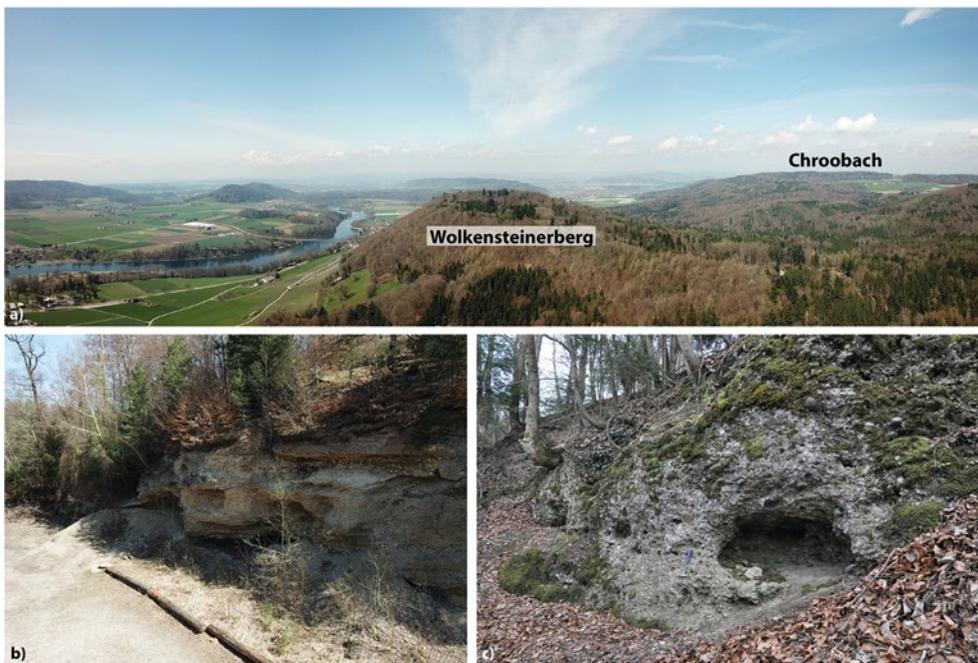


Figure 4: a) Photograph of the Lake Constance region (taken by an unmanned aerial vehicle ©Naki Akçar). The view is towards NW. The Schienerberg site is located on the Wolkensteinerberg in the Foreground and attributed to the TDS. The Chroobach site is located on the ridge in the background and assigned to the HDS.; b) Photograph of the TDS outcrop at the Schienerberg site (taken by an unmanned aerial vehicle ©Naki Akçar); c) Photograph of the Chroobach site.

This resulted in a surface lowering of around 100 m since the Middle Pleistocene [19].

Lake Constance

In the Lake Constance area, an altitude difference of up to 280 m between the base of the Deckenschotter and the erosion base is present [e.g., 24]. In this region, the Chroobach (HDS) and Schienerberg (TDS) sites were chosen to gain more information on the pace of the Rhaetian Lobe and the erosion pattern of the Rhine and Thur Rivers

over time (Figure 1 and 4). The gravels at Chroobach were transported to the northern Alpine Foreland by the Rhaetian paleoglacier during the Early Pleistocene, which is in agreement with the timing of the Deckenschotter deposited at Irchel, Stadlerberg, and Siglistorf [17]. A second advance of the Rhaetian paleoglacier during the Middle Pleistocene during the MEG was traced at Schienerberg [19] (Figure 4b). Based on these age constraints, the change of the relief over time was reconstructed. In the Lake Constance,

approximately the half of the 280 m elevation difference was created between the Deckenschotter glaciations and the MEG [19].

Möhlin

Glacial relicts from the MEG, suggested to have occurred during the Middle Pleistocene, are only scarcely preserved and, therefore, the reconstruction of its extent and timing is challenging. The Bünthen Till, which is attributed to the MEG, was found in a gravel pit at Möhlin, about 20 km east of Basel (Figure 1 and Figure 5) [21,22]. As Möhlin is also located close to the Black Forest, i.e. this site might potentially also be affected by glaciers from Black Forest, it is utmost important to establish whether the sediments in the Bünthen gravel pit were deposited by a glacier that stem from the Alps or the Black Forest. The clast petrography revealed that the majority of the clasts is composed of different types of limestone. Only a minority were crystalline clasts from the Black Forest [20]. Therefore, in combination with the clast morphometric analysis and the calculated paleoflow directions, we suggest that the till in the Bünthen gravel pit was deposited by a glacier stemming from the Alps. Several studies attempted to constrain the timing of the MEG suggesting ages from > MIS (Marine Isotope

Stage) 11 to MIS 6 [2,6,25,26,27,28]], but the exact timing was still under discussion until this project. In our study, we gauged the timing of the MEG into the Middle Pleistocene, which is also synchronous with timing of most extensive glaciations in Europe, North America and on the Tibetan Plateau [20].

National Cooperation

The scientific collaboration on cosmogenic nuclide methodology and applications between the Institute of Geological Sciences at the University of Bern and the Laboratory of Ion Beam Physics (LIP) at ETH Zürich, established in the early 90's, yielded several research projects, international publications, PhD and MSc. theses. This consortium has a long tradition and a wealth of experience in applying terrestrial cosmogenic nuclides (^{10}Be , in-situ ^{14}C , ^{26}Al and ^{36}Cl) to determining the timing of events and rates of landscape change in four different settings: Quaternary glaciations, local and large-scale surface erosion, landslides, and neotectonics. In addition, the specificity of the LIP group is its 30 years of innovations and experience in AMS, while being the largest European tandem accelerator facility with a broad AMS program in the European scientific landscape. The new AMS facility (MILEA), recently devel-



Figure 5: Field photograph of the Bünthen gravel pit with a view towards SE. The bottom of the Bünthen Till is indicated by the red line.

oped and built by ETH Zurich, measures cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al with higher efficiency [29]. 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}Al , in comparison to the measurements at older facilities.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

This project resulted in one PhD thesis and three scientific publications, which are submitted to international journals listed in the Science Citation Index®. The first manuscript spans the Deckenschotter glaciations during the Early Pleistocene based on our investigations at Irchel and Chroobach. The revised version of this manuscript is currently under review in the Swiss Journal of Geosciences. The second one, which is under review at Geosciences, focuses on the MEG based on the investigations on the Bünthen Till at Möhlin. The third one addresses the change of the relief during the Early and Middle Pleistocene based on integration of the new results from the Mandach region and Schienerberg, and previously published information on Deckenschotter. This manuscript will be submitted at the beginning of 2022.

During this project, we answered some of the open questions on the landscape evolution and changes in erosion patterns during the Early and Middle Pleistocene, but there some questions remain still unanswered and open that could be addressed in future projects. Our results from the Irchel strengthen the presence of cut-and-fill architecture as well as the more complex sequence of events than previously thought. These cut-and-fill sequences and the three gravel accumulation phases were also found at other Deckenschotter sites, which necessitates further investigations. This project showed that gravel units, previously attributed to the Deckenschotter, were actually deposited during the MEG. This suggests that preserved records of the MEG still exist in the northern Alpine Foreland. Investigation of these deposits would certainly improve the reconstruction

of the extent of the MEG and associated climatic conditions. Therefore, further field mapping, sediment analysis, and isochron-burial dating at various Deckenschotter and MEG sites are needed.

Publications

Dieleman, C., Christl, M., Vockenhuber, C., Gautschi, P., Akçar, N.: Early Pleistocene complex cut-and-fill sequences in the Alps. *Swiss Journal of Geosciences*, in review.

Dieleman, C., Christl, M., Vockenhuber, C., Gautschi, P., Graf, H.R., Akçar, N.: Age of the Most Extensive Glaciation in the Alps. *Geosciences*, in review.

Dieleman, C., Christl, M., Vockenhuber, C., Gautschi, P., Akçar, N.: Relief increase in the Swiss northern Alpine Foreland after the MPR. To be submitted.

References

- [1] 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
- [2] C. Schlüchter: The Swiss glacial record – a schematic summary. In: J. Ehlers and P.L. Gibbard (Eds.), *Quaternary Glaciations – Extent and Chronology* (413–418), Elsevier, 2004.
- [3] A. Penck, E. Brückner: *Die Alpen im Eiszeitalter*, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.
- [4] H.R. Graf: *Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz*. ETH Zürich Dissertation Nr. 10205, 151 pages, 1993.
- [5] 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.
- [6] 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.
- [7] L. Du Pasquier: *Ueber die fluvioglacialen Ablagerungen der Nordschweiz* 1891.

- [8] R. Frei: Monographie des Schweizerischen Deckenschotter. Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 37, 1912.
- [9] 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.
- [10] 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
- [11] 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.
- [12] A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P. W. Kubik, M. Christl, 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.
- [13] 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.
- [14] 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
- [15] 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.
- [16] 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.
- [17] C. Dieleman, M. Christl, C. Vockenhuber, P. Gautschi, N. Akçar: Early Pleistocene complex cut-and-fill sequences in the Alps. *Swiss Journal of Geosciences*, in review.
- [18] W.H. Müller, H. Naef, H. R. Graf: Geologische Entwicklung der Nordschweiz, Neotektonik und Langzeitszenarien Zürcher Weinland. Nagra Technischer Bericht NTB 99–08, 2002.
- [19] C. Dieleman, M. Christl, C. Vockenhuber, P. Gautschi, N. Akçar: Relief increase in the Swiss northern Alpine Foreland after the MPR. To be submitted.
- [20] C. Dieleman, M. Christl, C. Vockenhuber, P. Gautschi, H. R. Graf, N. Akçar: Age of the Most Extensive Glaciation in the Alps. *Geosciences*, in review.
- [21] K. A. Dick, H. R. Graf, B. U. Müller, P. Hartmann and C. Schlüchter: Das nordalpine Wasserschloss und seine eiszeitgeologische Umgebung. *Eclogae geol. Helv.*, 89 (1), 635–645, 1996.
- [22] U. Pfirter, P. Jordan, H. R. Graf, J. Pietsch, M. Huber, S. Kiefer, C. Grezet, C. Maise, R. Burkhalter: Geologischer Atlas der Schweiz 1:25'000. Blatt Sissach (1068) mit Südteil von Blatt Rheinfelden (1048) – Erläuterungen. Wabern, Switzerland: Bundesamt für Landestopographie, swisstopo, 2019.
- [23] F. Matousek, M. Wanner, A. Baumann, H. R. Graf, R. Nüesch, T. Bitterli: Geologischer Atlas der Schweiz 1:25'000. Blatt Zurzach (1050) – Karte. Wabern, Switzerland: Bundesamt für Landestopografie, swisstopo, 2000.
- [24] S. Heuberger, M. Büchi, H. Naef: Drainage system and landscape evolution of northern Switzerland since the Late Miocene. Nagra Arbeitsbericht NAB 12–20, 2014.

- [25] D. Ellwanger, U. Wielandt-Schuster, M. Franz, T. Simon: The Quaternary of the southwest German Alpine Foreland (Bodensee-Oberschwaben, Baden-Württemberg, Southwest Germany). *E&G Quaternary Science Journal*, 60, 306–328, 2011.
- [26] O. Keller: Erwägungen zur Korrelation mittelpleistozäner Relikte des Rheingletschers mit der nordschweizer Stratigraphie. *E&G Quaternary Science Journal*, 63, 19–43, 2014.
- [27] A. Dehnert, F. Preusser, J. D. Kramers, N. Akçar, P. W. Kubik, R. Reber, C. Schlüchter: A multi-dating approach applied to proglacial sediments attributed to the Most Extensive Glaciation of the Swiss Alps. *Boreas* 39, 620–632, 2010.
- [28] D. Gaar, F. Preusser: Age of the Most Extensive Glaciation of Northern Switzerland: Evidence from the scientific drilling at Möhliner Feld. *E&G Quaternary Science Journal*, 66, 1–5, 2017.
- [29] 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.

Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Phase-1

Author und Co-author(s):

Flavio Anselmetti, Sarah Beraus,
Marius Büchi, Thomas Burschil,
Markus Fiebig, Gustav Firla,
Gerald Gabriel, Christopher Lüthgens,
Stephanie Neuhuber, Frank Preusser,
David Tanner, Sebastian Schaller,
Clemens Schmalfuss, Bennet Schuster,
Thomas Wonik

Institution: Institut für Geologie,
Universität Bern

Address: Baltzerstrasse 1–3. 3012 Bern,
Switzerland

Phone, E-mail, Internet address:
031 684 87 06;

flavio.anselmetti@geo.unibe.ch;
<http://www.geo.unibe.ch>

Duration of the Project: 2021–2024

Abstract

The sedimentary infill of glacially overdeepened valleys (i.e. excavated structures below the fluvial base level) are, together with glacial geomorphology, the best-preserved (but underexplored) direct archives of extents and ages of past glaciations in and around mountain ranges. DOVE Phase-1 investigates five drill cores from glacially overdeepened structures at several complementing locations along the northern front of the Alps and their foreland. Two of these drill sites, both in the former reaches of the Rhine Glacier, have been successfully drilled in 2021 with excellent core recovery of 95%. The drill-hole in Basadingen in Northern Switzerland reached a depth of 253 m. The Tannwald site in Southern Germany consists of one drill core to 165 m and two nearby flush drill holes. All three sites will allow a series of cross-well geophysical experiments. Three previously drilled legacy cores from the Eastern Alps are included in DOVE Phase-1: A core from Schäftlarn, located in the Isar-Loisach glacier catchment, was drilled in 2017 down to a depth of 199 m. The Neusillersdorf drill site, located in the southern German Salzach

Foreland glacier area, recovered a sequence down to 136 m (incl. 116 m of Quaternary strata). The drill site Bad Aussee is located in inner Alpine Traun glacier area. It recovered almost 900 m of Quaternary sediments.

All the cores will be investigated with regard to several aspects of environmental dynamics during the Quaternary, with focus on the glaciation, vegetation, and landscape history. For example, the geometry of overdeepened structures will be analysed using different geophysical approaches (e.g. seismic surveys) to, e.g., better understand the process of overdeepening. Sedimentological analyses in combination with downhole logging, investigation of biological remains and state-of-the-art geochronological methods will allow to reconstruct the filling and erosion history of the troughs. We expect significant and novel data relating to the extent and timing of the past Alpine glaciations during the Middle-to-Late Quaternary glacial-interglacial cycles. Besides the scientific goals, this proposal also addresses a number of applied objectives such as groundwater resources, geothermal energy production, and seismic hazard assessment.

Project goals

Overdeepened valleys and basins are found below the present landscape surface in areas formerly affected by glaciations. As they reach below fluvial base level, overdeepened structures are interpreted as being of glacial origin, presumably formed by pressurized subglacial meltwater (e.g., Huuse and Lykke-Andersen 2000). In the Alps, overdeepened features are associated with tectonic structures, weak lithologies, and/or Pleistocene ice confluence and diffuence situations. Overdeepening resulted in buried elongated valleys, mainly oriented parallel to former ice flow, and glacially scoured basins in the ablation area of glaciers (Preusser et al. 2010). The role of tectonics is still to be assessed, as regional differential uplift, fold

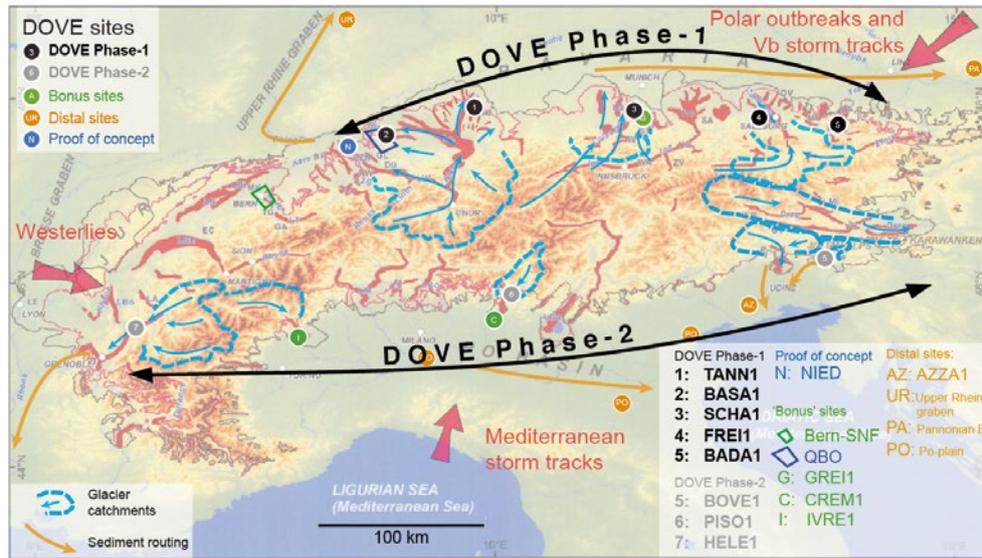


Figure 1: Location of primary DOVE Phase-1 sites (black), Nagra QBO sites (blue areas), Phase-2 sites (grey), and bonus sites (green) in the Alpine region with limit of the Last Glacial Maximum (pink line), maximum limit of Pleistocene glaciation (black line), location of overdeepened structures (red) and pathways of major moisture sources (red arrows) (after Preusser et al. 2010). Indicated are glacial catchments feeding into the drill sites (dashed blue lines) and main paleo-ice flow directions (blue arrows). Orange circles indicate distal continental basins that lie in the fluvial sediment pathways (arrows) and provide a more continuous but indirect record of glaciations. Site AZZA1 will be drilled outside DOVE budget as distal bonus site.

growth, and active thrusting might induce drainage changes and promote or prevent overdeepening.

In the context of an overarching ICDP (International Scientific Continental Drilling Program) project, DOVE Phase-1 (Drilling Overdeepened Alpine Valleys), five drill sites have been selected based on the complexity of the sedimentary infill, as known from previous boreholes and geophysical data (Fig. 1). These five sites and other «bonus sites» embedded in the larger DOVE frame will be combined with published information, derived mainly from geomorphological and outcrop studies, to establish a pan-alpine picture of Quaternary glaciations and environmental change. Funding granted by ICDP, ENSI and other partners allows the drilling of two sites (Tannwald D and Basadingen CH). Cores from two sites in Bavaria (Schäftlarn and Freilassing) will be provided by LFU. One deep core in an inner-Alpine overdeepening (Bad Aussee, A) is provided by Austrian partners and will also be integrated in DOVE. The QBO sites drilled by NAGRA between 2018 and 2020 are analyzed at the Universities of Bern (Anselmetti) and Freiburg (Preusser), based on already granted additional funding. While these sites are closely related to specific questions within the frame of the siting of the Swiss nuclear disposal, the team and the information gathered will be integrated

in the present project. Together, more than 20 sites are included in DOVE Phase-1. In addition, ICDP has signaled to provide funding the remaining four DOVE sites along the southern transect (DOVE Phase-2), if DOVE Phase-1 is successful and matching funds can be secured.

The major scientific questions of this project are:

Q1) What was the timing and extent of past Alpine glaciations? The questions of how many glaciations occurred in the Alps and when they started are highly controversial, but of fundamental importance to understand the Quaternary dynamics of natural climate and environmental change. Investigating cores will provide major new insights as they comprise sediments and erosional features that are rarely accessible in outcrops. Furthermore, the timing and extent of past glaciations could vary substantially along and across the Alpine arc. To date, very few projects have applied multi-disciplinary approaches, and collaboration between scientists from different regions has been rather limited. As a consequence, only an international initiative comprising various case studies on the scale of an entire mountain range will yield sufficient («non-local»), homogenous information. The key will be to identify cycles of erosion, glacial deposition, and post-glacial infill by means of sequence

stratigraphy, establish reliable age control, and relate them to regional and global records (i.e. marine isotope stages, MIS).

Q2) How did atmospheric circulation patterns control ice flow across the Alps? The Alps were situated in a particular setting with regard to past atmospheric circulation, and a southward shift of the polar front turned the northern foreland into an Arctic desert, while the southern foreland still received sufficient precipitation to support local forests. This likely caused substantial differences in glacial advances, on both temporal and spatial scales that are poorly understood. Hinderer et al. (2013) suggest that higher humidity led to stronger glacial conditioning and topographic accentuation of the Western Alps, which is reflected in an approximately threefold higher than modern erosion rate, with respect to the Eastern Alps. Comparison of the timing and extent of past glaciations through multiple boreholes around the Alps will provide new insights into the regional temperature and precipitation conditions and the related changes in circulation patterns at the temporal scale of several glacial/interglacial periods. The evidence collected in this project will then be cross-checked with climate and ice-flow models (e.g. Seguinot et al., 2018).

Q3) How were mountain ranges and their foreland shaped by repetitive glaciations? There is a gap between established time-scales of postglacial sediment transfer and exhumation rates, which prohibits elucidating the response of erosional systems to repeated glaciations (Wittman et al. 2007; Salcher et al. 2014). An expanded circum-Alpine chronology of Quaternary sediments will fill this gap, identify times of high and low erosion rates, and compare them with climate forcing and with the timing of the topographic evolution of the Alps. Repetitive glacial loading and unloading may have caused the rebound and/or reactivation of basement faults, thus affecting long-term landscape evolution. While numerical modelling provides a useful tool to estimate slip rates along major faults, it needs to be val-

idated by geological records, in order to localize and quantify deformation. The influence of peripheral lithospheric fore-bulges and ice loading on the reactivation of faults and structures will be evaluated in the context of landscape evolution on glacial-interglacial time scales. Investigating the bedrock contact will help to illuminate the process of overdeepening. Observations so far have distinguished simple surfaces, several surfaces with dislocated bedrock, and massive diamicts (LGRB 2015). DOVE will build upon these results with systematic investigations and by integrating sedimentological and geophysical data.

DOVE will be accompanied by a series of **geophysical investigations**, before and after the coring, that will be carried out to extend the punctual information provided from boreholes into 2D/3D. In the last years, the sites Tannwald and Basadingen were covered by high-resolution seismic site surveys that imaged a rich seismic stratigraphic architecture of the trough fill and allowed ideal drill site location (Burschil et al. 2018, 2019; Brandt 2020). The geophysical exploration work will be closely linked to borehole information to develop a deeper understanding of the origin of rock physical contrasts. During this project, we expect to gain deeper insights into the origin of «geophysical anomalies». This will assist the geophysical interpretation in terms of valley formation and sedimentological processes. Geophysics will upscale the parameters gained in the boreholes to the entire valley extent by using structural constraints and geostatistical information for geophysical inversion.

Furthermore, ICDP is providing the first tranche to finance **outreach activities**. During the drilling campaign, local media and tourist offices were contacted and daily updates were posted on the ICDP homepage. We are also planning to install an informal **graduate school**, integrating all MSc and PhD students working in DOVE, allowing for frequent exchange during courses and conferences.

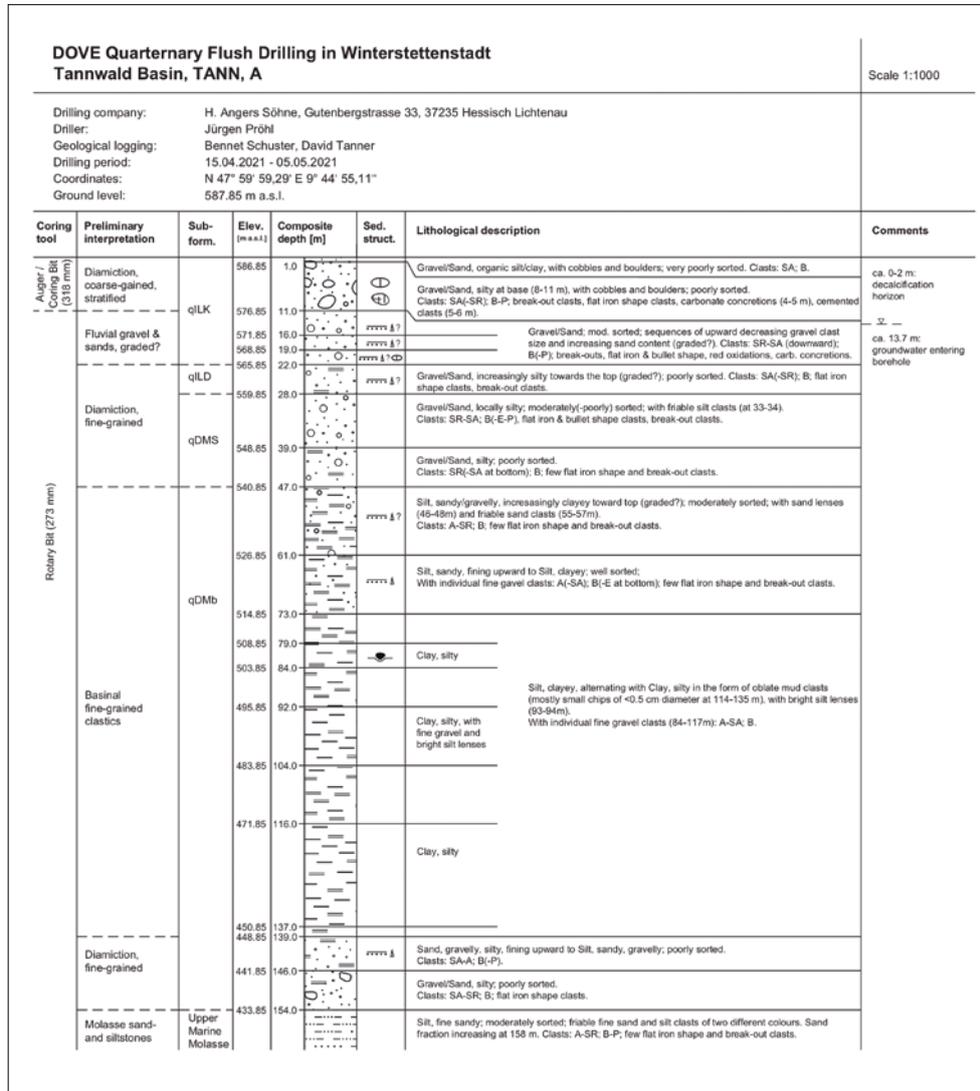


Figure 2: Preliminary interpretation of the first flush borehole in the Tannwald Basin from mud sample cuttings. Note the abrupt change at 47 m depth from clayey-silts below to coarse-grained clastics above, which we interpret as the change from basinal Dietmanns Formation to gravels and outwash of the Rissian to Würmian Illmensee Formation. Note the coarsening of sediments at the base of the valley, just above the Tertiary Molasse.

Work carried out and results obtained

a) Drill sites Tannwald (Germany): (ICDP No. 5068-1)

The Tannwald drill site is located 2 km south of the village of Winterstettenstadt, on the western flank of a 220-m deep N-S trending overdeepened valley. Two flush boreholes and one core drilling were drilled to depths of 163, 155 and 165 m, which reached the base of the Quaternary valley at 153, 154, and 155 m, respectively. The reason for the three boreholes being just 28 m apart, which were all subsequently finished as wells with 80 mm piping, is their availability as scientific infrastructure for cross-hole seismic experiments as well as water sampling.

Drilling began on 6th April and finished on 3rd December 2021. Drilling the flush boreholes took nearly six weeks each, due to number of delays. These included mechanical breakdowns, difficulties in lifting the casing, and lastly torrential rain, which required construction of a road before the last flush borehole could be finished. The core drilling began using a ramming system, but, especially in the upper 40 m, either the crown of the corer wore down very quickly or a large number of hammer counts had made to achieve a meter of core. Some of the core pieces were less than 50 cm in length. Finally, after attempting unsuccessfully to ram through highly consolidated sand at 82 m, the coring method was changed to rotary coring. The core drilling also took nearly 15

weeks. However in the flush boreholes, casing was not used below 45 m (in the core borehole below 82 m), which allowed open-hole borehole geophysical logging to take place. Figure 2 shows the preliminary interpretation of the first flush borehole. The distinct boundary between the coarse sediments of the Illmensee Fm., compared to basin fines of the lower Dietmanns Fm. below is distinct. The borehole geophysical logs show several more facets of the sediments, and with the somewhat different lithologies drilled in the other two boreholes, will better facilitate the geological understanding of this dynamic part of the valley. During the drilling, we also sampled the core catcher for noble gas dating and took geomicrobial samples to study the deep biosphere that exists in glacial sediments.

b) Drill site Basadingen (Switzerland): (ICDP No. 5068-2)

Drill site BASAI (ICDP-5068-2) is the first ICDP drill site on Swiss territory. It is located in within the Basadingen-Trough, which is part of the local overdeepened channel system that was formed by the Rhine glacier during multiple mid-to-late Pleistocene glaciations. A seismic survey, carried out by LIAG in 2019 (Brandt et al., 2021) revealed a narrow valley with steep flanks reaching a maximum depth of up to 300 m. A seismic sequence analysis indicated a multi-phase stacked sedimentary fill, which was targeted near an old flush-drilling from the 1980s (AZ357). Drilling operations conducted by Fretus took place from May 25th to October 13th 2021. The final depth of 253 m was reached using a combined approach of percussion drilling in the upper 60 m and a triple-tube setup below. Bedrock was not reached, but occurring bedrock fragments towards the lowermost meters of the drill core indicate close proximity as supported by the seismic data. All drill cores were recovered and stored in opaque 1 m-long PVC liners. Immediately after recovery, sediment samples were taken from selected cores from the core catchers for geomicrobial and noble-gas pore-water analysis. Afterwards,

all cores were scanned onsite with the Multi Sensor Core Logger (MSCL) for wet bulk density, magnetic susceptibility, p-wave velocity, and natural gamma radiation (NGR). After scanning, the cores were transported to the University of Bern, where they will be stored at 4 °C until opening. When drilling operations were completed, LIAG executed a broad wire-line logging service in the borehole. Finally, the borehole was back-filled according the environmental regulations provided by the Canton Thurgau.

The preliminary lithological column, supported by the raw MSCL logs (Fig. 3), is based on the observations from the core catchers. From top to bottom, the profile consists of a succession of five different main sedimentary facies: 1) a thin silty-to-sandy unit at the top, underlain by 2) diamictic gravel, and by 3) a partly sandy-silty gravel containing the main water table at ~27 m. Below, sedimentary facies 4) and 5) intercalate several times: Facies 4) consists of fine to medium sand with partially diamictic texture, whereas facies 5) comprises gravel layers of up to 15–20 m thickness with high permeability. Despite the limited resolution of the profile, the MSCL core logs support the observations from the core catcher (Fig. 3): bulk density generally increases in the units dominated by coarse gravels (facies 2, 3 and 5) and decreases in the sandier units (facies 4). The NGR log mirrors reversely the pattern of the density log, indicating a higher clay content in the low-density sandy layers and a lower NGR in the gravelly layers, which would be consistent with the higher permeability of the gravels.

c) Drill site Schäftlarn (Germany) (ICDP No. 5068-3)

The drilling was performed in 2017 by the Bavarian Environment Agency (LfU). The drill site was situated in the Isar-Loisach-Foreland glacier area south of Munich. 198.8 m of cores have been recovered. The base of the Quaternary is assumed to be located more than 200 m below the surface. In order to better constrain the detailed shape of the glacial basin and the relative position of the core

within the basin and its depositional structures, colleagues from the Leibniz Institute of Applied Geophysics (LIAG) have obtained funding from Deutsche Forschungsgemeinschaft (DFG) for further geophysical investigations. The complete core sequence remained untouched and closed until July 2021 when core investigations by the DOVE team started. First, all closed cores were scanned at the facilities of the Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Berlin Spandau. Subsequently the cores were cut into two half sections and transported back to Hof (Bavaria). Based on the first analysis of core cuttings, the infill of the Schäftlarn basin may most likely span several glacial cycles (Fig. 4). Very recently (late November to early December 2021) the detailed core logging and first sampling of the sequence was started by the DOVE team in the core repository of the LfU in Hof (Bavaria).

d) Drill site Freilassing/Neusillersdorf (Germany) (ICDP No. 5068-4)

The Neusillersdorf drill site is situated close to Salzburg, in the southern German Salzach Foreland glacier area. The drilled sequence was first described in Fiebig et al. (2014). The drilling sequence covers 136 m of cores with the Quaternary base reached at 116 m below surface. A distinct discontinuity in sedimentation was discovered in about 25 m depth below surface. First numerical dating was conducted using quartz- and feldspar-based luminescence dating techniques (Fiebig et al., 2014). While these investigations yielded a reliable chronology up to 57 ± 6 ka for the part of the core above the discontinuity, methodological limita-

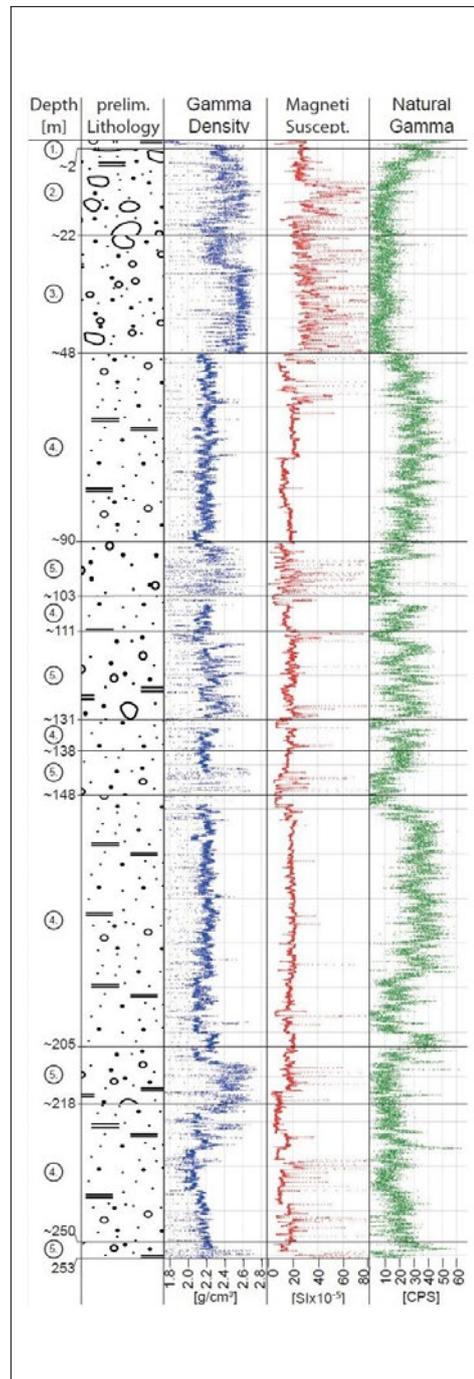


Figure 3: Preliminary lithological depth profile and MSCL core logs from the Basadingen site. Units in the preliminary lithological depth profile are indicated by horizontal black lines. In addition, the gamma density (blue) in $[g/cm^3]$, magnetic susceptibility (red) in $[SI \times 10^{-3}]$ and the natural gamma radiation (green) in $[CPS]$ are shown from left to right.



Fig. 4: Two scanned cores of drill core Schäftlarn from 98–99 m (top) and 164–165 m (bottom) below surface.

tions prevented establishing a reliable numerical chronology for the part of the core below the discontinuity. Both quartz and feldspar luminescence signals indicated signal saturation, providing only limited age information as all ages beyond 200 ka have to be interpreted as minimum ages. However, methodological progress, especially the development of single-grain luminescence dating techniques using potassium-rich feldspar, may now provide better age control for the older part of the core, with first tests conducted at the Vienna Laboratory for Luminescence dating (VLL) showing promising results. To create a crosscheck and an overlap of independent dating methods, additional samples from the lower fine-grained part of the drilling will also be investigated using cosmogenic isotopes. In addition to the numerical dating approaches, the core will also be reinvestigated in detail with regard to sedimentology, especially including a detailed analysis of the laminated fine lake sediments to further improve the knowledge about the infill and environment of the Pleistocene lake of Neusillersdorf in the Salzach-Foreland glacier area. Further unconformities will be especially addressed by sediment logging and dating in 2022.

e) Drill site Bad Aussee/Reitern 1 (ICDP No. 5068-5)

The core was first described by van Husen & Meyer (2007) and subdivided into two sections, with the upper section comprising about 200 m of cover sediments (including glacial diamictons and coarse gravels «Vorstossschotter» below) and the lower section consisting of nearly 700 m of lake sediments from a glacial delta situation. Based on geophysics (Steinhauser et al. 1985), the Quaternary basin – situated in the midst of the Austrian Alps – is about 1100 m deep, and thus reaches a depth below surface comparable similar to the present-day level of the Dead Sea. Husen and Meyer (2007) proposed the formation of this very deep trough below Bad Aussee to be related to dissolution of Alpine salt deposits that are

mined close by. A scientific investigation concerning the chronology and mechanism of formation is planned. A new geophysical survey to resolve underground geometry is planned by the colleagues from the Leibniz Institute of Applied Geophysics (LIAG) in the framework of a successful DFG-application to investigate the geometry of this amazing overdeepening structure. The core will be sedimentologically re-investigated during sample retrieval for numerical age dating starting early in 2022. Detailed logging of the cores and sampling for luminescence and cosmogenic dating was performed in January 2022.

National Cooperation

- Eawag Dübendorf: Collaboration in context of noble-gas dating of pore waters (Yama Tomonaga, Rolf Kipfer.)
- University of Geneva: Collaboration in context of geomicrobial sampling.

International Cooperation

- University of Freiburg i.Br., Germany: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Frank Preusser, Bennet Schuster).
- LIAG Hannover, Germany: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Sarah Beraus, Thomas Burschil, Gerald Gabriel, Dave Tanner, Thomas Wonik).
- BOKU Vienna, Austria: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Markus Fiebig, Gustav Firla, Christopher Lüthgens, Stephanie Neuhuber, Clemens Schmalzfuss).
- Operational Support Group ICDP, GFZ Potsdam, Germany: operational support for drilling operations (Ulrich Harms, Katja Heeschen und Cindy Kunkel).
- Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau, Baden-Württemberg, Germany: (Ulrike Wielandt-Schuster und Franz-Josef Kern).
- Bayerisches Landesamt für Umwelt, Germany: (Ernst Krömer).
- CNRS, Laboratorio di Palinologia e Paleoecologia, Università Milano Bicocca, Italy: cooperations in context of screening organic macro remains of drill cores (Cesare Ravazzi und Roberta Pini).

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

Dove Phase-1 started successfully: Drilling and wire-line logging operations at the two primary coring sites could be completed. Core recovery is 95% for both locations Basadingen and Tannwald. Core quality is high and all intended analysis should be possible. Holes remained open and stable to the base so that a full suite of logging data were acquired to the bottom of the hole. Two flush sites at Tannwald were also completed so that the three-well designed geophysical cross-well program will be possible. Difficulties arose from challenging lithologies to be cored (unconsolidated lithologies, high-permeable units) so that drilling operations took much longer than anticipated. The Basadingen site was not drilled all the way into bedrock, as hole conditions became unstable towards the base and drilling fluid could not be circulated. Large clasts of bedrock in the recovered cores, however, indicated that bedrock was only few meters deeper. Site Schäftlarn, already drilled in 2017, is now MSCL-scanned and ready for further analysis at the same state as cores from Basadingen and Tannwald. In 2022, cores from all sites will be opened, described, sampled according to the research plan.

Publications

- [1] Burschil, T., Buness, H., Tanner, D.C., Wielandt-Schuster, U., Ellwanger, D. & Gabriel, G. (2018): High-resolution reflection seismics reveal the structure and the evolution of the Quaternary glacial Tannwald Basin. *Near Surface Geophysics*, 16/6, 593–610. doi:10.1002/nsg.12011
- [2] Brandt, A.-C., Tanner, D., Buness, H., Burschil, T. & Gabriel, G. (2021). The shape and infill of the Basadingen overdeepened glacial valley from P-wave seismic reflections. *EGU General Assembly*, doi:10.5194/egusphere-egu21-5996.

Conference Abstracts

- [3] Buness, H. & Burschil, T. (2021): Reprocessing of reflection seismic data to

highlight near-surface glacio-tectonic deformation. – Near surface Geoscience Conference & Exhibition 2021. 30 August 30–1 September, Bordeaux, France.

- [4] Burschil, T., Buness, H., Leineweber, P. & Polom, U. (2021): Results of performance tests of electrodynamic vibratory seismic sources. – Near Surface Geoscience Conference & Exhibition 2021. 30 August 30–1 September, Bordeaux, France.
- [5] Fiebig, M., Anselmetti, F., Büchi, M., Gabriel, G., Kroemer, E., Preusser, F., Reitner, J., Schaller, S., Schuster, B., Tanner, D.C. & Wielandt-Schuster, U. (2021): Drilling overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Dove sites 5068-3 (Schäftlarn) & 5068-4 (Neusillerdorf) in Bavaria and 5068-5 (Bad Aussee, Austria). – *GeoKarlsruhe*, Poster, Abstract.
- [6] Fiebig, M., Anselmetti, F., Büchi, M., Firla, G., Gabriel, G., Kroemer, E., Lüthgens, C., Neuhuber, S., Preusser, F., Reitner, J., Schaller, S., Schmalzfuss, C., Schuster, B., Tanner, D.C. & Wielandt-Schuster, U. (2021): Drilling overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Dove sites 5068-3 (Schäftlarn) & 5068-4 (Neusillerdorf) in Bavaria and 5068-5 (Bad Aussee, Austria). – *SwissGeoscience Meeting*. Poster.
- [7] Fiebig, M., Anselmetti, F., Büchi, M., Firla, G., Gabriel, G., Kroemer, E., Lüthgens, C., Neuhuber, S., Preusser, F., Reitner, J., Schaller, S., Schmalzfuss, C., Schuster, B., Tanner, D.C. & Wielandt-Schuster, U. (2021): Drilling overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Dove sites 5068-3 (Schäftlarn) & 5068-4 (Neusillerdorf) in Bavaria and 5068-5 (Bad Aussee, Austria). – *Workshop Subglaziale Rinnen*. Poster.
- [8] Gabriel, G., Siemon, B., Buness, H., Burschil, T., Grinat, M., Tanner, D., Wiederhold, H. & Wonik, T. (2021): Keynote – Glazial übertiefte Rinnen und Täler: Geophysikalische Beiträge zur strukturellen und hydrogeologischen Erkundung. – *BGE/BGR-Fachworkshop «Subglaziale Rinnen und ihre Bedeutung für*

die Langzeitsicherheit eines Endlagers für radioaktive Abfälle»; Geozentrum Hannover, 09.-10.12.2021; Digital. Eingeladener Vortrag.

- [9] Schaller S., Anselmetti F., Buechi M.W., Fiebig M., Gabriel G., Kroemer E., Preusser F., Reitner J., Schuster B., Tanner D. & Wielandt-Schuster, U. 2021. ICDP Project DOVE (Drilling Overdeepened Alpine Valleys): First results from the Basadingen Borehole. GeoKarlsruhe, Karlsruhe.
- [10] Schuster B., Tanner D.C., Gabriel, G., Burschil T., Wonik T., Preusser F., Anselmetti F., Buechi M.W., Schaller S., Fiebig M., Wielandt-Schuster U. 2021. Drilling Overdeepened Alpine Valleys: First results from the Tannwald Borehole. GeoKarlsruhe, Karlsruhe.

References

- [1] Burschil T., Bunes H., Tanner D., Wielandt-Schuster U., Ellwanger D., Gabriel G. 2018. High-resolution reflection seismics reveal the structure and the evolution of the Quaternary glacial Tannwald Basin. *Near Surf. Geophys.* 16, 593–610.
- [2] Brandt A.-C., 2020, Erkundung des alpinen, glazial-übertieften Basadingen-Beckens mithilfe von P-Wellen-Seismik. BSc Arbeit Leibniz Universität Hannover.
- [3] Fiebig M., Herbst P., Drescher-Schneider R., Lüthgens C., Lomax J. & Doppler G. 2014. Some remarks about a new Last Glacial record from the western Salzach foreland glacier basin (Southern Germany). *Quat. Int.* 328–329, 107–119.
- [4] Hinderer M., Kastowski M., Kamelger A., Bartolini C. & Schlunegger F. 2013. River loads and modern denudation of the Alps – A review. *Earth Sci. Rev.* 118, 11–44.
- [5] van Husen, D., & Mayer, M., 2007. The hole of Bad Aussee, an unexpected overdeepened area in NW Steiermark, Austria. *Austrian Journal of Earth Sciences*, 100, 128–136.
- [6] Huuse M., Lykke-Andersen H. 2000. Overdeepened Quaternary valleys in the eastern Danish North Sea: morphology and origin. *Quat. Sci. Rev.* 19, 1233–1253.
- [7] LGRB (Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau Baden-Württemberg) 2015. Lithostratigraphische Entwicklung des baden-württembergischen Rheingletschergebiets: Übertiefte Becken- und Moränen-Landschaft. LGRB-Fachbericht 2015/4.
- [8] Preusser F., Reitner J. & Schlüchter C. 2010. Distribution, geometry, age and origin of overdeepened valleys and basins in the Alps and their foreland. *Swiss J. Geosci.* 103, 407–426.
- [9] Salcher B., Kober F., Kissling E. & Willett S.D. 2014. Glacial impact on short-wavelength topography and long-lasting effects on the denudation of a deglaciated mountain range. *Global and Planetary Change* 115, 59–70.
- [10] Sequinot J., Ivy-Ochs S., Juvet G., Huss M., Funk M. & Preusser F., 2018. Modelling last glacial cycle ice dynamics in the Alps: *The Cryosphere* 12, 3265–3285.
- [11] Wittmann H., Blanckenburg F.v., Kruesmann T., Norton K.P. & Kubik P.W. 2007. Relation between rock uplift and denudation from cosmogenic nuclides in river sediment in the Central Alps of Switzerland. *J. Geophys. Res.* 112, F04010.

This report is partly based on an upcoming publication in «Scientific Drilling».

Stochastic mechanical analysis of geological structures in NE Switzerland

Author und Co-author(s):

Anthony Adwan, Bertrand Maillot,
Pauline Souloumiac, Christophe Barnes,
Pascale Leturmy

Institution: CY Cergy Paris University

Address: Maison Internationale de la
Recherche (MIR), 1, rue Descartes
95000 Neuville-sur-Oise/France

Phone, E-mail, Internet address:
+33 1 34 25 73 51; <https://gec.cyu.fr/>

Duration of the Project: 3 years

Abstract

We conduct a sensitivity analysis of the stress field with respect to rheological parameters in a kilometric scale thrust fold using a 3D numerical implementation of the theory of Limit Analysis (LA). LA searches for the exact loading force at the onset of failure by bounding it through optimization using a kinematic and a static approach. Elastic parameters are not required, and we adopt the Coulomb failure criterion characterised by a friction angle and a cohesion. The 3D geological prototype created, is inspired from the north eastern Jura, northern Switzerland, and corresponds to the lateral termination of a partially buried fault cored anticline. With dimensions of 15*12*4 km³, it is formed by five material layers with different Coulomb parameters and two different décollement levels. We perform a parametric study by varying the friction angle of the bulk materials, the faults and the shallow décollement. Here, we present the principal stress field observed for two extreme cases at two different cross sections while comparing the results with those obtained using a classical 2D calculation. Our preliminary results show two distinct stress propagation behaviours depending on the contrast between the fault and the shallow décollement friction angle, in addition to the occurrence of a stress-shielded layer.

Project goals

The state of stress is considered an important factor for the characterization of any subsurface tectonic sites. Therefore, knowledge of the in-situ stress state is key for studying geological formations such as faults and folds (Zoback 1992; Suppe 2007), and for safe underground geotechnical exploitations such as boreholes, tunnels or reservoirs (Terzaghi 1943; Zoback 2010).

Despite huge progress in estimating the stress field, understanding the stress state is still a tedious and challenging endeavor. In fact, information related to stresses is often incomplete due to insufficient knowledge on soil properties (Hergert et al. 2015), site topography (Savage and Morin 2002), and tectonic features (Barton and Zoback 1994). Yet, it is essential to have as much precision as possible when working with in-situ stresses. So, in order to reduce the uncertainties related to the stress measurements, combining different complementary methods is found to be necessary (Zang 2010; Kim et al. 2017). For example, for a drilling project, and based on Andersons' theory of stresses, the in-situ stress state includes three orthogonal principle directions (vertical, maximum and minimum horizontal). The minimum horizontal in-situ stress (S_h) magnitude and orientation are mainly measured through borehole observations, leak-off tests (LOT) and hydraulic fracturing (HF). The maximum horizontal stress (S_H) is by far the most difficult component to determine. Its orientation is mainly assumed based on S_h and can e.g. be found in the compiled database of the World Stress Map project (Heidbach et al. 2016). As for its magnitude, borehole breakouts (BO), HF, and LOTs are often adopted to approximate horizontal stress ratios, from which an estimated value can be derived. However, the influence of mechanical properties and tec-

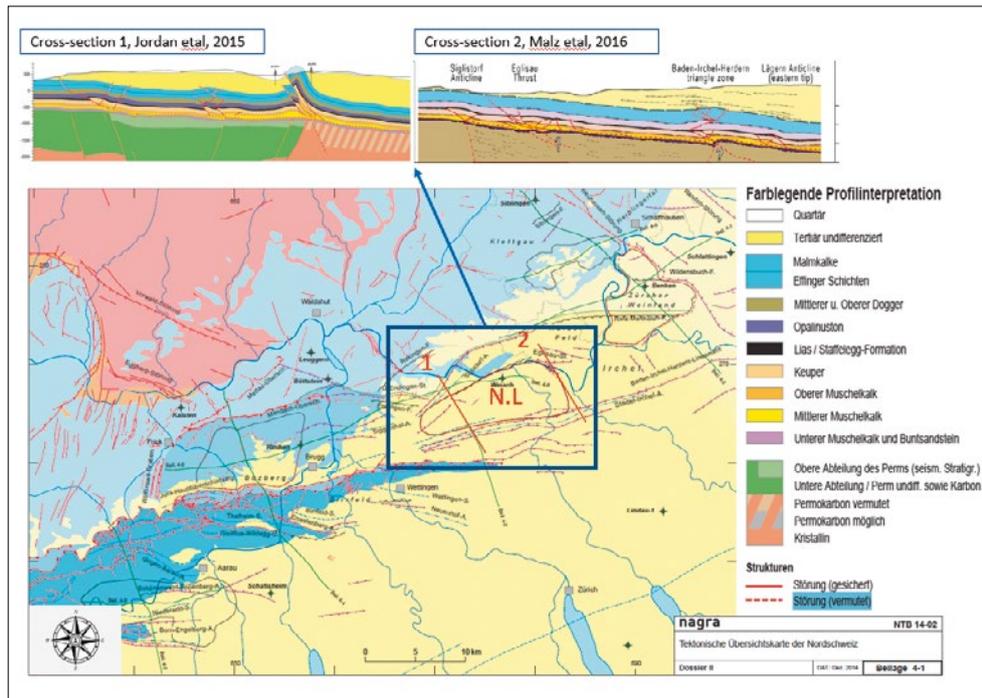


Figure 1: Preview of the area studied in north eastern Switzerland. Cross-sections 1 and 2 are respectively taken from Jordan et al, 2015 and Malz et al, 2016. They clearly show a partially buried fault cored anticline.

tonic features on the stress field is difficult to interpret based on the available stress data. In addition, the costs of performing such tests are quite elevated and the procedure is time consuming and presents some risks on the overall well stability. Thus, 3D geomechanical models are required for a better evaluation of the stress state (Fischer and Henk 2013; Reiter and Heidbach 2014; Ziegler and Heidbach 2020). In this study, we conduct a stress sensitivity analysis in a geomechanical kilometeric scale thrust fold model adopting the theory of Limit Analysis (LA) (Salençon 1974; Salençon 1983). LA searches for the exact loading force at the onset of rupture by adopting both a static and a kinematic approach. The static approach finds a lower bound to the external applied force that maximizes the internal work rate over an optimized admissible stress field. The kinematic approach yields an upper bound by equilibrating the energy dissipated under this external traction by an internal work rate over an optimized kinematically admissible velocity field.

The use of LA in structural geology problems was first proposed by Maillot and Leroy (2006) to assess the development of folds, then extended by Cubas, Leroy, and Maillot

(2008), validated by Souloumiac et al. (2010), and implemented in the SLAMTec Software (Mary, 2012; Mary et al, 2013a, b), later adopted by Caer et al., (2015) in a 2D parametric study on the Jura region. In a first step, we create the model and test different boundary conditions in order to replicate an adequate compressive fault regime. We then perform a stochastic analysis by varying the mechanical parameters of the faults, décollements and bulk materials as well as changing the fault geometry. Our objective is to quantify the influence of the expected uncertainties and to determine the impact of such variations on the stress distribution.

Work carried out and results obtained

Model setup

The 3D geological prototype used in this study is inspired by the north-eastern Jura setting and corresponds to the lateral termination of a partially buried fault-cored anticline (Figure 1). It is true that the region studied covers the siting area Nordlich Lagern (NL), one of the candidate sites for radioactive waste disposal, but the model in itself is a unique prototype with generic parameters

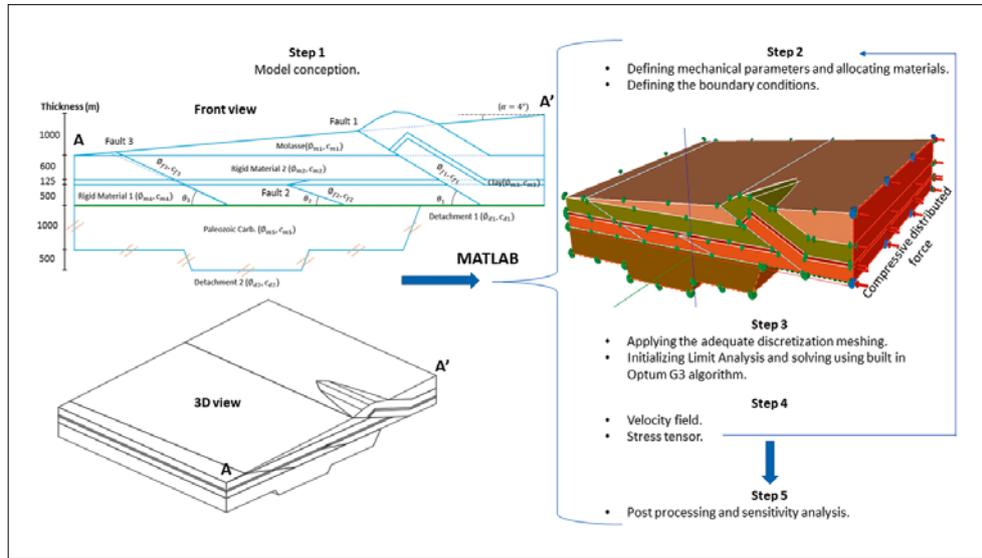


Figure 2: Workflow from model conception in Step 1 to LA and sensitivity analysis in Step 5.

and geometry. With a length of 15 km and width of 12 km, the model consists of a tertiary sedimentary Molasse wedge deposit at the surface, with a 4° topographic slope. A 125 m thick clay layer is sandwiched by two stiffer and more rigid materials having respectively an upper thickness of 600 m and a lower thickness of 500 m. This series overlies a salt decollement lying over a deep Permo-Carboniferous trough (Diebold 1989; Naef, Birkhauser, and Roth 1995; Nagra 2008) which is itself separated from the basement by a second decollement. The prototype also presents three distinct fault planes. Faults 1 and 3 extend from the shallow decollement to the surface (Figure 2, step 1), while fault 2 is limited vertically by the clay layer. These planes form a dip angle $\theta_1, \theta_2, \theta_3$, respectively, with the horizontal shallow decollement.

Methodology and stress modeling

Figure 2, shows the model adopted and the overall workflow. After deciding on the general conception of the model, and the main features to study, we create the prototype using AutoCAD Fusion 360© (step 1). This allows us to accurately represent complex 3D geometries such as rotating fault surfaces and half buried anticlines. In step 2, the model created is imported into Optum G3 (Optum CE, 2021) where we define the different geo-mechanical parameters (density, friction angle and cohesion) of each materi-

al and allocate them to their respective 3D geometries (either stratigraphic layers or fault surfaces). We then apply the needed boundary conditions in order to replicate the required faulting regime. In step 3, we generate the adequate discretization meshing and then we initialize the LA problem and solve it using the built in Optum G3 algorithm. The output obtained is in the form of velocity fields and stress tensors. Starting from step 2, we automate the process via MATLAB allowing us to perform a sensitivity analysis using a wide range of iterations.

Current results

Preliminary exploration of solutions

In this report, we show an example of the results selected from the convergence tests. It is important to clarify, that in LA, the relative difference between the upper and lower bound is a measure of the precision of the solution. So, we adopt this criterion as a main condition for validating our sensitivity analysis. We accept a relative gap between both bounds of less than 4%.

3D stress maps

We focus on the effect of fault and shallow decollement friction angles, so we fix all other parameters to average values as identified in Table 1. In order to understand the stress variation, we represent the distribution of the principle stress σ_1 throughout the model. Figure 3a presents two cross-sections (A and B)

Type	Friction angle (°)	Cohesion (MPa)	Specific weight* (kN/m ³)	Dip angle (°)
Molasse	25	10	2.35 g	-
Rigid M. 2	30	15	2.6 g	-
Clay	15	4	2.35 g	-
Rigid M. 1	30	15	2.6 g	-
Paleozoic Carb.	35	30	2.6 g	-
Fault plane 1	Φ_f	0	-	25
Fault plane 2	Φ_f	0	-	15
Fault plane 3	Φ_f	0	-	20
Decollement 1	Φ_{d1}	0	2.35 g	-
Decollement 2	15	0	2.35 g	-

*The specific weight (γ), is calculated by multiplying its density, ρ , and the standard gravity, $g = 9.81$.

Table 1: Example of simplified fixed parameters study with two dimensions variables: Φ_f and Φ_{d1} .

taken for two extreme cases of fault friction angles. We define a fault with a friction angle of 5° as weak and a fault with a friction angle of 20° as strong. Figure 3b shows the case of weak faults with $\Phi_{d1} = 10^\circ$ and $\Phi_f = 5^\circ$. We observe a stress concentration at the back-wall and at the root of fault 1 (stress values higher than 150 MPa). The rest of the bulk is stress-shadowed and presents nearly lithostatic stress values (less than 75 MPa). Between the relief and fault 1, a small stress concentration with a magnitude varying from 37.5 MPa to 56 MPa can be observed in cross section A. Figure 3c considers the case of strong faults with $\Phi_{d1} = 10^\circ$ and $\Phi_f = 20^\circ$. With a magnitude > 110 MPa, the stress spreads throughout the entire model while being mainly concentrated within the rigid material layer located directly above the shallow decollement. In this case, the stress also extends to the Paleozoic Permo-Carboniferous layer at the base of fault plane 3. At the root of the first fault, the stress concentration is starting to build-up, while it is very weak throughout the rest of the fault surface. As for the second smaller fault, we detect a high concentration of stress engulfing it. We can also observe the formation of a spontaneous, steeper thrust spreading from its root and reaching up to the clay layer. Finally, just like in Figure 3b, higher stress magnitudes can be seen under the relief.

2D stress maps

In order to highlight the importance of 3D modeling, we have also modeled the same cases studied in 3D in a 2D setting. We recreate cross-sections A and B and initialize calculations in 2D using Optum G2. At first glance, we can see that the overall stress pat-

tern is similar, except for a small decrease in the stress concentration below the relief. Figure 4a shows practically the same qualitative stress field as observed in the 3D weak fault cases. In Figure 4b we identify two major differences for the stronger faults. In cross-section A, we observe a high stress concentration surrounding fault 1 not just at its root but along its entire surface. Such stress behavior cannot be seen in cross-section B. In addition, in both cross-sections, there is no tendency to create a spontaneous ramp.

Discussion

The aim of this study is to evaluate the variation of the stress field with respect to uncertainties related to geomechanical parameters and geometry. Up to this point, no geometric uncertainty is implemented and the only variations are related to changes in friction angles. The results obtained from our preliminary analysis show two distinct stress propagation behaviors. In the case of weak faults, stresses are concentrated in the back end of the model and thus suggests the activation of fault 1. This is also consolidated by the fact that the stress field around this fault plane is strictly concentrated near its root. In addition, the lack of enhanced stress beyond fault 1, indicates that the accumulated pressure was dissipated due to this activation. The trend is observed both in 3D and 2D analysis for cross-sections A and B.

Looking at the case of strong faults, we identified a strong propagation of stresses throughout the entire model. This is proof that at the onset of rupture fault 1 is not the main active fault. In fact, stress concentration focused at the root of fault 3 and the dissipa-

tion of the pressure in the shallower layers surrounding it, implies its activation. This observation is the same for both 3D and 2D analysis and at cross-sections A and B. Looking at fault plane 2, the creation of a spontaneous, steeper thrust indicates that the pre-defined dip of 15° is too low to initiate any activation. This tendency can only be detected in 3D stress maps and is absent when applying a 2D approach. Yet, the major difference observed between both 3D and 2D applications resides in the overall behavior of fault plane 1. In fact, for the case of $\Phi_f = 20^\circ$, the stress surrounding this fault in 3D is stronger at its root and gets weaker as it spreads towards the surface. This indicates that movement is expected at this fault but it has not reached a full activation of the entire fault

plane. We call this type of conduct «semi-activation».

From the results obtained in 2D, we can clearly observe a high stress concentration surrounding fault plane 1 in cross section A. Fault plane 1 is completely inactive, while it is semi-active in cross section B. The difference detected can be explained by the fact that in 3D, under an external compressive stress, it is easier for the activated part of the model to slide as a sole entity along fault plane 1 instead of initiating a strike-slip regime when subjected to the difference in the vertical pressure caused by the relief. For the same setting in 2D, we are considering two models identical to the previous cross-sections but completely unrelated. Thus, the overweight due to the relief in cross-section A denies the

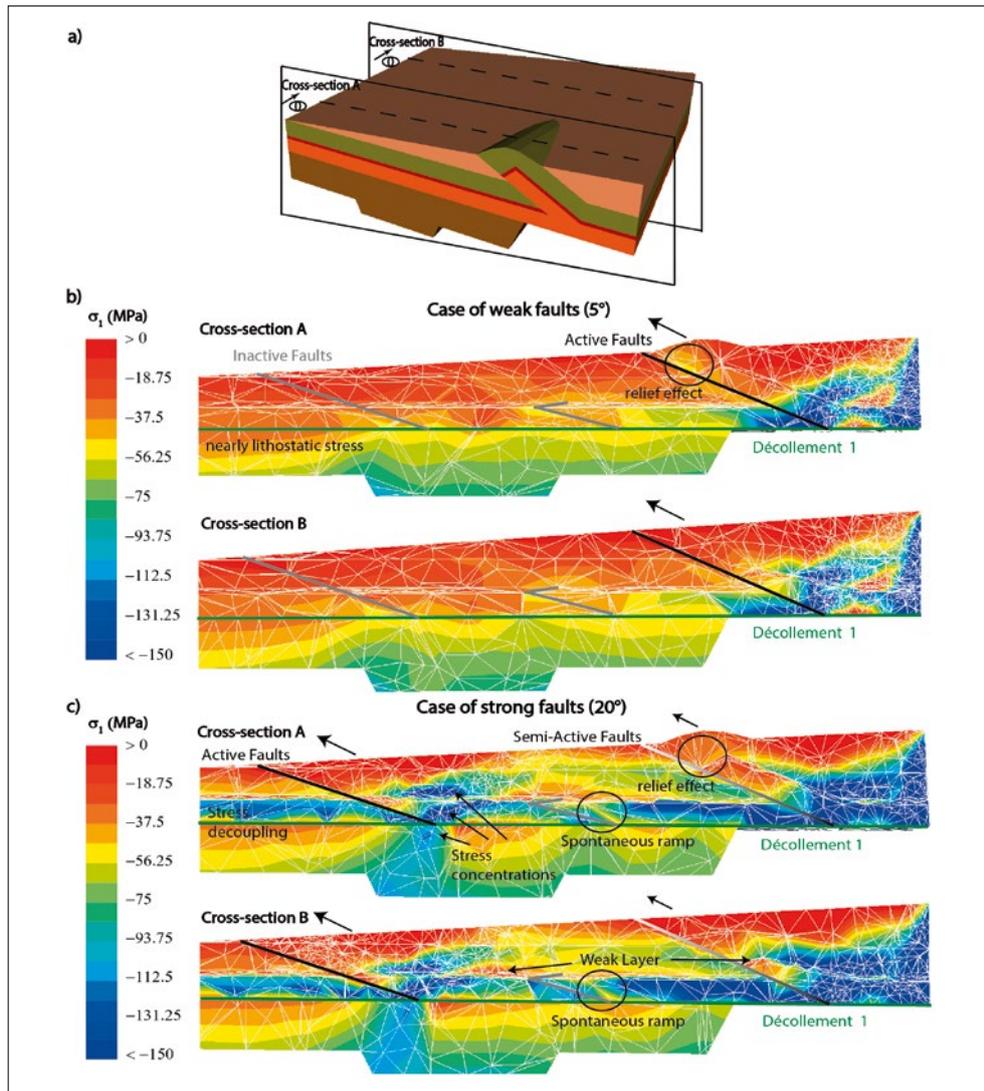


Figure 3: a) 3D representation of the model showing both cross-sections A and B. b-c) Representation of the principal stress state in both cross-sections for two distinguished cases of fault friction angle equal to 5° and 20° respectively. The shallow decollement is shown in green, the active faults in black, the inactive faults in grey and the semi-active faults in a gradient color varying between black and grey. The black arrows at the top of the model show the modeling displacement direction. Their lengths reflect the displacement rates observed.

activation of fault 1 but has no effect over this fault in B since there is no direct link between them. Finally, there is another observation that should be mentioned when looking at these models: It is noted that the sandwiched clay layer does not show any signs of stress propagation. We suggest that, in a compression environment a weaker material is «stress-shielded» by stronger layers.

National and international Cooperation

This work, is part of the research project between ENSI, swisstopo and CY Cergy-Paris university. It is motivated by an ongoing site selection process over a long-term underground storage facility for radioactive waste in northern Switzerland. The project setting, however is purely fundamental research, with no direct relevance for site selection in Switzerland, because the geometries adopt-

ed are not fully compatible with the latest knowledge in the study area.

Assessment 2021 and Perspectives for 2022

Based on the state-of-the-art knowledge and insights acquired from the bibliography available, we defined a complex model using Auto-desk Fusion 360. The principal challenge for this first year PHD project was to fully automate the sensitivity analysis. This was achieved by programming a full interactive workspace linking Optum CE to MATLAB. We refined the created environment with manual iterations and conducted a large set of convergence tests. Finally, after verifying the credibility of our preliminary results we initiated the stochastic analysis.

For 2022–23, we plan to interpret the results obtained after full variation of the predefined mechanical and geometric parame-

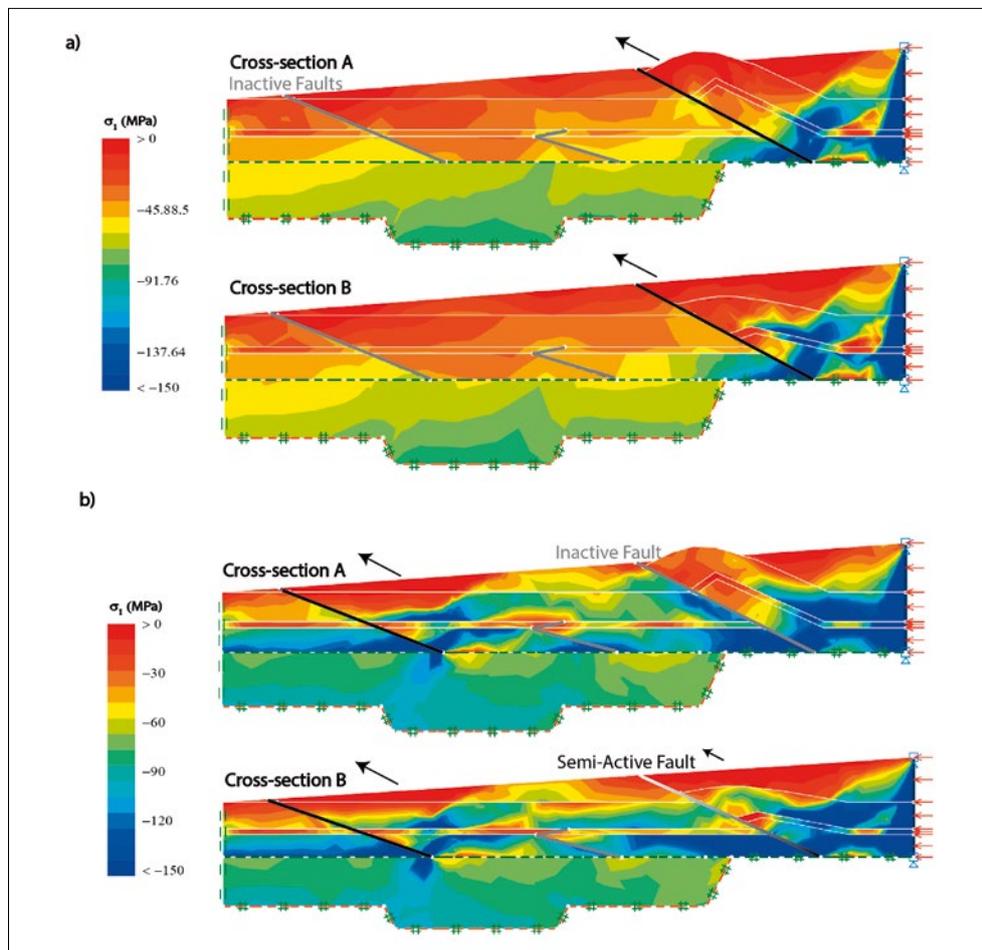


Figure 4: Representation of the 2D principal stress state in both cross-sections A and B for two distinguished cases of fault friction angle equal to 5° and 20° respectively. The shallow decollement is shown in dotted green, the active faults in black, the inactive faults in grey and the semi-active faults in a gradient color varying between black and grey. The black arrows at the top of the model show the modeling displacement direction while their lengths reflect the observed displacement rate.

ters. Based on our findings, we will attempt to recreate a region scale stress field by using extrapolated borehole data. Eventually, we will explore stress evolution over a time span of one million years.

References

- [1] Barton, Colleen A. and Mark D. Zoback (1994). Stress perturbations associated with active faults penetrated by boreholes: Possible evidence for near-complete stress drop and a new technique for stress magnitude measurement. doi: 10.1029/93jb03359. url: <http://dx.doi.org/10.1029/93JB03359>.
- [2] Cubas, N., Y. M. Leroy, and B. Maillot (2008). Prediction of thrusting sequences in accretionary wedges. In: *Journal of Geophysical Research: Solid Earth* 113.B12. doi: <https://doi.org/10.1029/2008JB005717>. eprint: <https://agupubs.onlinelibrary.wiley.com/doi/pdf/10.1029/2008JB005717>.
- [3] Diebold, P. (1989). Der Nordschweizer Permokarbon-Trog und die Steinkohlenfrage der Nordschweiz. Vierte Jahresschrift der Naturforschenden Gesellschaft in Zurich. In.
- [4] Fischer, K. and A. Henk (2013). A workflow for building and calibrating 3-D geomechanical models, a case study for a gas reservoir in the North German Basin. In: *Solid Earth* 4, 347{355. doi: 10.5194/se-4-347-2013.
- [5] Heidbach, Oliver et al. (2016). World Stress Map Database Release 2016. doi: 10.5880/WSM.2016.001.
- [6] Hergert, T. et al. (2015). Stress sensitivity analysis in a sedimentary sequence of the Alpine foreland, northern Switzerland. doi: 10.5194/se-6-533-2015. url: <http://dx.doi.org/10.5194/se-6-533-2015>.
- [7] Kim, Hanna et al. (2017). Integrated In Situ Stress Estimation by Hydraulic Fracturing, Borehole Observations and Numerical Analysis at the EXP-1 Borehole in Pohang, Korea. In: *Rock Mechanics and Rock Engineering* 50.12, 3141{3155. doi: 10.1007/s00603-017-1284-1.
- [8] Mary, B., Maillot, B., Leroy, Y., 2013a. Deterministic chaos in frictional wedges revealed by convergence analysis. *Int. J. Numer. Anal. Method Geomech.* 37 (17).
- [9] Mary, B., Maillot, B., Y.M. L., 2013b. Predicting orogenic wedge styles as a function of analogue erosion law and material softening. *Geochem. Geophys. Geosyst.* 14.
- [10] Maillot, Bertrand and Y.M. Leroy (2006). Kink-fold onset and development based on the maximum strength theorem. In: *Journal of the Mechanics and Physics of Solids* 54, pp. 2030{2059. doi: 10.1016/j.jmps.2006.04.004. url: <https://hal.archives-ouvertes.fr/hal-00068536>.
- [11] Naef, H., P. Birkhauser, and P. Roth (1995). Interpretation der Reexionsseismik im Gebiet nordlich Lageren|Zurcher Weinland. In: *Nagra Tech. Ber.* 94-14, 120.
- [12] Nagra (2008). Vorschlag geologischer Standortgebiete für das SMA- und das HAA-Lager. In: *Nagra Tech. Ber.* 94-14, 120.
- [13] Salençon, J. (1974). *Theorie de la plasticité pour les applications la mecanique des sols*, Eyrolles Paris.
- [14] Salençon, J. (1983). *Calcul la rupture et analyse limite*. Presses des Ponts et Chaussees.
- [15] Savage, William Z. and Roger H. Morin (2002). Topographic stress perturbations in southern Davis Mountains, west Texas I. Polarity reversal of principal stresses. doi: 10.1029/2001jb000484. url: <http://dx.doi.org/10.1029/2001JB000484>.
- [16] Souloumiac, P., Krabbenhøft, K., Leroy, Y., Maillot, B., 2010. Failure in accretionary wedges with the maximum strength theorem: numerical algorithm and 2D validation. *Comput. Geosci.* 14 (4), 793e811.
- [17] Suppe, John (Dec. 2007). Absolute fault and crustal strength from wedge tapers. In: *Geology* 35, p. 1127. doi: 10.1130/G24053A.1.
- [18] Terzaghi, K. (1943). *Theoretical Soil Mechanics*. Wiley, New York. doi: <http://dx.doi.org/10.1002/9780470172766>.

- [19] Zang A. and Stephansson, O. (2010). Stress field of the Earth's crust. In.
- [20] Ziegler, Moritz O. and Oliver Heidbach (2020). The 3D stress state from geomechanical numerical modelling and its uncertainties: a case study in the Bavarian Molasse Basin. doi:10.1186/s40517-020-00162-z.
- [21] Zoback, Mark D (2010). Reservoir geomechanics. Cambridge university press.
- [22] Zoback, Mary Lou (1992). First- and second-order patterns of stress in the lithosphere: The World Stress Map Project. In: Journal of Geophysical Research: Solid Earth 97.B8, pp. 11703-11728. doi: <https://doi.org/10.1029/92JB00132>. eprint: [url: https://agupubs.onlinelibrary.wiley.com/doi/abs/10.1029/92JB00132](https://agupubs.onlinelibrary.wiley.com/doi/abs/10.1029/92JB00132).

Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
IAEA		
Board of Governors		Allgemein
Commission on Safety Standards (CSS)		Allgemein
Radiation Safety Standards Committee (RASSC)		Strahlenschutz
Transport Safety Standards Committee (TRANSSC)		Transporte
Waste Safety Standards Committee (WASSC)		Entsorgung
Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC)	Hauptgremium	Reaktorsicherheit
	Expertenteam für die Erarbeitung des Safety Guide on Human Factor Engineering in Nuclear Power Plants	Reaktorsicherheit
Nuclear Security Guidance Committee (NSGC)		Sicherung
Nuclear Security Contact Group (NSCG)		Sicherung
Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPRReSC)		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 Research and Assessment (SFERA)		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
Vereinte Nationen		
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
OECD NEA		
NEA Steering Committee for Nuclear Energy		Allgemein
Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)	Hauptkomitee	Allgemein
	Working Group on Inspection Practices (WGIP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)	Allgemein

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
	Working Group on Operating Experience (WGOE)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Safety Culture (WGSC)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	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 (Co-Chair)	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) <ul style="list-style-type: none"> ■ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB) ■ Expert Group on Operational Safety (EGOS) 	Entsorgung
	Expert Group on Predisposal Management of Radioactive Waste (EGPDMRW)	Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) <ul style="list-style-type: none"> ■ Best Estimate plus Uncertainty 	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) <ul style="list-style-type: none"> ■ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures ■ IAGE Subgroup Seismic Behaviour ■ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing 	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)	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
	Working Party on Technical, Environmental and Safety Aspects (WPTES)	Stilllegung
NEA Framework for Irradiation Experiments (FIDES)	Governing Board (GB)	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group (PRG)	Reaktorsicherheit
NEA International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
NEA Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
NEA Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
NEA CABRI International Project (CIP)	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
NEA Quench ATF	Management Board und Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
NEA Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	Management Board MB	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group PRG	Reaktorsicherheit
NEA Studsvik Material Integrity Life Extension Project (SMILE)	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 (WPNCs)		Reaktorsicherheit
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety (CNS)	Nationale Kontaktstelle (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
	AG1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»		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
Internationale Behördenorganisationen		
Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)	Main WENRA Committee	Allgemein
	Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)	Entsorgung
	Reactor Harmonization Working Group (RHWG)	Reaktorsicherheit
European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	Hauptkomitee	Allgemein
European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)	Plenum	Sicherung
	Working Group on Cyber Security	Sicherung
	Working Group on Transport Security	Sicherung
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Arbeitsgruppen in ausländischen Behörden		
Autorité de sûreté nucléaire (ASN, Frankreich)	Groupe permanent d'experts pour les transports	Transporte
STUK Reactor Safety Commission (Finnland)		Reaktorsicherheit
STUK Waste Safety Commission (Finnland)		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
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
DISCO – Modern spent fuel dissolution and chemistry in failed container conditions (EU-Projekt im Rahmen von Horizon 2020)	End User Group of the DISCO Project (Beratungsgremium)	Entsorgung
Felslabor Mont Terri	Steering Committee	Entsorgung
Felslabor Grimsel	International Steering Committee ISCO	Entsorgung
Bioprot International Forum		Entsorgung
EU funded project, Coordination EDF	Advisory Board für das Projekt «sCO ₂ -4-NPP: Innovative sCO ₂ -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
KIT	Scientific Advisory Board Energy at KIT NUSAFE – nuclear waste management	Entsorgung
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «APAL» (Advanced PTS Analyses for LTO)	Reaktorsicherheit
Fachverbände und Normenorganisationen		
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
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Plattform Menschen in komplexen Arbeitswelten e.V.		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit Strahlenmesstechnik
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions ENSI-FANC		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit
Fachaustausch mit Baden-Württemberg		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Fachaustausch mit Schweden		Stilllegung

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2021

Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2020. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2021), S. 59–63
B. Bucher	G. Butterweck, B. Bucher, D. Breitenmoser, L. Rybach, C. Poretti, St. Maillard, M. Kasprzak, G. Ferreri, A. Gurtner, M. Astner, F. Hauenstein, M. Straub, M. Bucher, Ch. Harm, G. Scharding, S. Mayer: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM20. PSI-Bericht Nr. 21-01. March 2021. ISSN 1019-0643.
B. Bucher, R. Habegger, J. Löhle	B. Bucher, R. Habegger, J. Löhle: MADUK, Messnetz zur automatischen Dosisleistungsüberwachung in der Umgebung der Kernkraftwerke, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2020. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2021), S. 148-152
A. Gorzel	G. Khvostov, A. Gorzel: FALCON code-based analysis of PWR fuel rod behaviour during RIA transients versus new U.S.NRC and current Swiss failure limits, Nuclear Engineering and Technology, Nuclear Engineering and Technology, 53(11), 3741-3758. https://doi.org/10.1016/j.net.2021.06.001
L. Hafner	L. Hafner, L. Walsh: Valid versus invalid radiation cancer risk assessment methods illustrated using Swiss population data. J Radiol Prot. 2021 Nov 24;41(4). doi: 10.1088/1361-6498/ac290a. PMID: 34551406
L. Hafner	A. Ulanowski, L. Walsh, U. Straube, U. Schneider, L. Hafner, W. Rühm: Assessing and communicating occupational radiation risks of cancer for space crew members, Strahlenschutzpraxis 4/2021, S.46–51.
H. Hänggi	P. O'Sullivan, J. McCafferty, S. Carroll, M. Guy, H. Hänggi, T. Kilochytska, B. Rehs: Global Status of Decommissioning. Proceedings of the International Conference on Decommissioning Challenges, Avignon, 13.–15. September 2021.
M. Hugentobler	M. Hugentobler, J. Aaron, & S. Loew (2021). Rock slope temperature evolution and micrometer-scale deformation at a retreating glacier margin. Journal of Geophysical Research: Earth Surface, 126, DOI 10.1029/2021JF006195
F. Koch	F. Koch, A. Braunbarth: National Security Requirements Challenge International Transport Safety. International Conference on the Safe and Secure Transport of Nuclear and Radioactive Materials. Wien (virtuell), 13.–17.12.2021
M. Rahn	Nibourel L., Rahn M., Dunkl I., Berger A., Herman F., Diehl T., Heuberger S., Herwegh M. (2021): Orogen-Parallel Migration of Exhumation in the Eastern Aar Massif Revealed by Low-T Thermochronometry. Journal of Geophysical Research: Solid Earth 126, e2020JB020799. https://doi.org/10.1029/2020JB020799 .
A. Ramezani	A. Ramezani: Installation Deviation in Respect of the Shock Absorbers for Emergency Diesel Generators, Technical Meeting of International Reporting System for Operating Experience National Coordinators on Recent Events in Nuclear Power Plants, Video-conference Meeting, 18.–22.10.2021
B. Reer	L. Podofilini, B. Reer, V. N. Dang (2021): Analysis of recent operational events involving inappropriate actions: influencing factors and root causes. Reliability Engineering & System Safety, 216, 108013, December 2021. https://doi.org/10.1016/j.res.2021.108013 .

Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
W. Barten, J. Fokken	W. Barten, J. Fokken, T. Lind: OECD/NEA WGAMA Switzerland 2021 country report. 24. Plenarsitzung der NEA Working Group on Accidents and Management of Accidents WGAMA. Video-conference Meeting, 13.–15.09.2021
S. Bitterli	S. Bitterli: Informationen über das Projekt LETA 3 (Ersatz ungesicherter Reaktorschutz im KKG), Deutsch-Schweizerische Kommission – Arbeitsgruppe 1, Videokonferenz, 27.04.2021
B. Bucher	B. Bucher: Aeroradiometrie: Langzeitvergleich Messdaten Umgebung KKW. 16.9.2021, Deutsch-Schweizer Kommission DSK AG3.
B. Bucher	B. Bucher: Stand Erneuerung MADUK. 16.9.2021, Deutsch-Schweizer Kommission DSK AG3.
E. Feldbaumer	E. Feldbaumer: Updated Swiss guideline for DGR, 8 th meeting of the Expert Group on Operational Safety, Videoconference, April 26, 2021
K. Germerdonk	K. Germerdonk: Summary of inspections & events in Mühleberg NPP. Bilateral Swedish-Swiss Meeting, SSM-ENSI, Videokonferenz, 15. Januar 2021
A. Gorzel	A. Gorzel: Brennelement-Untersuchungen im KKL – aktueller Stand, Deutsch-Schweizerische Kommission – Arbeitsgruppe 1, Videokonferenz, 26.04.2021
A. Gorzel	A. Gorzel: Status of LOCA criteria in Switzerland, ESB Technical Seminar on LOCA and RIA, Baden, 09.–10.11.2021
A. Gorzel	A. Gorzel: Status of RIA criteria in Switzerland, ESB Technical Seminar on LOCA and RIA, Baden, 09.–10.11.2021
L. Hafner	L. Hafner und L. Walsh: Past and Current Work on evaluating the neutron RBE in the A-bomb Survivors and how the choice of RBE influences cancer risk, ICRP TG118 Webinar, 13. Dezember 2021
H. Hänggi	H. Hänggi: Status of Decommissioning in Switzerland. Bilateral Swedish-Swiss Meeting, SSM-ENSI, Videokonferenz, 15. Januar 2021

Autoren ENSI	Vortrag
H. Hänggi	H. Hänggi: Technical Challenges and Technologies for Decommissioning, IAEA Technical Meeting on the Global Status of Decommissioning, Videokonferenz, 12.–16. Juli 2021
H. Hänggi	H. Hänggi: Stand Rückbau von Forschungsanlagen in der Schweiz. 40. Sitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission, Arbeitsgruppe 4, Bülach, 9. November 2021
S.-G. Jahn	S.G.Jahn: Radiation Protection Assessments and Planning: terms, objectives, procedures, tools, competences; ISOE-Symposium, Webinar June 1–3, 2021
S.-G. Jahn	S.G.Jahn: Richtlinie ENSI-G12 «Anlageninterner Strahlenschutz»; TÜV-Süd Seminar 2021, Neue Entwicklungen im Strahlenschutz und ihre Anwendung in der Praxis, 17.–18. Juni 2021
S.-G. Jahn	S.G.Jahn: Entwicklung des Strahlenschutzes, Gesetzliche Grundlagen im Strahlenschutz, Strahlenschutz im Kontext der nuklearen Sicherheit, Strahlenschutzplanung, radiologisches Zonenkonzept, Anlageninterner Strahlenschutz, Verantwortung und Aufgaben im Strahlenschutz, Umgang mit radioaktiven Quellen: <ul style="list-style-type: none"> ■ Ausbildungskurs für Strahlenschutz-Techniker und Sachverständige Personen am Bildungszentrum des PSI, Würenlingen, Januar–Februar 2021; ■ Ausbildungskurs für Strahlenschutz-Fachkräfte am Bildungszentrum des PSI, Würenlingen, August–Dezember 2021; ■ Zusatzkurs für IHK-Strahlenschutzfachkräfte am Bildungszentrum des PSI, Würenlingen, Juni 2021.
F. Koch	F. Koch: Transport of excepted packages by courier services, Technical Meeting Denial of Shipments – Issues and Solutions. Wien (virtuell) 23.–26.03.2021
F. Koch	F. Koch: Umgang mit neuen Vorschriften. Workshop Aging Management. Baden, 07.09.2021
T. Krietsch	T. Krietsch: Status of the Mühleberg Decommissioning Project, Bilateral Swedish-Swiss Meeting Meeting: SSM Sweden – ENSI, Videokonferenz, 15. Januar 2021
T. Krietsch	T. Krietsch: Kernkraftwerk Mühleberg, Status der Stilllegung, 74. Sitzung des Ausschusses Stilllegung der Deutschen Entsorgungskommission, Videokonferenz, 17. Februar 2021
T. Krietsch	T. Krietsch: Stand der Stilllegung am Standort KKM, 43. Sitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission, Arbeitsgruppe 1, Videokonferenz, 26. April 2021
T. Krietsch	T. Krietsch, H. Hänggi: Kostenstudie 2021: Besonderheiten bei der Stilllegung in der Schweiz, Bilaterales Meeting TÜV Nord Ensys GmbH – ENSI, Videokonferenz, 19. Mai 2021
T. Krietsch	T. Krietsch: Technical post-operation phase in Mühleberg NPP, Bilateral Belgian-Swiss Meeting, FANC/BeV – ENSI, Videokonferenz, 24. September 2021
R. Lüscher	R. Lüscher: Die Hintergründe des Untergrunds in der Labor-Gammaspektrometrie. 106. AKU-Sitzung, Videokonferenz, 3. November 2021
R. Lüscher, B. Bucher	R. Lüscher, B. Bucher: Mesure de débits de dose ambiante pour la surveillance de l'environnement. Journée thématique de l'ARRAD «Techniques de mesure», Videokonferenz, 19. November 2021
A. Müller-Germanà	A. Müller-Germanà, The International Legal Framework, IAEA International Conference on a Decade of Progress after Fukushima Daiichi, Vienna, 11.11.21.
M. Rahn	M. Rahn, H. Wang (2021): Contrasting exhumation patterns in the eastern Tibetan Plateau, 17 th International Conference on Thermochronology, Santa Fe, 13.–17.09.2021.
M. Rahn	M. Rahn, A. Derycke, C. Gautheron, P. Valla (2021): Fast exhumation and tectonic unroofing after granite emplacement, Elba island, Italy, 17 th International Conference on Thermochronology, Santa Fe, 13.–17.09.2021.
R. Rusch	R. Rusch: Protection en cas d'urgence aux environs des installations nucléaires. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 12.3.2021
C. Ryser	C. Ryser: «Aufsicht durch Einsicht» - Die Aufgabe der Aufsichtsbehörde vor dem Hintergrund von «Resilienz» und «Safety-II», 29. Sitzung der Plattform Sicherheitsmanagement, FHNW, Hochschule für Angewandte Psychologie, Videokonferenz, 22.06.2021
C. Ryser	C. Ryser: Safety Culture – ENSI's approach to Oversight of Safety Culture, IAEA, National Workshop on methodology of safety culture evaluation, Slovenian Nuclear Safety Administration (SNSA), Videokonferenz, 13.10.2021
C. Ryser	C. Ryser: Swiss update on significant developments in the context of Safety Culture, 9 th Meeting of the NEA/CNRA Working Group on Safety Culture, Videokonferenz, 24.11.2021
R. Sardella	R. Sardella: Fukushima-Daiichi 10 Jahre danach: Erkenntnisse für den Notfallschutz. Neujahresgespräch BFE-ENSI-PSI, (online) 27.01.2021
R. Sardella	R. Sardella: Désaffectation de la CN de Mühleberg: la perspective de l'autorité de sûreté Suisse. Entretiens du Grillenbreit, (online) 3.12.2021
C. Schneeberger	S. Ghadimi, C. Schneeberger, B. Wilding, P. Zwicky: Numerical Analyses of Inclined Punching Tests IPI + IP2, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Videoconference, 08.06.2021
C. Schneeberger	S. Ghadimi, C. Schneeberger, P. Zwicky: Numerical Analyses of Increased Thickness Punching Tests ITP2R + ITP4R, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Videoconference, 08.06.2021
C. Schneeberger	S. Ghadimi, C. Schneeberger, B. Wilding, P. Zwicky: Numerical Analyses of Inclined Bending (IB) Tests, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Videoconference, 08.06.2021
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, C. Schneeberger, M. Stadler, H. Stangenberg: Numerische Simulation der induzierten Estrückerungen und des Dämpfungsverhaltens von Stahlbetonstrukturen infolge Projektilaufprall, 17. D-A-CH Tagung Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik, 16. + 17.09.2021 - Online
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, F. Riesner, C. Schneeberger: Geometrically Scaled Combined Bending and Punching Tests (GSX), Numerical Simulations of the proposed Variants for Test GSX1, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Videoconference, 07.12.2021

Autoren ENSI	Vortrag
C. Schneeberger	S. Ghadimi, C. Schneeberger, B. Wilding, P. Zwicky: Force Plate Test, GSX1, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Videoconference, 07.12.2021
C. Schneeberger	S. Ghadimi, C. Schneeberger, B. Wilding, P. Zwicky: NEX (Near Edge Impact) Blind Predictions, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Videoconference, 07.12.2021
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, F. Riesner, C. Schneeberger: Geometrically Scaled Test Series (GS) Combined Bending and Punching Tests (GSX), IMPACT IV – NEREID, 11th Technical Advisory Group Meeting, Videoconference, 08.12.2021
A. Stabilini	A. Stabilini: Neutron dosimetry using fluorescent nuclear track detectors: can they replace existing technologies? Rupprecht-Maushart-Preis, anlässlich der Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Aachen, 12.09.2021
B. Stauffer	B. Stauffer: National experience on nuclear security self-assessment during the IPPAS mission Switzerland 2018. International Seminar to Share Experience and Best Practices from Conducting IPPAS Missions, Wien, 08.12.2021
B. Stauffer	B. Stauffer: On the way to the FU mission: Expectations and realities, International Seminar to Share Experience and Best Practices from Conducting IPPAS Missions, Wien, 09.12.2021
C. von Arx	C. von Arx: Grundlagen Störfallanalysen. PSI-Kurs K310, 11.2.2021
C. von Arx	C. von Arx: Aufgaben des ENSI im Notfallschutz. PSI-Kurs K310, 11.2.2021
C. von Arx	C. von Arx: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz, Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 14.10.2021
D. Wittwer	D. Wittwer: Regulatory implications of the current pandemic: the Swiss case, IRRS Mission to Switzerland 2021. ENSI, 18. Oktober 2021

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2021)

Fett gedruckte Angaben beziehen sich auf Richtlinien, die in Kraft sind.

Nicht fett gedruckte Angaben beziehen sich auf Richtlinien, die geplant oder in öffentlicher Anhörung sind. Die Sicherungsrichtlinien sind nicht aufgeführt.

G-Richtlinien (Generelle Richtlinien)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-G01	Sicherheitstechnische Klassierung für bestehende Kernkraftwerke	Januar 2011
ENSI-G02	Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke	August 2019 Änderung vom 16.12.2021
ENSI-G03	Geologische Tiefenlager	Dezember 2020
ENSI-G05	Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung	Oktober 2021
ENSI-G07	Organisation von Kernanlagen	Juli 2013
ENSI-G08	Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	Juni 2015 Änderung vom 16.12.2021
ENSI-G09	Betriebsdokumentation	Juni 2014 Änderung vom 19.08.2019
ENSI-G11	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	Juni 2013 (Revision 2)
ENSI-G12	Anlageninterner Strahlenschutz	September 2021
ENSI-G13	Messmittel für ionisierende Strahlung	Oktober 2015 Änderung vom 01.10.2021
ENSI-G14	Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe aus Kernanlagen	Dezember 2009 (Revision 1)
ENSI-G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen	November 2010 Änderung vom 16.09.2021
ENSI-G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
ENSI-G17	Stilllegung von Kernanlagen	April 2014 Änderung vom 16.09.2021
ENSI-G18	Brand- und Blitzschutz für alle Kernanlagen	
ENSI-G20	Reaktorkern, Brennelemente und Steuerelemente: Auslegung und Betrieb	Februar 2015
ENSI-G21	Qualitätssicherung bei der Projektierung und Bauausführung von Bauwerken in Kernanlagen	
ENSI-G23	Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen	Oktober 2021

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-A01	Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen	September 2018 (Berichtigung vom 22.01.2020)
ENSI-A03	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	Oktober 2014 Änderung vom 10.10.2018
ENSI-A04	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	September 2009 (Revision 1) Änderung vom 16.09.2021
ENSI-A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang	Januar 2018
ENSI-A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	November 2015
ENSI-A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	Februar 2010

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-B01	Alterungsüberwachung	August 2011
ENSI-B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	Juni 2015 (Revision 5) Änderung vom 16.02.2021
ENSI-B03	Meldungen der Kernanlagen	Juli 2021
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 Dosen 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 Änderung vom 01.10.2021

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
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
Nuklearsicherheits-
inspektorat ENSI
CH-5201 Brugg**

**+41 (0)56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch**

© ENSI, April 2022

Zusätzlich zu diesem
Erfahrungs- und
Forschungsbericht
informiert das ENSI in
weiteren jährlichen
Berichten (Aufsichtsbe-
richt, Strahlenschutz-
bericht) aus seinem
Arbeits- und Aufsichts-
gebiet.

**ENSI-AN-11284
ISSN-PRINT: 1664-3151
ISSN-WEB: 1664-3178**

ENSI
Industriestrasse 19
5201 Brugg
Schweiz

+41 56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch