

ERFAHRUNGS- UND FORSCHUNGSBERICHT 2023

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 2023

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

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2023

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

Research and Experience Report 2023

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

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	9
Summary	13

1. Regulatorische Sicherheitsforschung **17**

1.1 Brennstoffe und Materialien **18**

1.1.1	NEA FIDES – «Framework for Irradiation Experiments»	18
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-II – «Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation»	27
1.1.6	PIONIC II – «Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration»	30
1.1.7	INOWAC – «Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials»	33
1.1.8	PROACTIV II – «Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants»	36
1.1.9	NEA SMILE – «Studsvik Material Integrity Life Extension Project»	40

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 **47**

1.3.1	IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	47
1.3.2	Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst	50
1.3.3	Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen	54

1.4 Menschliche Faktoren **57**

1.4.1	ROES-II – «Reliability of Operators in Emergency Situations»	57
1.4.2	Verantwortung – Verantwortungsvolle Entscheidungsfindung im Bereich der nuklearen Sicherheit	59

1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe **62**

1.5.1	STARS – «Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland»	62
1.5.2	JEFFEAT – «Complementary Studies on Nuclear Fuel Thermo-Mechanics and Neutronics»	66
1.5.3	NEA RBHT – «Rod Bundle Heat Transfer»	67
1.5.4	Deterministische Analyse der Wirksamkeit von Handmassnahmen bei Ereignissen im Mitte-Loop-Betrieb mit fortschrittlichen Methoden	69
1.5.5	COMPARE – «Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments»	71
1.5.6	MSWI – «Melt-Structure-Water-Interactions: Late Phase Severe Accident Phenomena»	73
1.5.7	NEA PANDA – «Experiments Addressing Complex Safety Issues for Current Water Reactors and Small Modular Reactors»	75

1.6 Strahlenschutz **78**

1.6.1	Strahlenschutzforschung	78
1.6.2	«Development of a Compact Nanodosimeter and Nanodosimetric Based Biophysical Models of Radiation Action and its Impact for Radiation Protection»	81
1.6.3	«Metabolomic Signature of Patients Undergoing Radiotherapy: Can We Quantify Radiation Exposure Biologically?»	83

1.7 Entsorgung	85
1.7.1 Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern	85
1.7.2 DRYstars – «Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland»	87
1.7.3 Experimente im Felslabor Mont Terri	89
1.7.4 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche	92
1.7.5 Felslabor Mont Terri: FS-B-Experiment – Folgen der Aktivierung einer Störung	97
1.7.6 Felslabor Mont Terri: PD-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen	98
1.7.7 Felslabor Mont Terri: ML-Experiment – Differenzierung von Diskontinuitäten und Deformation in Tongesteinen mit Hilfe von maschinellen Lernroutinen	100
1.7.8 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment – Untersuchung eines geschichteten hydraulischen Dichtelements	101
1.7.9 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen	104
1.7.10 Felslabor Mont Terri: DR-C-Experiment – Diffusion in einem Wärmegradienten	107
1.7.11 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston	109
1.7.12 DECOVALEX-2023	111
1.7.13 BenVaSim II – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH2M-Simulatoren	115
1.7.14 Forschung im Rahmen des «NEA Clay Club»	118
1.7.15 «Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel»	120
1.7.16 ICDP DOVE – «Drilling Overdeepened Alpine Valleys»	123
1.7.17 Stochastisch-mechanische Analyse geologischer Strukturen	128
2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	133
2.1 Frankreich – Spannungsrisskorrosion (INES 2)	134
3. Internationale Zusammenarbeit	137
3.1 Internationale Übereinkommen	138
3.2 Multilaterale Zusammenarbeit	141
3.3 Behördenorganisationen	151
3.4 Bilaterale Zusammenarbeit	154
3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit	156
4. Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht	159
4.1 Neuauflage der Richtlinie ENSI-G07: «Organisation von Kernanlagen»	159
4.2 Revision der Richtlinie ENSI-B03: «Meldungen der Kernanlagen»	159
5. Strategie und Ausblick	161
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	164
Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien	377
Anhang C: Publikationen 2023	382
Anhang D: Richtlinien des ENSI	384

Einleitung

Das 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» einsehbar.

■ 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 aufsichtlichen Tätigkeiten im Transport- und Entsorgungsbereich.

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

■ 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 allein nicht erzielt werden könnten, und unterstützen die länderübergreifende Vernetzung. Dies sind unverändert die wichtigsten Ziele der neuen, im Jahr 2023 vom ENSI-Rat verabschiedeten Forschungsstrategie (ENSI-AN-11594, Mai 2023; www.ensi.ch/de/dokumente/ensi-forschungsstrategie-2023/).

Inhaltlich wurde das Forschungsprogramm dagegen teilweise neu ausgerichtet. Die Strategie gibt nun folgende Themenkomplexe vor, welche in den kommenden Jahren im Zentrum der Forschungsaktivitäten des ENSI stehen sollen (Reihenfolge impliziert keine Priorisierung):

- Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke, insbesondere Fragen der Alterung von Materialien,
- Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen,
- Entsorgungsfragen zur Realisierung der geologischen Tiefenlagerung inklusive der Verpackungsanlage sowie zur langfristigen Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen,
- Strahlenexposition von Menschen und Umwelt.

Aus den insgesamt sieben Themenbereichen der regulatorischen Sicherheitsforschung sind für 2023 folgende Entwicklungen hervorzuheben:

1. Der Bereich **Brennstoffe und Materialien** betrifft den Reaktorkern und die gestaffelten Barrieren für den Einschluss der

radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf erhöhten Abbränden und Störfallverhalten von gängigen wie auch von neu entwickelten Brennstoffen. Im Falle der Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse und deren Folgen im Mittelpunkt. Forschende des Paul Scherrer Instituts (PSI) schlossen im Berichtsjahr das Projekt ZINC ab. Sie konnten zeigen, dass relativ hoch dosierte Einspeisungen von Zink ins Kühlmittel die Initiierung und das Wachstum von Spannungskorrosionsrissen in bestimmten Strukturmaterialien verlangsamen. Die Thematik wird im Anschlussprojekt INOWAC mit tieferen Zinkkonzentrationen und teils kombiniert mit Platinzugaben weitergeführt.

2. Die Projekte der «Nuclear Energy Agency» (NEA) zu **internen Ereignissen und Schäden** fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Schäden an Komponenten sowie Störfälle in Kernkraftwerken. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, mit denen die Betriebserfahrungen aus zahlreichen Ländern systematisch ausgewertet werden. Die Datenbank NEA FIRE trug 2023 zu einer Veröffentlichung bei, welche gemeinsam mit einem anderen NEA-Projekt erarbeitet wurde. Sie beschäftigt sich mit der Simulation eines Kabelbrands, verglichen mit einem realen Brandereignis und Experimenten, und verbessert die Bestimmung dafür erforderlicher Parameter.
3. Erdbeben und Flugzeugabstürze sind **externe Ereignisse**, mit denen sich die vom ENSI unterstützte Forschung befasst. Im Projekt IMPACT IV – NEREID vollendete das finnische Forschungsinstitut VTT im Berichtsjahr eine neue Versuchseinrichtung für den Aufprall von Projektilen auf Stahlbetonplatten. Damit kann der Absturz von Flugzeugen auf Kernanlagen in noch grösserem Massstab als bisher analysiert werden. Erste Tests wurden erfolgreich durchgeführt, zeigten aber

- noch Verbesserungsbedarf insbesondere bei den verwendeten Projektilen.
4. Bei den **menschlichen Faktoren** geht es einerseits traditionell um den Einfluss von Operateurhandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken und deren Modellierung in der probabilistischen Sicherheitsanalyse. Andererseits werden neu auch ethische Fragen beleuchtet. So unterstützt das ENSI eine seit September 2023 laufende Doktorarbeit an der Universität Luzern. Sie soll die verantwortungsvolle Entscheidungsfindung im Bereich der nuklearen Sicherheit untersuchen, dies sowohl bei den vom ENSI Beaufsichtigten als auch beim ENSI selbst.
 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. Das PSI lancierte Mitte 2023 das Projekt JEFFEAT, um mit einem neu entwickelten Rechenprogramm sicherheitsrelevante Aspekte des Brennstoff-Verhaltens im Normalbetrieb wie auch bei Störfällen noch genauer modellieren zu können.
 6. Die Forschungsarbeiten im **Strahlenschutz** betreffen einerseits anwendungsorientierte Themen von der Strahlenmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Zudem baute das ENSI in den letzten Jahren die Thematik der biologischen Auswirkungen ionisierender Strahlung aus. In dem 2022 begonnenen Projekt am Inselspital Bern werden Blut- und Urinproben von Radiotherapie-Patientinnen analysiert mit dem Ziel, den Umfang einer Strahlenexposition messbar zu machen. Im Berichtsjahr wurden Stoffwechsel-Produkte identifiziert, die dafür in Frage kommen.
 7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch ihr vorgelagerte Schritte

wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Das an der Universität Bayreuth laufende Projekt Z88ENSI entwickelt schrittweise ein Simulationsprogramm, mit dem die Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern berechnet werden können. In der Ende 2023 abgeschlossenen Phase wurde das Programm so erweitert, dass nun auch die Temperaturen an den Schachtwänden des Tragkorbs und den Hüllrohren der darin befindlichen Brennelemente kalkuliert werden können.

Das ENSI war im Berichtsjahr an neun Experimenten im Felslabor Mont Terri beteiligt, welches unverändert für die Erforschung der Eigenschaften des Opalinustons zentral bleibt. Mit dem 2023 abgeschlossenen PF-Experiment konnte die Entwicklung von Verbrüchen in aufgefahrenen Stollen mit bisher ungekanntem Detaillierungsgrad verfolgt werden. Neu gestartet wurde dagegen das ML-Experiment; in diesem sollen maschinelle Lernroutinen genutzt werden, um Fotos von Gesteinsoberflächen im Hinblick auf geologische Strukturen effizient zu analysieren. Das internationale Forschungsprogramm DECOVALEX beendete seine seit 2020 laufende achte Phase wie geplant im Berichtsjahr. Die darin durchgeführten Vergleichsrechnungen zu Prozessen im Umfeld eines geologischen Tiefenlagers haben deren Verständnis wie auch die Fähigkeiten zu deren Modellierung weiter verbessert. Das ENSI war für die Leitung eines der Teilprojekte verantwortlich und beteiligt sich auch an der nächsten, bis 2027 laufenden Phase. Schliesslich wurde an der Universität in Cergy nahe Paris eine Dissertation abgeschlossen, in welcher die Spannungszustände in der Erdkruste der Nordschweiz betrachtet wurden. Mittels Modellierungen konnten Einblicke in mögliche zukünftige tektonische Bewegungen an den Standortgebieten für ein geologisches Tiefenlager gewonnen werden.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen können konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsbedarf bei Auslegung und Betrieb liefern. Über relevante Vorkommnisse in Schweizer Kernanlagen berichtet das ENSI im Aufsichtsbericht und auf seiner Website. Der vorliegende Bericht geht jeweils auf lehrreiche ausländische Vorkommnisse ein. Sie werden analysiert, um ihre Relevanz für Schweizer Kernanlagen zu überprüfen und bei Bedarf Verbesserungsmaßnahmen abzuleiten.

Im Jahr 2021 wurden erstmals in einem französischen Kernkraftwerk Anzeigen aufgrund von Spannungsrisskorrosion an Schweissnähten festgestellt. Bereits im Jahr 2022 wurden in allen Schweizer Kernkraftwerken diesbezüglich Untersuchungen durchgeführt. Im Berichtsjahr wurden aufgrund neuer Erkenntnisse aus Frankreich zusätzliche Überprüfungen vorgenommen. Vergleichbare Befunde wurden hier nicht festgestellt.

Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI arbeitet intensiv mit ausländischen Aufsichtsbehörden und internationalen Organisationen zusammen. Die wichtigsten davon sind die Internationale Atomenergie-Agentur 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.

Ein wichtiges Ereignis im Berichtsjahr war die im März in Wien durchgeführte kombinierte achte und neunte reguläre Überprüfungskonferenz zur «Convention on Nuclear Safety» (CNS). Die CNS zielt auf einen hohen Standard der nuklearen Sicherheit in Kernkraftwerken weltweit ab. Bedingt durch die Corona-Pandemie war diese Konferenz die

erste seit 2017 und fasste die Beurteilung zweier seither eingereichter Länderberichte zusammen. Die Expertinnen und Experten der zuständigen Ländergruppe bestätigten, dass die Schweiz die Bestimmungen der Konvention erfüllt. Als positiv hoben sie insbesondere die Art und Weise der Förderung der regulatorischen Sicherheitsforschung durch den Bund hervor. Auf der anderen Seite wiesen sie darauf hin, dass der zukünftige Kompetenzerhalt im Bereich der nuklearen Sicherheit und Sicherung eine ernst zu nehmende Herausforderung für die Schweiz darstellt.

Am Rande der IAEA-Generalkonferenz im September ernannte Generaldirektor Rafael M. Grossi ENSI-Direktor Marc Kenzelmann zum Präsidenten der «IAEA Commission on Safety Standards» (CSS) für die kommenden vier Jahre. Die CSS ist ein ständiges Gremium der IAEA und diskutiert wichtige Themen der Nuklear-, Strahlen-, Transport- und Abfallsicherheit sowie des Notfallschutzes. Ihre wichtigste Funktion ist die Verabschiedung der IAEA Safety Standards. Der CSS arbeiten fünf Fachausschüsse mit Expertinnen und Experten der Mitgliedstaaten zu.

Im Oktober und November fand in der Schweiz eine Nachfolgeveranstaltung des «Integrated Physical Protection Advisory Service» (IPPAS) zur Mission aus dem Jahre 2018 statt. Das IPPAS-Programm der IAEA ist ausgerichtet auf die Sicherung von Kernanlagen und Kernmaterialien. Die Mission im Berichtsjahr konzentrierte sich auf die nationalen Grundlagen und Massnahmen zum Schutz von Kernanlagen, Kernmaterialien und radioaktiven Stoffen vor unbefugten Eingriffen. Das ENSI leitete die Organisation der Veranstaltung in Abstimmung mit den Bundesämtern für Gesundheit BAG und Energie (BFE). Die internationalen Expertinnen und Experten kamen zum Schluss, dass die Schweiz über ein starkes nukleares Sicherheitsregime verfügt, gaben aber auch Empfehlungen für weitere Verbesserungen ab.

Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des Regelwerks wurde 2023 weitergeführt mit folgenden Anpassungen:

- ENSI-G07: «Organisation von Kernanlagen»
(Neuausgabe);
- ENSI-B03: «Meldungen der Kernanlagen»
(Revision).

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 de façon inchangée les principaux objectifs de la nouvelle stratégie de recherche adoptée par le conseil de l'IFSN en 2023 (ENSI-AN-11594, mai 2023; www.ensi.ch/fr/documents/strategie-de-recherche-de-lifsn-2023/).

En revanche, le contenu du programme de recherche a connu partiellement une nouvelle réorientation. La stratégie prescrit désormais les thématiques suivantes, qui doivent être au cœur des activités de recherche de l'IFSN dans les prochaines années (les thématiques ne sont pas mentionnées ici par ordre de priorité):

- Exploitation à long terme des centrales nucléaires, en particulier les questions du vieillissement des matériaux;
- Impacts des séismes sur les bâtiments, les systèmes et les composants des installations nucléaires;
- Questions portant sur la gestion des déchets en vue de la réalisation de dépôts en couches géologiques profondes avec installation de conditionnement et du stockage à sec de longue durée des assemblages combustibles usés;
- Exposition des personnes et de l'environnement aux rayonnements ionisants.

Parmi les sept domaines thématiques de la recherche réglementaire en sécurité nucléaire, les évolutions suivantes peuvent être mises en évidence pour 2023:

1. Le domaine **combustibles et matériaux** traite du cœur du réacteur et des défenses en profondeur destinées au confinement des matières radioactives. Les taux de combustion accrus et le comportement de défaillance de combustibles courants, mais aussi de nouveaux, font l'objet d'une attention particulière. Dans le cas des matériaux structurels, ce sont les processus de vieillissement et leurs conséquences qui sont au centre de l'attention. Des chercheurs de l'Institut Paul Scherrer PSI ont achevé le projet ZINC au cours de l'année sous revue. Ils ont pu montrer que des injections de zinc à des doses relativement élevées dans le liquide de refroidissement ralentissaient l'amorce et la croissance de fissures par corrosion sous contrainte dans certains matériaux des structures. Cette thématique sera poursuivie dans le projet suivant INOWAC avec des concentrations de zinc plus faibles et en partie combinées à des ajouts de platine.
2. Les projets de l'AEN (Nuclear Energy Agency) sur les **événements et dommages internes** promeuvent l'échange international d'expériences sur les dommages subis par les composants et les défaillances dans des centrales nucléaires. 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. La base de données NEA FIRE a contribué à une publication en 2023, élaborée en collaboration avec un autre projet AEN. Elle porte sur la simulation d'un incendie de câble, comparée à un incendie réel et à des expériences, et améliore la détermination des paramètres nécessaires à cet effet.
3. Les séismes et les chutes d'avions constituent des **événements externes** traités par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. Dans le cadre du projet IMPACT IV – NEREID, l'institut de recherche finlandais VTT a achevé durant l'année sous revue un nouveau dispositif de test de l'impact

de projectiles sur des plaques de béton armé. Ce dispositif permet d'analyser la chute d'avions sur des installations nucléaires à une échelle encore plus grande que jusqu'à présent. Les premiers tests ont été réalisés avec succès, mais ont montré que des améliorations étaient encore nécessaires, notamment en ce qui concerne les projectiles utilisés.

4. Dans le domaine **des facteurs humains**, il s'agit d'une part d'étudier l'influence des actions menées par les opérateurs sur les défaillances pouvant se produire dans une centrale nucléaire et de leur modélisation dans l'analyse probabilistique de sécurité; d'autre part, de mettre désormais en lumière des questions éthiques. Ainsi, l'IFSN soutient une thèse de doctorat en cours depuis septembre 2023 à l'Université de Lucerne. Elle doit étudier la prise de décision responsable dans le domaine de la sécurité nucléaire, aussi bien chez les personnes surveillées par l'IFSN que chez l'IFSN elle-même.
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 constituent aussi les principes de base de la détermination quantitative du risque présenté par une installation dans les analyses de sécurité probabilistes. Le PSI a lancé le projet JEFFEAT au milieu de l'année 2023, afin de pouvoir modéliser de manière plus précise les aspects du comportement du combustible liés à la sécurité, tant en fonctionnement normal qu'en cas de défaillance, grâce à un nouveau programme de calcul.
6. Les travaux de recherche dans le domaine de la **radioprotection** cernent des thèmes de la radioprotection orientés sur les applications, la mise au point de nouvelles méthodes d'analyse applicables aux radionucléides, en passant par l'aéroradiométrie. En outre, ces dernières années, l'IFSN a développé la thématique

des effets biologiques des rayonnements ionisants. Dans le cadre du projet entamé en 2022 à l'Hôpital universitaire de Berne, des échantillons de sang et d'urine de patientes ayant subi une radiothérapie sont analysés dans le but de rendre mesurable l'ampleur d'une exposition aux rayonnements. Au cours de l'année sous revue, des produits du métabolisme entrant en ligne de compte ont été identifiés.

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 Z88ENSI en cours à l'Université de Bayreuth développe progressivement un programme de simulation permettant de calculer les flux de chaleur dans les conteneurs de transport et d'entreposage. Dans la phase qui s'est achevée fin 2023, le programme a été étendu de manière à pouvoir calculer également les températures sur les parois du fût de la nacelle porteuse et sur les gaines des assemblages combustibles qui s'y trouvent. Au cours de l'année sous revue, l'IFSN a participé à neuf expériences dans le laboratoire souterrain Mont Terri, qui est toujours central pour l'étude des propriétés de l'argile à Opalinus. L'expérience PF achevée en 2023 a permis de suivre l'évolution des fractures dans les galeries creusées avec un niveau de détail inédit. En revanche, l'expérience ML vient d'être lancée; elle vise à utiliser des routines d'apprentissage automatique pour analyser efficacement des photos de surfaces rocheuses et de structures géologiques. La huitième phase du programme international de recherche DECOVALEX, en cours depuis 2020, s'est achevée comme prévu durant l'année sous revue. Les calculs comparatifs effectués sur les processus dans l'environnement d'un dépôt en couches géologiques profondes ont permis d'améliorer la compréhension et les capacités de modélisation de ces processus. L'IFSN était responsable

de la direction de l'un des sous-projets et participe également à la prochaine phase, qui durera jusqu'en 2027.

Enfin, une thèse de doctorat a été achevée à l'Université de Cergy près de Paris, dans laquelle les états de tension dans la croûte terrestre du nord de la Suisse ont été examinés. Des modélisations ont permis d'obtenir un aperçu des futurs mouvements tectoniques possibles dans les sites d'implantation d'un dépôt en couches géologiques profondes.

Évènements instructifs survenus dans des installations à l'étranger

Des évènements dans des installations nucléaires peuvent fournir des indications concrètes sur les points faibles et les possibilités d'amélioration en matière de dimensionnement et de fonctionnement. Le Rapport annuel de surveillance et le site Internet de l'IFSN traitent des évènements importants survenus dans des centrales nucléaires suisses. Le présent rapport relate également des évènements 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.

En 2021, des signes de fissures par corrosion sous contrainte au niveau des soudures ont été pour la première fois constatés dans une centrale nucléaire française. Déjà en 2022, des examens ont été menés dans toutes les centrales nucléaires suisses dans ce domaine. Au cours de l'année sous revue, suite à de nouvelles connaissances obtenues en France, des contrôles supplémentaires ont été effectués. Des constats comparables n'ont pas été faits ici.

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 de l'énergie atomique AIEA, l'Agence pour l'énergie nucléaire AEN de l'Organisation de coopération et de développement écono-

miques OECD, la Western European Nuclear Regulators Association WENRA, ainsi que les commissions bilatérales créées avec les Etats voisins. Les objectifs les plus importants poursuivis par l'IFSN sont l'amélioration constante de la sécurité et de la sûreté nucléaire, ainsi que le renforcement de la surveillance de l'activité nucléaire en Suisse grâce à la participation active à l'échange d'informations et d'expériences au niveau international.

L'un des évènements majeurs de l'année sous revue a été la tenue à Vienne, en mars, de la huitième et la neuvième réunion d'examen de la Convention sur la sûreté nucléaire (CSN). La CSN a pour objectif d'assurer un niveau élevé de sécurité nucléaire dans les centrales nucléaires du monde entier. En raison de la pandémie de COVID-19, cette réunion était la première depuis 2017 et résumait l'évaluation de deux rapports nationaux remis depuis lors. Les expertes et experts du groupe de pays compétent ont confirmé que la Suisse remplissait les dispositions de la convention. Ils ont notamment évalué positivement le mode de promotion de la recherche réglementaire en sécurité nucléaire par la Confédération. D'un autre côté, ils ont souligné que le maintien futur des compétences dans le domaine de la sécurité et de la sûreté nucléaires constituait un défi à prendre au sérieux pour la Suisse.

En marge de la conférence générale de l'AIEA en septembre, le directeur général Rafael M. Grossi a nommé le directeur de l'IFSN Marc Kenzelmann président de la Commission on Safety Standards (CSS) de l'AIEA pour les quatre prochaines années. La CSS est un organe permanent de l'AIEA et discute de questions importantes dans les domaines de la sécurité nucléaire, de la radioprotection, de la sécurité des transports et des déchets, ainsi que de la protection en cas d'urgence. Sa principale fonction est d'adopter les normes de sécurité (Safety Standards) de l'AIEA. La CSS est assistée par cinq comités techniques composés d'expertes et d'experts des Etats membres.

En octobre et novembre, la Suisse a accueilli une réunion de suivi de la mission de 2018

du Service consultatif international sur la protection physique (IPPAS). Le programme IPPAS de l'AIEA est axé sur la sûreté des installations et des matières nucléaires. La mission de l'année sous revue s'est concentrée sur les bases et les mesures nationales pour la protection des installations nucléaires, des matières nucléaires et des substances radioactives contre les interventions non autorisées. L'IFSN a dirigé l'organisation de la réunion en accord avec l'Office fédéral de santé publique (OFSP) et de l'énergie (OFEN). Les expertes et experts internationaux sont arrivés à la conclusion que la Suisse disposait d'un régime de sûreté nucléaire solide, mais ont également émis des recommandations pour de nouvelles améliorations.

Modification des fondements juridiques de la surveillance nucléaire

L'actualisation de la réglementation s'est poursuivie en 2023 avec les adaptations suivantes:

- ENSI-G07: « Organisation des installations nucléaires » (nouvelle édition);
- ENSI-B03: « Notification des installations nucléaires » (révision).

Summary

Regulatory Safety Research

Projects in the ENSI Research Programme help to clarify outstanding issues, establish fundamentals and develop 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. Unchanged, these remain the most important objectives of the new research strategy approved by the ENSI Board in 2023 (ENSI-AN-11594, May 2023; www.ensi.ch/en/documents/ensi-research-strategy-2023/).

In contrast, the content of the research programme has been partially realigned. The strategy now specifies the following subject areas, which will be at the centre of ENSI's research activities over the coming years (the order does not imply any particular priority):

- long-term operation of nuclear power plants, especially matters relating to material ageing;
- effects of earthquakes on buildings, systems and components of nuclear installations;
- waste disposal issues relating to the construction of deep geological repositories, including the encapsulation plant and long-term dry storage of spent fuel elements;
- radiation exposure of humans and the environment.

Out of the total of seven subject areas of the regulatory safety research, the following developments are worthy of highlighting for 2023:

1. The **Fuel and Materials** sector covers the reactor core and the defence-in-depth barrier system used for the containment of 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. Where structural

materials are concerned, the focus is on ageing processes and their consequences. During the reporting year, researchers from the Paul Scherrer Institute PSI completed the ZINC project. They were able to show that relatively high zinc dosing levels in the coolant slowed down the initiation and growth of stress corrosion cracks in certain structural materials. This subject area will be further investigated in the follow-on project, INOWAC, using lower zinc concentrations but also partly combined with platinum.

2. Projects conducted under the auspices of the Nuclear Energy Agency (NEA) relating to **internal events and damage** encourage the international exchange of experience on damage to components and accidents in nuclear power plants. Subject-specific databases are being created for this purpose and used to facilitate the systematic analysis of operating experience from many countries. In 2023, the NEA FIRE database contributed to a publication, which was compiled in conjunction with another NEA project. This related to the simulation of a cable fire, compared to a real fire event and experiments, and improves the determination of the necessary parameters.
3. Research supported by ENSI addressed **external events** in the form of earthquakes and aircraft crashes. In the reporting year, the Finnish research institute VTT completed a new test facility for impacts of projectiles on reinforced concrete slabs as part of the project IMPACT IV – NEREID. Using the facility, it is possible to analyse the crashing of aircraft into nuclear installations at a larger scale than previously possible. Initial tests were successfully carried out, but still indicated a need for improvement, especially in respect of the projectiles used.
4. On the one hand **human factors** traditionally relate to the influence of operator actions on accidents in nuclear power plants and their modelling in probabilistic safety

analyses. On the other hand, in a new approach, ethical issues are now also being examined. In this respect, ENSI has been sponsoring a PhD student at the University of Lucerne since September 2023 whose thesis will be on this subject. It will investigate responsible decision-making in the area of nuclear safety, both at the level of the parties regulated by ENSI and in respect of ENSI itself.

5. **System behaviour and accident sequences** in nuclear power plants are analysed 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. In the middle of 2023, the PSI launched the JEFFEAT project in order to model safety-relevant aspects of fuel behaviour during normal operation as well as during accidents.
6. The scope of research activities into **radiological protection** extends from the application-relevant subjects of radiation-measurement techniques, through to aerial radiometrics and the development of new analytical methods for radionuclides. In addition, in recent years, ENSI has expanded research into the subject of the biological effects of ionising radiation. In a project at the Inselspital Bern, commenced in 2022, blood and urine samples from radiotherapy patients are analysed with the aim of measuring the extent of radiation exposure. Metabolic products potentially suitable for this purpose were identified during the reporting year.
7. Research into **waste disposal** not only covers deep geological repositories, but also the upstream steps, such as transport and interim storage of radioactive waste. Project Z88ENSI, currently being carried out at the University of Bayreuth, is progressively developing a simulation programme to calculate heat flows in transport and storage containers. During the project phase completed at the end of 2023, the programme was expanded so that the tem-

peratures at the shaft walls of the fuel basket and the cladding of the fuel elements contained within it can be calculated.

During the reporting year, ENSI was involved in nine experiments at the Mont Terri Rock Laboratory, which remains a vital cog in the research into the properties of opalinus clay. Thanks to the PF experiment, which was completed in 2023, it has been possible to track the development of overbreaks in excavated drifts with a previously unknown level of detail. In contrast to this, the new ML experiment has been started and will use machine learning routines to analyse photographs of rock surfaces for analysing geological structures in an efficient manner.

Also in the reporting year, the DECOVALEX international research programme completed its eighth phase, running since 2020, as scheduled. The benchmark calculations dealing with processes in the vicinity of a deep geological repository have further improved the understanding of the processes as well as improving capabilities for their modelling. ENSI was responsible for the management of one of the sub-projects and will also be participating in the next phase, which will run until 2027.

Lastly, at the University of Cergy near Paris, a student has completed his dissertation on stress fields in the earth's crust in northern Switzerland. Computer modelling has been used to gain insights into possible future tectonic movements at the site areas for a deep geological repository.

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. Relevant events in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Oversight Report and on the ENSI 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.

In 2021, indications that are caused by stress corrosion cracking in welds have been detected at a French nuclear power plant for the first time. Already in 2022, investigations concerning this matter have been carried out in all Swiss nuclear power plants. During the reporting year, as a result of new findings from France, additional investigations have been conducted. Up until now, no comparable findings have arisen here.

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 nuclear regulation in Switzerland by actively contributing to transnational exchanges of information and experience.

An important event during the reporting year was the combined Eight and Ninth Review Meeting of the Convention on Nuclear Safety (CNS), which was held in Vienna in March. The CNS aims to achieve a high standard of nuclear safety in nuclear power plants all over the world. As a result of the COVID pandemic, this was the first meeting since 2017 and it combined the assessment of two national reports that had been submitted since then. Experts from the relevant country group confirmed that Switzerland complies with the provisions of the Convention. In particular, they highlighted the way in which the Federal Government promotes regulatory safety research. However, they did point out that future skills retention in the area of nuclear safety and security represents a serious challenge for Switzerland.

On the fringe of the IAEA General Conference in September, Director General Rafael M. Grossi appointed ENSI Director General Marc Kenzelmann President of the IAEA

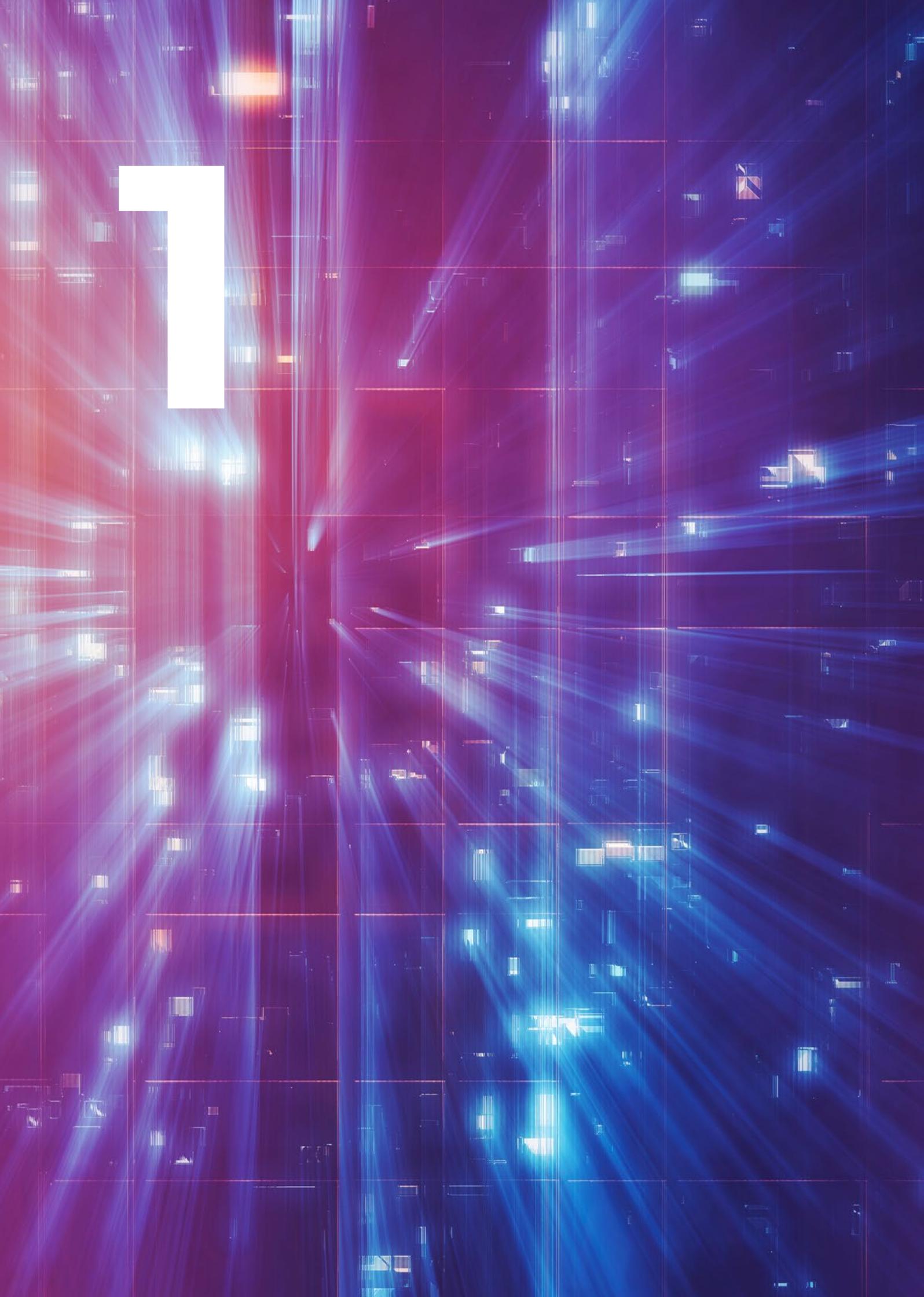
Commission on Safety Standards (CSS) for the next four years. The CSS is a permanent body within the IAEA and discusses important topics in the areas of nuclear, radiation, transport and waste safety, as well as in the area of emergency preparedness. Its most important function is the adoption of the IAEA Safety Standards. The CSS is supported by five expert committees with specialists drawn from the member states.

In October and November, a follow-up mission of the Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS) took place in Switzerland; this concludes the cycle initiated by the 2018 mission. The IPPAS programme of the IAEA is aimed at the security of nuclear installations and materials. The mission carried out in the reporting year focused on the national foundations and measures in place for the protection of nuclear installations, nuclear materials and radioactive substances against unauthorised access. ENSI was responsible for organising the mission in coordination with the Swiss Federal Office of Public Health (FOPH) and the Swiss Federal Office of Energy (SFOE). International experts concluded that Switzerland has a strong nuclear security regime, however, they also made recommendations for further improvements.

Changes to the legal principles underlying nuclear surveillance

Updating of the system of regulations continued in 2023 with the following adaptations:

- ENSI-G07: "The Organisation of Nuclear Installations" (new edition);
- ENSI-B03: "Notifications by the Nuclear Installations" (revision).



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».

Der ENSI-Rat verabschiedete im Berichtsjahr eine aktualisierte Forschungsstrategie (ENSI-AN-11594, Mai 2023, abrufbar unter www.ensi.ch) für das ENSI. Die Strategie definiert insbesondere die Ziele des ENSI-Forschungsprogramms und davon abgeleitete Kriterien für Projekte. Die Ziele für Forschungsprojekte bleiben unverändert:

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 beziehungsweise weiterentwickeln, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben braucht, zum Beispiel für die Erstellung von Richtlinien, für die Entwicklung von Rechenprogrammen für Sicherheitsanalysen und für konkrete Entscheide des ENSI. Für die Priorisierung von Projekten ist dieser Punkt besonders wichtig.
3. Sie sollen den Kompetenzerhalt und die Kompetenzerweiterung beim ENSI fördern, in zweiter Linie auch bei den Expertinnen und Experten des ENSI.
4. In Fachbereichen, in denen das ENSI externe Gutachten heranzieht, sollen sie zu einer unabhängigen Expertise beitragen, die potenzielle Interessenkonflikte vermeidet.
5. Sie sollen die internationale Vernetzung des ENSI auf Fachebene fördern.

6. Die Begleitung von Forschungsprojekten als abwechslungsreiche Tätigkeit zur Gewinnung neuer Erkenntnisse soll die Attraktivität des ENSI insbesondere für jüngere und hoch qualifizierte Mitarbeitende erhöhen.

Dagegen wurden Änderungen bei der thematischen Ausrichtung des Programms vorgenommen. Die Strategie gibt neu folgende Themenkomplexe vor, welche in den kommenden Jahren voraussichtlich im Zentrum der Forschungsaktivitäten des ENSI stehen werden (Reihenfolge impliziert keine Priorisierung):

- Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke, insbesondere Fragen der Alterung von Materialien,
- Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen,
- Entsorgungsfragen zur Realisierung der geologischen Tiefenlagerung inklusive der Verpackungsanlage sowie zur langfristigen Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen sowie
- Strahlenexposition von Menschen und Umwelt.

Für jeden dieser Themenkomplexe beschreibt die Forschungsstrategie zudem die wichtigsten Herausforderungen in den kommenden fünf bis zehn Jahren.

Jedes Forschungsprojekt im Programm «Regulatorische Sicherheitsforschung» wird durch (mindestens) eine Person aus dem jeweiligen Fachgebiet des ENSI begleitet. Dadurch fliessen die gewonnenen Erfahrungen in die Aufsichtstätigkeit ein. Im vorliegenden Kapitel fassen die Projektbegleiterinnen und Projektbegleiter die Forschungsergebnisse des Berichtsjahres für die interessierte Öffentlichkeit zusammen. Vor allem bei den umfangreicheren Projekten liegen zudem ausführlichere Berichte der Forschenden in englischer Sprache vor, die sich hauptsächlich an Fachleute richten (siehe Anhang A).

1.1 Brennstoffe und Materialien

Dieser Forschungsbereich beschäftigt sich mit dem Reaktorkern und 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 Brennstabhüllrohren stehen deshalb die Anforderungen während des Normalbetriebs und während Auslegungstörfällen im Mittelpunkt. Bei den wenigen nicht austauschbaren Komponenten des Primärkreislaufs, vor allem dem Reaktordruckbehälter und dem Sicherheitsbehälter (Containment), sind insbesondere 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 Reaktoren Bestrahlungsexperimente ausgeführt werden

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel, Reiner Mailänder

Einleitung

NEA FIDES («Framework for Irradiation Experiments») ist ein grossangelegtes internationales Forschungsvorhaben zur Durchführung von Bestrahlungsexperimenten unter Reaktorbedingungen (in-pile). Es soll die Forschungsarbeiten fortsetzen, die am Halden-Reaktor in Norwegen liefen, bis dieser im Jahre 2018 stillgelegt wurde. 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 Thema-

tik wird als sogenanntes «Joint Experimental Programme» (JEEP) von einem eigenen Konsortium getragen und erhält zusätzliche Mittel aus einem Gesamtbudget. In dieses zahlen alle Teilnehmenden ein und bestimmen über die Verwendung der Mittel im Rahmen des sogenannten «Governing Board», eine Art Verwaltungsrat.

In die erste dreijährige Projektphase ab April 2021 wurden zunächst Versuche zum Brennstoffverhalten an vier Reaktoren in Tschechien (Abbildung 1), Belgien, Russland und den USA aufgenommen. Nach und nach werden weitere Reaktoren ins Programm einbezogen und Bestrahlungsexperimente auch an Strukturmaterialien aufgenommen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2022 war das FIDES-Programm aufgrund des russischen Angriffskriegs in der Ukraine geteilt worden (siehe auch den letztjährigen Bericht). Alle Aktivitäten und Mittel ausser denjenigen des russischen JEEPs LOCA-MIR wurden in einen neuen Vertrag FIDES-II übertragen, dem alle Teilnehmenden ausser den Institutionen aus Russland beitraten. Der ursprüngliche FIDES-Vertrag blieb mit verringerter Teilnehmendenzahl weiter bestehen; unter diesen war zunächst auch noch die Schweiz, sie zog sich jedoch im Juni 2023 ebenfalls zurück.

Im Herbst 2023 wurde zusätzlich das Vereinigte Königreich in FIDES-II aufgenommen, sodass nun Institutionen aus 13 Ländern teilnehmen. Die Arbeiten an den drei ersten im Vertrag FIDES-II geführten JEEPs wurden fortgesetzt. Zudem wurde im Berichtsjahr mit INCREASE ein weiterer JEEP ins Programm aufgenommen. In diesen Teilprojekten wurden folgende Fortschritte erzielt:

1. INCA («In-pile Creep Studies of ATF Claddings»): Am tschechischen LVR-15-Testreaktor soll in der ersten Phase (2021 bis 2024) das Kriechverhalten Chrombeschichteter Hüllrohre untersucht werden. Durch die Beschichtung wird die Oxidation des Hüllrohrs unterdrückt, was zu einem potenziell verbesserten Stör-



Abbildung 1:
Der Reaktor LVR 15
im tschechischen
Forschungsinstitut
ÚJV Řež nahe Prag ist
einer der Reaktoren,
in dem Bestrahlungs-
versuche im Rahmen
des FIDES-Pro-
gramms stattfinden.
(Bild: Centrum
výzkumu Řež)

fallverhalten führt. Insbesondere die Beschichtungseigenschaften nach der Bestrahlung sind in diesen Versuchen von Interesse. Tests mit unbestrahltem Material zeigten, dass die Beschichtungen kaum Einfluss auf die mechanischen Eigenschaften haben. Die Beschichtungen blieben ausserdem beim Kriechen im Wesentlichen stabil.

Die Bestrahlungen verliefen plangemäss. Die Temperaturbestimmung in der verwendeten Testzelle ist für Kriechmodellierungen zu ungenau, sodass das Hauptergebnis dieser Phase in den Nachbestrahlungsuntersuchungen besteht. Besonderes Augenmerk gilt dabei der Mikrostruktur und der Dichtheit der Beschichtung. Die neuen Testeinrichtungen für die zweite Bestrahlungsphase enthalten zusätzliche Thermolemente. Damit wird die Temperatur direkt an allen Testpositionen gemessen, sodass die Probleme der ersten Phase damit überwunden werden. Darüber hinaus wurde die Testeinrichtung für In-pile-Kriechdaten weiterentwickelt und soll in Kürze erstmals eingesetzt werden.

2. HERA («High Burnup Experiments in Reactivity Initiated Accident Conditions»): Von den zehn geplanten Tests zur Simulation des Brennstoffverhaltens bei Reaktivitätsstörfällen wurden vier mit vorhydriertem Hüllrohr durchgeführt, zwei am TREAT (Idaho) und zwei am NSRR (Japan).

Der Effekt der Pulsbreite – bei gleichem Enthalpieeintrag – auf die mechanische Belastung des Hüllrohrs wurde dabei erstmalig in integralen RIA-Tests gezeigt. Äquivalente Brennstabsegmente zeigten bei kurzer Pulsdauer am NSRR Risse im Hüllrohr, die bei langer Pulsdauer am TREAT nicht auftraten. Die letzten beiden Tests mit vorhydriertem Material mussten auf April 2024 verschoben werden. Für die vier Tests mit Proben aus Leistungsreaktoren sind weiterhin Chrom-beschichtete Brennstäbe und chromdotierter Brennstoff (ADOPT Fuel) ausgewählt.

3. 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 Sicherheitskommission des BR2-Betreibers SCK-CEN hat für die Experimente Auflagen gemacht, die zusätzliche Qualifikationstests zur Folge haben und zu mehrjährigen Verzögerungen führen. Durch dieses Testprogramm soll gesichert sein, dass die Testzellen dicht bleiben und die Instrumentierung problemlos funktioniert. Bei der Probenpräparation kam es zu weiteren Verzögerungen, sodass der Test mit Blindelement erst ab dem zweiten Quartal 2024 erfolgen kann.

Zwei Qualifikationstests und der eigentliche Rampentest mit grösseren Anteilen geschmolzenen Brennstoffs schliessen sich dann an. Inklusiv der Nachbestrahlungsuntersuchungen ist der Abschluss erst für 2029 vorgesehen.

4. INCREASE («In-Core Real-Time Mechanical Testing of Structural Materials»): Der JEEP wurde Anfang Januar vom «Governing Board» akzeptiert, die Konstruktion der Versuchseinrichtung für Strukturmaterialien ist angelaufen; sie soll innert drei Jahren inklusive ersten Qualifikationstests mit Proben aus verschiedenen, für Reaktordruckbehälter relevanten Stählen bewerkstelligt werden. Die Kapsel soll so dimensioniert und konstruiert werden, dass sie in möglichst vielen verschiedenen Versuchsreaktoren einsetzbar wäre. Nach den Qualifikationstests sind weitere Bestrahlungstests vorgesehen, zunächst für ein weiteres Jahr (bis März 2027).

Darüber hinaus wurden am Treffen Ende Oktober in Mito (Japan) Vorschläge für vier weitere JEEPs vorgestellt, welche für die zweite FIDES-Phase ab Frühling 2024 in Frage kommen. Bei diesen steht die Durchführung von Bestrahlungsversuchen im Vordergrund, Entwicklungsarbeiten an der technischen Ausrüstung sollen untergeordnet bleiben.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das ENSI nimmt, gemeinsam mit seinen Expertinnen und Experten beim Paul Scherrer Institut (PSI), am FIDES-Programm insbesondere deshalb teil, um die Konservativität bestehender Grenzwerte zu bestätigen und allfällige Anträge der Kernkraftwerks-Betreiberinnen zu Änderungen im Brennstoff-Bereich unabhängiger beurteilen zu können. Wenn neue Versuchsergebnisse dies angezeigt erscheinen lassen, fordert das ENSI die Kernkraftwerks-Betreiberinnen zudem dazu auf, die Einhaltung von Sicherheitskriterien wiederum nachzuweisen.

Dafür sind geeignete Kompetenzen und Rechenprogramme auf dem aktuellen Stand nötig, für welche die Ergebnisse von Bestrahlungsexperimenten eine wesentliche Basis sind. Mit den Experimenten im FIDES-Programm sollen Brennstoffe auf ihre Sicherheitsmargen hin getestet werden, namentlich mit Blick auf Störfälle. Für das ENSI sind derartige 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 Brennstoffen werden auch neuartige Brennstoffe untersucht, die erhöhte Störfalltoleranzen aufweisen. Solche Experimente sind für die umfassende Beurteilung dieser Neuentwicklungen zentral. Die Ergebnisse des Projekts könnten schon aus Kostengründen nicht in der Schweiz allein erzielt werden, zudem ist kein für solche Versuche geeigneter Reaktor in der Schweiz vorhanden. Daneben spielt auch der im Rahmen der Versuche und deren Beurteilung erfolgende Austausch mit internationalen Expertinnen und Experten eine wichtige Rolle.

Die bei Beginn des Programms angestrebten Resultate von Bestrahlungsversuchen werden in der ersten Phase des FIDES-Programms nicht erreicht werden. Das hat einerseits mit den internationalen Problemen und dem dadurch bedingten Herausfallen des JEEPs LOCA-MIR aus dem FIDES-Programm zu tun. Andererseits ist es schwieriger als erhofft, die früher am Halden-Reaktor vorhandenen technischen Einrichtungen und Erfahrungen an anderen Institutionen neu aufzubauen. Schliesslich führt auch die Auslastung der Forschungsreaktoren mit anderen Aufgaben, darunter insbesondere die Produktion von Isotopen für medizinische Zwecke, in Einzelfällen zu Verzögerungen. Es ist aber davon auszugehen, dass die Bestrahlungsversuche in den kommenden Jahren zunehmen werden. Denn es ist nun absehbar, dass bestimmte Anfangsprobleme überwunden werden und der Umfang der Entwicklungsarbeiten allmählich zurückgeht.

Ausblick

Die bereits beschlossenen Arbeiten in den vier laufenden JEEPs werden im kommenden Jahr fortgesetzt. Darüber hinaus muss bis im Frühling 2024 eine Auswahl unter den Vorschlägen für die dann startende zweite Phase des FIDES-Programms getroffen werden.

1.1.2 NEA SCIP – «Studsvik Cladding Integrity Project»

Projektpartner: Studsvik (Schweden), unter der Schirmherrschaft der «Nuclear Energy Agency» (NEA)
ENSI-Projektbegleiter: Jiri Ulrich, Reiner Mailänder

Einleitung

Um die Rückhaltung der radioaktiven Spaltprodukte in den Brennstäben zu gewährleisten, muss die Integrität der Hüllrohre bei vielfältigen Belastungen erhalten bleiben. Dies gilt vom Einsatz im Kernkraftwerk bis zur Entsorgung der abgebrannten Brennelemente.

Das Forschungsprojekt SCIP («Studsvik Cladding Integrity Project») hat zum Ziel, Schädigungsmechanismen der Brennstäbe mittels Laborexperimenten zu untersuchen, wobei der Einfluss der Brennstoffpellets berücksichtigt wird. Die Materialversuche und -modellierungen werden bei der Firma Studsvik in Schweden durchgeführt. Studsvik verwendet dazu moderne, 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. Ende 2023 nahmen am Projekt 38 Organisationen (Behörden und Organisationen aus Industrie und Forschung) aus 15 Ländern teil.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bis Ende 2023 wurde der grösste Teil der experimentellen Untersuchungen von SCIP-IV erfolgreich abgeschlossen. Die noch ausstehenden Arbeiten konzentrieren sich auf die Auswertung und Interpretation der Daten und auf die Fertigstellung der Dokumentation. Diese sollte zum Projektende im Juni 2024 vorliegen. 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. Von Bedeutung für die Hüllrohrintegrität ist dabei vor allem das Kriechen der Hüllrohre sowie die Versprödung des Materials durch Wasserstoff, der während des Reaktoreinsatzes in das Hüllrohr aufgenommen wird. Der Wasserstoff kann durch die Temperaturänderungen während der Zwischenlagerung in Form von kristallinen Hydriden im Metallgefüge ausfallen oder sich umlagern. Studsvik entwickelte im Rahmen von SCIP-IV eine Versuchsapparatur für Kriechtests von Brennstabsegmenten unter Temperatur- und Druckverhältnissen, die realistischerweise während der trockenen Zwischenlagerung und des Transports zu erwarten sind. Im Unterschied zu den meisten anderen Kriechversuchen mit leeren Hüllrohren wird das Verhalten von Brennstabproben inklusive des Brennstoffs untersucht, welches dem realen Fall näherkommt.

Des Weiteren wird für Hüllrohrmaterialien der Spannungs-Grenzwert ermittelt, bei dem sich die radial orientierten Hydrid-Ausfällungen bilden. Dafür werden typische Hüllrohrmaterialien von Druck- wie auch von Siedewasserreaktoren (DWR und SWR) verwendet. Der Effekt der daraus resultierenden

Versprödung auf die mechanischen Kennwerte des Hüllrohrmaterials wird quantifiziert. Zudem soll die Rissbildung durchgehend durch Raster-Elektronenmikroskopie aufgenommen werden, was aufgrund des schnellen Materialbruchs und der genauen Temperaturmessung eine Herausforderung darstellt. Aufgrund der Bedeutung dieses Themas schlugen die Teilnehmenden die Erweiterung der Experimente noch im Rahmen von SCIP-IV über den ursprünglichen Plan hinaus vor.

Während der Handhabung und des Transports abgebrannter Brennelemente können Unfallszenarien auftreten, bei denen die Brennstäbe mechanisch stark belastet werden. Die mechanische Stabilität von Brennstäben sowie die potenzielle Brennstoff-Freisetzung bei Bruch wurden in SCIP-IV mittels statischer und dynamischer Verfahren unter unfallähnlichen Belastungen untersucht. Neben intakten Brennstäben müssen auch Stäbe zwischen- und endgelagert werden, die während ihres Reaktoreinsatzes einen Schaden erlitten haben. Als Folge davon ist oft Wasser in die Hüllrohre eingedrungen. Das kann langfristig die Sicherheit während der Lagerung beeinträchtigen und ist durch die übliche Trocknungsprozedur nur schwer zu entfernen. In SCIP-IV wird untersucht, ob und unter welchen Bedingungen die Trocknung solcher Stäbe möglich ist. Dafür wurde eine neue Versuchseinrichtung entwickelt und aufgebaut, die aber noch nicht ganz den erhofften Stand erreicht hat.

Teilprojekt 2: LOCAs und Temperaturtransienten

Bei einem Störfall mit Kühlmittelverlust («Loss of Coolant Accident», LOCA) kann durch die fehlende Kühlung das Hüllrohr aufblähen (sogenanntes «Ballooning») und anschliessend bersten. Auch der Brennstoff kann dabei zerbersten (Fragmentierung) und teilweise aus dem geplatzen Hüllrohr austreten. Beim hoch abgebrannten Brennstoff wird eine besonders feine Fragmentierung beobachtet, die das Austreten des Brennstoffs ins Kühlmittel wahrscheinlicher werden lässt. Der Schwellenwert des Ab-

brands für die Feinfragmentierung soll im Rahmen von SCIP-IV einerseits möglichst genau ermittelt und andererseits mit den beobachteten Veränderungen der Brennstoffstruktur phänomenologisch erklärt werden.

Während eines LOCA kommt es aufgrund der starken und raschen Aufheizung zur Freisetzung der Spaltgase in das freie Brennstabvolumen. Unter normalen Bedingungen bleiben sie grösstenteils in Poren und Bläschen innerhalb der Brennstoffmatrix gefangen. Das freigesetzte Gas führt zur Erhöhung des Brennstabinnendrucks (mit Deformation oder Bersten als mögliche Folge) und bestimmt auch den Quellterm gasförmiger Radioaktivität beim Austritt. Dabei spielt sowohl die lokal freigesetzte Menge an Spaltgasen als auch die Mobilität dieser Gase durch die ganze Brennstabsäule eine Rolle. Beide Faktoren werden im Rahmen von SCIP-IV in Abhängigkeit von Temperatur und Abbrand untersucht.

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, Abbildung 2). 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. Ein Fokus der Untersuchungen in SCIP-IV liegt auf dem Verhalten innovativer Brennstoffe wie Uranbrennstoff mit Additiven wie Chrom- oder Aluminiumoxid.

Ein weiteres Thema sind LOCAs im Brennelement-Becken, die vor allem durch die Ereignisse in Fukushima-Daiichi in den Fokus gerückt sind. Entsprechend den speziellen Bedingungen bei einem solchen Unfall werden die Proben langsam in einer Luft-Wasserdampf-Atmosphäre aufgeheizt, bis es zum Bersten des Hüllrohrs kommt.

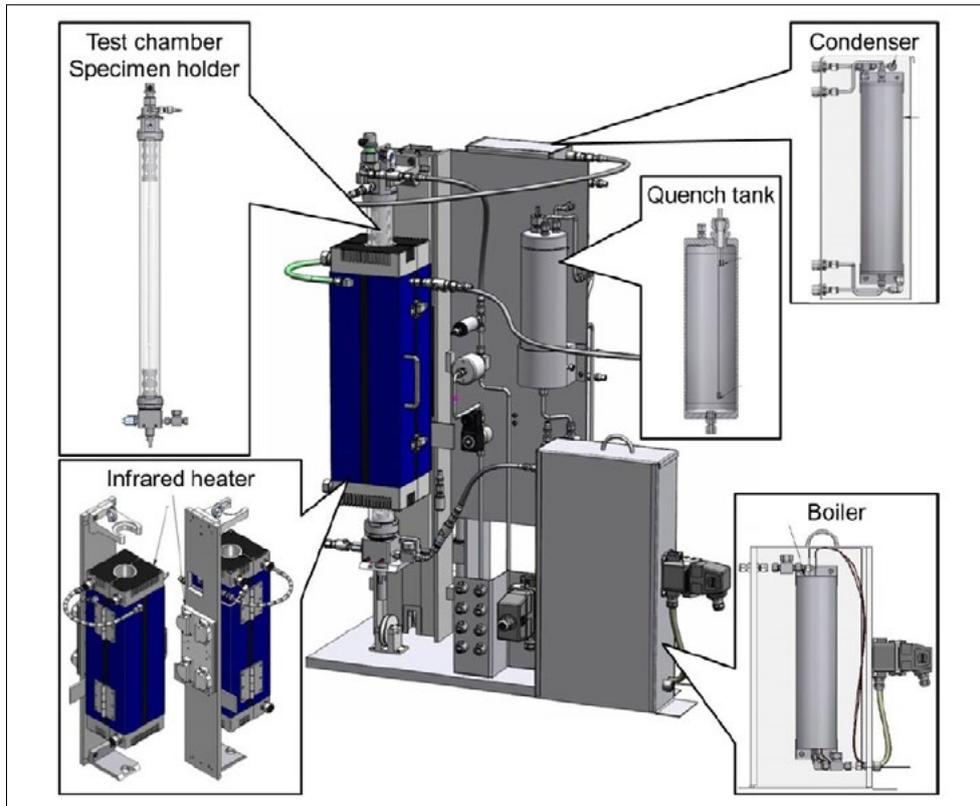


Abbildung 2:
Von Studsvik ent-
wickelte Versuchs-
anlage für integrale
LOCA-Tests.
(Bild: Studsvik)

Teilprojekt 3: Interaktion zwischen Brennstoff und Hüllrohr mit der Folge von Spannungsrisskorrosion («Pellet Cladding Interaction», PCI)

Im Betrieb dehnen sich die Brennstoff-Tabletten mit steigender Temperatur stärker als das Hüllrohr aus und drücken dadurch lokal unterschiedlich auf die Innenseite des Hüllrohrs. Zusätzlich zu dieser rein mechanischen Interaktion wirken auf das Hüllrohr aber auch Spaltprodukte ein, die aus dem Brennstoff freigesetzt werden. Die zugrundeliegenden chemischen und mechanischen Prozesse, die zur Spannungsrisskorrosion im Hüllrohr führen können, sind prinzipiell ähnlich wie bei anderen Werkstoffen, zum Beispiel bei Stählen. 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 Spannungsrisskorrosion 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. Bei Studsvik werden aus repräsentativen Brennstäben die Materialproben präpariert, charakterisiert und für den Transport vorbereitet.

Teilprojekt 4: Modellierung

Die Modellierung hat für SCIP-IV vor allem unterstützenden Charakter und beruht grösstenteils auf freiwilligen Beiträgen einzelner Projektteilnehmenden. Durch Vergleiche der Rechenergebnisse verschiedener Simulationsprogramme untereinander und mit den experimentell ermittelten Werten (sogenannte Benchmarks), können Stärken und Schwächen der implementierten Rechenmodelle und gegebenenfalls Verbesserungsbedarf in den Codes identifiziert werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten und Aktiniden in Kernkraftwerken und Lagerbehältern. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohrintegrität 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 Ausstattung der Labore und die Experimentmöglichkeiten bei Studsvik sind im europäischen Vergleich einmalig. Besonders hervorzuheben sind dabei die von Studsvik selbst konstruierten, spezialisierten Versuchsstände und eine grosse Sammlung verschiedener, auch neuartiger und spezieller Testmaterialien. Die Experimente in SCIP sind grundsätzlich so ausgelegt, dass sie unter möglichst realistischen Bedingungen stattfinden. Damit können die Forschungsergebnisse bei der Aufsichtstätigkeit des ENSI direkt einbezogen werden. Ein wesentlicher Vorteil der Heisszellenanlagen von Studsvik ist auch, dass vollständige bestrahlte Brennstäbe aus kommerziellen Leistungsreaktoren inklusive der darin enthaltenen Brennstoffpellets gehandhabt und untersucht werden können. Dies ist insofern von Bedeutung für das ENSI, da sich bei hohen Abbränden (wie sie in der Schweiz üblich sind) ein Verbundsystem von Hüllrohr und Brennstoff bildet, das sicherheitstechnisch ganzheitlich betrachtet werden muss.

Die Ergebnisse werden vom ENSI einerseits für die Beurteilung von Freigabeanträgen im Bereich der Reaktor- und Brennelementtechnik herangezogen, beispielsweise bei der Bewertung von neu in der Schweiz einzusetzenden Brennstoffen oder bei der Begutachtung der Transportfähigkeit und Langzeit-Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente. Andererseits überprüft das ENSI in seinem Aufsichtsauftrag kontinuierlich die geltenden Sicherheitskriterien für den Normalbetrieb sowie unter Störfallbedingungen und passt sie dem aktuellen

Stand der Wissenschaft an, wenn neuere Erkenntnisse vorliegen. Hierzu ist die direkte Teilnahme an Programmen der nuklearen Sicherheitsforschung wie SCIP unentbehrlich, welche auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik arbeiten.

Von der geplanten fünfjährigen Projektzeit sind Ende 2023 viereinhalb Jahre vergangen. Die ersten Jahre wurden vorwiegend für die Entwicklung und die Tests der Versuchsstände sowie die Auswahl und Charakterisierung geeigneter Materialproben verwendet. Der Grossteil der vorgesehenen Experimente fand in den Jahren 2021 bis 2023 statt, die Auswertung und Dokumentation werden bis Mitte 2024 finalisiert. Eine Vielzahl von (vorläufigen) Ergebnissen konnte an den regelmässigen Treffen bereits präsentiert werden. Gesamthaft betrachtet liegt das Projekt gut im Zeitplan.

Ausblick

Bereits seit 2022 nahm Studsvik die Planung für das Folgeprojekt SCIP-V mit Startdatum im Sommer 2024 in Angriff. Basierend auf Vorschlägen und einer Abstimmung durch die Projektteilnehmenden von SCIP-IV hat Studsvik im Berichtsjahr das finale Programm von SCIP-V zusammengestellt. Die Arbeiten in den Bereichen Entsorgung, LOCA und Modellierung aus SCIP-IV sollen in SCIP-V fortgeführt und erweitert werden. Als Reaktion auf die weltweit fortschreitende Entwicklung in diesem Bereich werden die Untersuchungen auch um störfallresistentere Hüllrohrmaterialien (sogenanntes «Accident Tolerant Fuel», ATF) ergänzt. Das ENSI plant, auch an der fünften Phase von SCIP teilzunehmen.

Schon seit einiger Zeit wird zudem eine längerfristig wichtige Aktivität lanciert. Nach der Stilllegung des Halden-Reaktors Mitte 2018 verblieben zahlreiche Brennstabproben beim Betreiber, dem norwegischen Institut für Energietechnik IFE (siehe auch die Berichte zum «NEA Halden Reactor Project» in den Erfahrungs- und Forschungsberichten bis 2018). Sie sind grundsätzlich als Abfall zu entsorgen, stellen aber gleichzeitig eine wertvolle Ressource für weitere

Forschungsvorhaben dar. Deshalb plant die Firma Studsvik, in den kommenden Jahren unter dem Projekttitel SPARE eine Auswahl der Proben von Halden und dem IFE-Labor in Kjeller nach Studsvik zu überführen. Die Schwerpunkte der Probenauswahl sind: thermische Leitfähigkeit, störfallresistentere Brennstoffe, mit Gadolinium und Chrom dotierte Brennstoffe, hoher Abbrand und hohe Anreicherung. Die Transporte sind nach einigen Verzögerungen nun für 2025 vorgesehen; 25 Organisationen aus 14 Ländern, darunter auch das ENSI, unterstützen das Projekt.

1.1.3 «NEA CABRI International Project»

Projektpartner: «Nuclear Energy Agency» (NEA) und «Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire» (IRSN)
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Einleitung

Im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasser- oder Siedewasser-Reaktoren (DWR beziehungsweise 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 beziehungsweise 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. Da die Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien weiterentwickelt werden und die Datenbasis bei hohen Abbränden klein ist, soll so eine Absicherung der Kriterien durchgeführt werden.

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 Forschungs-

reaktor 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

Die bisherige Auswertung eines Tests von November 2022 an hochabgebranntem Standard-Brennstoff ergab: Die RIA-Pulsbreite war, wie angestrebt, sehr kurz. Der Enthalpieanstieg lag im Bereich der Schadensgrenze diverser Grenzkurven (auch der schweizerischen). Obwohl es (beabsichtigt) zum Filmsieden kam, gab es erwartungsgemäss keinen Schaden am Brennstab. Die Säule der Brennstofftabletten (Pellets) blieb intakt. An der Oberfläche traten dunkle Marken auf, die in den heissen Zellen untersucht werden sollen. Es kam zu einem Anstieg des Stabumfangs. Durch Punktierung und Volumenmessung konnte die (vorläufige) transiente Spaltgas-Freisetzung bestimmt werden. Im Rahmen der bisherigen Auswertung wurde die stark angestiegene Hüllrohrtemperatur modelliert.

Im Berichtsjahr wurde ein weiterer Test mit hochabgebranntem Standard-Brennstoff eines anderen Herstellers durchgeführt. Die RIA-Pulsbreite befand sich ebenfalls im angestrebten Bereich. Der Enthalpieanstieg lag etwas oberhalb der Schadensgrenze. Es kam zum beabsichtigten Filmsieden. Die Erstauswertung ergab einen Schaden am Brennstab, allerdings ohne Brennstoffauswurf. Röntgenuntersuchungen zeigten eine S-Biegung des Stabsegments, aber keine gebrochenen Pellets. Die Brennstoffsäule wuchs etwas an.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt wurde 2002 mit dem Ziel gestartet, bis 2007 zwölf RIA-Versuche durchzuführen, inklusive eines Umbaus der mit Natrium gekühlten Testschleife auf Wasserkühlung nach zwei Versuchen. Der Umbau dauerte jedoch viel länger als geplant. Es waren zudem aus behördlichen Auflagen resultierende Nachbesserungen am Reaktor erforderlich, und es mussten seither weitere Probleme behoben werden. Der 2023 durchgeführte Versuch ist erst der fünfte. Das Projekt liegt somit sehr weit hinter dem ursprünglichen Zeitplan. Allerdings wurde gerade durch die letzten zwei Versuche die grosse Bedeutung des Projekts gezeigt.

Die im CABRI-Projekt gewonnenen Erkenntnisse dienen dazu, die internationale Datenbasis zu erweitern und die Modellierungsmethoden zu verfeinern. Basierend auf dieser Datenbasis hatte die «U.S. Nuclear Regulatory Commission» 2020 neue RIA-Kriterien in einem Regulierungsleitfaden definiert. Das ENSI hat nach eigener Bewertung die Betreiberinnen der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, die Anwendbarkeit dieser Kriterien auf ihre Anlagen zu überprüfen. Die Überprüfung fiel positiv aus und es wurden Projekte zur Umstellung der Nachweise in die Wege geleitet, die 2024 abgeschlossen werden sollen.

Ausblick

Die bestrahlten Stabsegmente werden für zerstörende Prüfungen in die heissen Zellen der IRSN verbracht. Im Laufe des Jahres 2024 ist eine periodische Sicherheitsüberprüfung des CABRI-Reaktors durch die französische Aufsichtsbehörde ASN anberaumt, sodass in dieser Zeit keine weiteren Versuche stattfinden werden. Es ist allerdings geplant, noch vor Beginn der Überprüfung einen RIA-Test an einem MOX-Segment mit einem Abbrand von 60 MWd/kgU und einer Oxidschichtdicke von 15 µm durchzuführen.

1.1.4 NEA QUENCH-ATF – «Quenching of Accident Tolerant Fuels»

Projektpartner: Karlsruher Institut für Technologie (KIT), unter der Schirmherrschaft der «Nuclear Energy Agency» (NEA)
ENSI-Projektbegleiter: Marc Wolff

Einleitung

Ebenso wie das Projekt NEA RBHT (Kapitel 1.5.3) befasst sich das Projekt NEA QUENCH-ATF mit der Wiederbefüllung des Reaktordruckbehälters (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 («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 realisierbar.

Die elektrisch beheizte QUENCH-Versuchsanlage des KIT 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 von Brennelementen untersucht. Die bisherigen Versuche wurden mit herkömmlichen Hüllrohr- und Strukturmaterialien durchgeführt. Im Rahmen der hier beschriebenen Versuchsreihe sollen drei Quench-Versuche mit störfallresistentere 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 konnte kein Versuch durchgeführt werden, da die Anlage durch ein nicht zur Untersuchungsreihe gehörendes Langzeitexperiment belegt war. Es wurden jedoch ausgiebige Untersuchungen zum ersten Versuch sowohl an den Materialproben als auch analytischer Natur zur Verifizierung der Korrektheit der Rechenmodelle durchgeführt. Die Ergebnisse sind vielversprechend, müssen jedoch noch gegen die Ergebnisse des zweiten Versuches nach dessen Durchführung validiert werden. Es bildete sich beim Aufheizen eine dichte Chromoxidschicht, die von Mikrorissen überzogen war. In aufgeplatzten Stäben bildete sich um die Öffnung eine lokale innere Oxidschicht, und es kam zu sekundären Hydrierungen wie in Standardbrennstäben. Die Berstöffnungen waren etwas kleiner als bei Standardvergleichsmaterial.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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.

Das Projekt läuft bezüglich der technischen Aspekte planmässig. Es gab jedoch eine Verzögerung aufgrund des oben erwähnten Langzeitprojektes. Die noch ausstehenden Versuche sollen trotz der ursprünglich ge-

planten Stilllegung der Anlage in jedem Fall durchgeführt werden.

Ausblick

Anfang 2024 soll der zweite Versuch mit einem Bündel aus 24 chrombeschichteten Hüllrohren unter BDBA-Bedingungen stattfinden. Darin sollen auch zwei Abschaltstäbe aus ATF-Materialien eingesetzt werden. Die benötigten Strukturmaterialien befinden sich im KIT; die Vorbereitungen zum Versuch sowie der Zusammenbau des Bündels laufen. Über das Szenario des dritten Versuches wird in Abhängigkeit der Resultate des zweiten Versuches entschieden.

1.1.5 LEAD-II – «Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation»

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Yan Wang

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Das Projekt LEAD-II («Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation») als Fortsetzung des LEAD-Projekts, das von 2018 bis 2021 durchgeführt wurde, wurde zu Beginn des Jahres 2021 gestartet und ist als dreijähriges Forschungsprogramm konzipiert. Es besteht aus vier Teilprojekten (TP):

- TP1: Bildung und Vermeidung von Spannungsrissskorrosion in austenitischen Chrom-Nickel-Stählen (CrNi-Stählen) und Nickelbasislegierungen,
- TP2: Überlagerung und Synergien von Alterungsmechanismen,
- TP3: Umgebungseinfluss auf die Ermüdungsrisssbildung in austenitischen CrNi-Stählen und
- TP4: Spannungsrissskorrosions-Wachstum der Legierung Alloy 82/182 bei hohen und niedrigen Spannungsintensitätsfaktoren.

Im Projekt LEAD werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zur Spannungsrissskorrosion und zur Ermüdung der Strukturwerkstoffe von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den

Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken. Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs setzt ein möglichst genaues 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

Der Werkstoff Alloy 182 ist anfällig für interkristalline Spannungsrisskorrosion (SpRK) bei hohen Wassertemperaturen. Die Reduzierung von SpRK in Alloy 182 ist daher für den Langzeitbetrieb von Bedeutung. Die Initiierung von SpRK wird durch Oberflächenzustände beeinflusst, und diese werden durch die Oberflächenbehandlung und Bearbeitungsverfahren bestimmt. Kavitationsverfestigung («Cavitation Peening», CP) wurde als mögliche Massnahme zur Reduzierung von SpRK angesehen.

Dieses Teilprojekt umfasst zwei Hauptaktivitäten: Erstens die Untersuchung der Auswirkungen von Oberflächenbedingungen auf die SpRK-Initiierung und die Bewertung von Bearbeitungsmethoden zur SpRK-Reduzierung. Zweitens konzentriert sich das Teilprojekt auf die SpRK-Reduzierung durch Kavitationsverfestigung (CP), wobei hohe kompressive Oberflächen-Eigenstressungen erzeugt werden. Ziel ist es, die Langzeitstabilität dieser Spannungen und ihren Einfluss auf die SpRK-Reduzierung zu bewerten. Untersuchungen an Schweißblechen aus Alloy 182 zeigen die Komplexität des Themas und die Bedeutung einer präzisen Bearbeitung und Oberflächenbehandlung.

Die Untersuchungen zeigten den Unterschied in der Oberflächenhärte und der Oberflächeneigenstressung zwischen den mechanisch bearbeiteten und den mit Kavitationsverfestigung behandelten Proben aus Alloy 182. Im Vergleich zu den mechanisch bearbeiteten Proben, die moderate Druckeigenstressungen von -150 MPa in einer Tiefe von $200\ \mu\text{m}$ zeigten, wiesen die mit Kavitationsverfestigung behandelten Proben wesentlich höhere Druckeigenstressungen von bis zu -650 MPa und in Tiefen von mehr als $1\ \text{mm}$ auf. Diese Daten sind wichtig, um zu verstehen, wie Oberflächenbehandlungen die Anfälligkeit für Spannungsrisskorrosion beeinflussen, insbesondere die Langzeitstabilität unter Betriebsbedingungen.

Darüber hinaus wurden die Initiierung und das Wachstum von Spannungskorrosionsrissen an bearbeiteten, mit Kavitationsverfestigung behandelten und veralteten Proben in simulierten Umgebungen von Druckwasserreaktoren («Pressurized Water Reactor», PWR) bei $320\ ^\circ\text{C}$ und $290\ ^\circ\text{C}$ untersucht. Vorläufige Testergebnisse zeigen, dass die behandelten Proben eine höhere Resistenz gegenüber SpRK aufweisen.

Teilprojekt II: Überlagerung und Synergien von Alterungsmechanismen

Mögliche Synergien zwischen verschiedenen Alterungsmechanismen wie SpRK und thermische Alterung oder Strahlenschädigung wurden bisher kaum bewertet. Sie könnten jedoch für die Langzeitbetriebsphase (über 40 Jahre) von Bedeutung sein und möglicherweise Risse nach längerem Betrieb und langen Inkubationszeiten induzieren.

Nahordnungsreaktion («Short-Range Order», SRO) ist ein potenzieller Mechanismus der langfristigen thermischen Alterung (über 40 Jahre) in Nickelbasislegierungen und Schweißmetallen (Ni-Cr-Fe) wie Alloy 82. Der Mechanismus könnte die SpRK-Anfälligkeit während des Langzeitbetriebs erhöhen. Die durchgeführten thermischen Alterungstests zeigten keine Anzeichen von SRO in Alloy 182 und keine Erhöhung der SpRK-Anfälligkeiten in Umgebungen von Siedewasserreaktoren («Boiling Water Re-

actor», BWR) mit Wasserstoffchemie («Hydrogen Water Chemistry», HWC). Die Wachstumsraten von Spannungskorrosionsrissen in thermisch gealtertem Alloy 182 waren in PWR- und BWR-Umgebungen leicht niedriger als die in unbehandeltem Schweissmaterial. Die thermische Alterung eines RDB-Stahls mit hohem Phosphorgehalt wurde durch stufenweise Abkühlung erreicht, um die Phosphorseigerung an den Korngrenzen zu maximieren. Dies führte zu einer leichten Verbesserung des SpRK-Verhaltens in BWR-Umgebungen mit Normalwasserchemie (NWC).

Im Jahr 2023 lag der Schwerpunkt auf der Untersuchung des Einflusses von Strahlenschädigung auf SpRK und umweltbedingte Ermüdung («Environmentally Assisted Fatigue», EAF) sowie auf dem Versagensverhalten von RDB-Stählen in BWR/NWC-Umgebungen sowie in Luft. Aus strahlenschutztechnischen Gründen wurde ein neues Messsystem entwickelt und erfolgreich getestet. Vorversuche zeigten, dass der Übergang von sehr langsamen zu schnellen Rissen vom Verhältnis der Risslänge zur Rissbreite (a/w) abhängt. Die SpRK-Prüfungen mit bestrahlten Proben wurden aufgrund des unerwarteten Ausfalls eines Technikers verschoben und sollen 2024 durchgeführt werden.

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

Die Lebensdauer von Reaktorkomponenten in Leichtwasserreaktoren (LWR) kann durch Umwelteinflüsse erheblich reduziert werden. Zur Berücksichtigung dieser Effekte wurden verschiedene Bewertungsmethoden für EAF entwickelt. Die PSI-Tests konzentrieren sich auf umweltbedingte Ermüdung in hohlzylindrischen, unter Druck stehenden Edelstahlproben unter mechanischer und thermomechanischer Belastung in wasserstoffreicher Hochtemperatur-Wasser-Umgebung (HTW). Im Rahmen von LEAD-II wird der Einfluss der Probengeometrie, des Spannungszustandes und der Messlänge auf die Ermüdung und die EAF-Lebensdauer in Luft

und HTW untersucht. Es wurde festgestellt, dass in Luft eine moderate Abnahme der Ermüdungslebensdauer mit zunehmender Messlänge auftritt, während in HTW-Umgebung dieser Effekt durch Umwelteinflüsse stark reduziert wird, insbesondere bei langsamen Dehnraten. Die genauen Gründe sind noch unklar, aber es wird empfohlen, die Messlänge bei EAF-Tests strenger zu regulieren, um die Genauigkeit zu verbessern. Vorläufige Testergebnisse zeigen, dass die Rissinitiierung und das Risswachstum gut verfolgt werden können. Die Resultate können möglicherweise einige zusätzliche Informationen über die Risschliessung während der Wachstumsphase liefern, was einen Vorteil gegenüber der herkömmlichen Testmethode darstellt.

Teilprojekt IV: Spannungsrisskorrosions-Wachstum von Alloy 82/182 bei hohen und niedrigen Spannungsintensitätsfaktoren

Das Hauptziel dieses Teilprojekts ist eine detaillierte Kennzeichnung des SpRK-Wachstums bei hohen Rissbeanspruchungen (K_I von 50 bis 200 MPa·m^{1/2}) für Mischschweisverbindungen (DMWs) aus Alloy 182 und Alloy 82. Das Verständnis des SpRK-Verhaltens unter diesen Bedingungen ist für eine zuverlässige Bewertung der Fehlertoleranz und Integrität sowie für die Festlegung der regelmässigen Inspektionsintervalle in Kernkraftwerken erforderlich.

Für alle Schweisnähte und Bedingungen wurde eine Potenzgesetz-Beziehung zwischen SpRK-Wachstumsrate und K_I mit einem Exponenten von 1,5 bis 2 festgestellt. Die SpRK-Wachstumsraten steigen kontinuierlich mit K_I an, und es gibt kein Plateau, auf dem die Wachstumsraten unabhängig von K_I werden (zumindest bis zu einer Risswachstumsrate von 2E-8 m/s).

Die beobachtete SpRK-Wachstumsrate für Alloy 182 nach Wärmebehandlung war dreimal höher als für unbehandeltes Alloy 182 und rund neunmal höher als für unbehandeltes Alloy 82 bei gleichen K_I -Werten. Die höheren Wachstumsraten von Spannungskorrosionsrissen sind wahrscheinlich auf die Verarmung von Chrom (Cr) an Korngrenzen

und den niedrigeren Cr-Gehalt in Alloy 182 zurückzuführen. Es wurde ausserdem ein starker Temperatureinfluss auf die SpRK-Wachstumsraten beobachtet, welche von 274 °C auf 320 °C um den Faktor 10 bis 20 anstiegen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Kernenergiegesetzgebung der Schweiz sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Somit basiert die Entscheidung für einen sicheren Betrieb 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 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 für einen sicheren Langzeitbetrieb wichtig angesehen.

Die Expertise von PSI-Expertinnen und -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 Ermüdungsgrenzkurven für Druckbehälterstahl 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, Wissenserhalt und Vertiefung der theoretischen Grundlagen für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke. Es

unterstützt zudem den Kompetenzerhalt im Bereich der mechanischen Prüfungen von radioaktiven Strukturmaterialien.

Trotz der Corona-Pandemie und diverser Personalengpässe konnte der Grossteil (circa 93 Prozent) von LEAD-II wie geplant bis Ende 2023 abgeschlossen werden, wobei das Projekt einen wichtigen Beitrag zur Ausbildung junger Spezialistinnen und Spezialisten und zur Erhaltung von Fachkompetenz in diesem Bereich geleistet hat. LEAD-II liefert wertvolle Ergebnisse im Zusammenhang mit der Materialalterung und einem sicheren Langzeitbetrieb.

Ausblick

Das LEAD-II-Projekt wurde um ein Jahr verlängert, um Verzögerungen im Teil B des Teilprojekts I aufzuholen und ausstehende Untersuchungen an bestrahlten RDB-Stählen im Teilprojekt II zu beenden. Das Folgeprojekt ASSET (2024 bis 2026) umfasst zwei laufende Aktivitäten aus LEAD-II und drei neue Hauptaktivitäten zu SpRK, strahlungsinduzierter SpRK und umweltbedingter Ermüdung von austenitischem Edelstahl (SS) in Druckwasserreaktoren. Sie sind motiviert durch die jüngsten SpRK-Vorfälle in den französischen Druckwasserreaktoren und das wachsende Interesse an fortschrittlichen additiven Fertigungstechnologien für die Herstellung von Ersatzteilen, Reparatur und Wartung.

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

Projektorganisation: Internationales Forschungsprojekt unter Leitung der amerikanischen Aufsichtsbehörde «U.S. Nuclear Regulatory Commission» (U.S. NRC)

Schweizer Auftragnehmer: Nuklearinspektorat des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI-N)

ENSI-Projektbegleiter: Torsten Häntzka

Einleitung

Im Jahr 2022 wurde das internationale Projekt PIONIC-II («Program for Investigation of Non-destructive Examination by International Collaboration») als Fortsetzung von PIONIC-I geplant und im Mai 2023 mit einer Laufzeit bis Ende Juli 2027 gestartet. PIONIC-II zielt darauf ab, die internationale Zusammenarbeit bei der Erforschung der relevanten Aspekte bei der Fehlererkennung und Fehlergrössenbestimmung mittels zerstörungsfreier Prüfung (ZfP) von Komponenten in Kernkraftwerken zu fördern.

Ursprünglich entwickelte sich PIONIC-I aus der Initiative von Ringversuchen und der Analyse des Fehlerdetektionsvermögens von Ultraschall-Prüftechniken in ihrer Anwendung an austenitischen Schweißnähten beziehungsweise Mischschweißnähten. Es erweiterte sich über die Modellierung und Simulation von Prüftechniken bis hin zur Anwendung statistischer Methoden zur Quantifizierung der Leistungsfähigkeit von ZfP-Prüfsystemen. Es gilt, das Potenzial innovativer Technologien wie maschinellem Lernen («Machine Learning») und Ultraschallprüftechniken mit Gruppenstrahler («Phased-Array») in Verbindung mit Fokussierungsalgorithmen zu nutzen. Für PIONIC-II wurden drei grundlegende Teilprojekte definiert:

- Teilprojekt 1: «Machine Learning Applications»,
- Teilprojekt 2: «Advanced UT Techniques and Technologie» und
- Teilprojekt 3: «Emerging Technologies and Other Topics».

Die internationale Beteiligung am Projekt PIONIC-II umfasste im Berichtszeitraum Beiträge von Aufsichtsbehörden, Unternehmen, Universitäten und Forschungseinrichtungen aus Finnland, Südkorea, Schweden, der Schweiz, den USA und neu auch aus Deutschland. Das ENSI ist mit Forschungsarbeiten des ZfP-Labors des SVTI-N beteiligt. Die Projektleitung liegt bei der amerikanischen Aufsichtsbehörde «U.S. Nuclear Regulatory Commission».

Es wurden im Rahmen des aktuellen Projekts die im Labor des Paul Scherrer Instituts (PSI) erzeugten Prüfkörper mit Spannungskorrosionsrissen aus den Vorgängerprojekten verwendet. Die vorliegenden Daten, insbesondere Phased-Array-Daten, stammen aus Messungen mehrerer Projektpartner. In PIONIC-II werden diese Daten insbesondere zur Generierung von Machine-Learning-Modellen (Teilprojekt 1) sowie zur Evaluierung von Rekonstruktionsalgorithmen (Teilprojekt 2) herangezogen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden die Teilprojekte begonnen. Das Kick-Off-Meeting von PIONIC-II fand im zweiten Jahresquartal in der Schweiz am SVTI-Standort in Wallisellen statt. Es galt zum einen, die wissenschaftlichen Schwerpunkte der beteiligten Organisationen zu evaluieren. Zum anderen wurden die im Konsortium vorhandenen Möglichkeiten und Ressourcen zusammengestellt.

Ein zweites Projekttreffen fand im Dezember in den USA beim «Electric Power Research Institute» (EPRI) statt. Hier wurde der erzielte Fortschritt in den Teilprojekten weiter diskutiert. Die Expertise der Projektpartner in den entsprechenden Bereichen und der darauf fussende Austausch, gepaart mit den kritischen Diskussionen, tragen erheblich zum Wissenszuwachs bei und ermöglichen die mittelfristige Erreichung eines gemeinsamen Verständnisses zu den wichtigen technisch-wissenschaftlichen Gesichtspunkten. Dies gilt insbesondere hinsichtlich neuer Technologien.

Die folgenden Unterabschnitte fassen die Inhalte in den Teilprojekten zusammen.

Teilprojekt 1: «Machine Learning Applications»

In diesem Teilprojekt erfolgt die Bewertung des Potenzials von Machine-Learning für die Analyse von Daten der ZfP. Den Schwerpunkt bildet dessen Anwendung auf die Ultraschallprüfung, obgleich weitere ZfP-Verfahren ebenfalls zu integrieren sind. Im Fokus steht dabei die Klassifizierung von

Ultraschall-Anzeigemustern im Sinne einer automatisierten Detektion von Fehlern, insbesondere Rissen. Dies erfordert die Betrachtung verschiedener relevanter Ultraschall-Prüftechniken. Eine ausreichende Datenbasis für das Training und die Validierung des Modells ist entscheidend für die Generierung zuverlässiger Detektionsmodelle. Die Verwendung von Testkörpern ist hierbei eine wichtige Grundlage. Durch die darin vollzogene definierte Herstellung von Fehlern liegt per se die Information zur tatsächlichen Beschaffenheit des Testkörpers vor, welche beim «Überwachten Lernen» (Supervised-Learning) für das Training des Modells verwendet wird. Die Übertragbarkeit von auf Testkörpern basierenden Modellen auf die Anwendung im realen Feld ist eine zentrale Frage. Die Validierung von Modellen sollte, wann immer möglich, an Felddaten erfolgen.

Teilprojekt 2: «Advanced UT Techniques and Technologies»

Der Zweck dieses Teilprojektes besteht in der Bewertung neuer Ultraschall-(UT)-Prüftechniken. Beispiele hierfür sind die «Full Matrix Capture» (FMC) sowie die «Total Focusing Method» (TFM), welche auf der Phased-Array-Technik basieren. Dies sind spezielle Verfahren der Datenerfassung und -auswertung von UT-Prüfungen, mit denen Auffälligkeiten in Materialien besser erkannt werden können. Daraus ergibt sich das Potenzial zu einer vereinfachten Einrichtung des Systems, einer reduzierten Abhängigkeit von der Bedienung und einer gesteigerten Zuverlässigkeit und Leistung der Inspektion.

In den vergangenen zwei Jahrzehnten haben Fortschritte in der Elektronik die Entwicklung kostengünstiger, kommerziell erhältlicher UT-Systeme ermöglicht. Gemeinsam mit neuen UT-Prüfkopfarten wie dem Phased-Array ist eine schnelle und präzise Inspektion komplexer Geometrien und Materialien möglich geworden. Bislang sind diese Anwendungen jedoch kaum für den Einsatz in der kerntechnischen Sicherheit qualifiziert. Die internationale Betrachtung innerhalb des PIONIC-II Projekts zielt darauf ab, gemeinsame Erkenntnisse aus

der Perspektive nuklearer Aufsichtsbehörden zu gewinnen.

Teilprojekt 3: «Emerging Technologies and Other Topics»

Dieses Teilprojekt dient der Betrachtung besonders relevanter und aktueller Aspekte, die während des Projektzeitraumes identifiziert werden. Zum aktuellen Projektstand wurde hierbei bereits das aktuelle Thema der zerstörungsfreien Werkstoffprüfung additiv gefertigter Materialien identifiziert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das ENSI überprüft im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit unter anderem die Instandhaltungskonzepte der Schweizer Kernkraftwerke für austenitische Schweissnähte und Mischnähte. Dabei steht auch das Leistungsvermögen der eingesetzten Prüftechnik und die Bewertung der Inspektionsintervalle im Fokus. Das ENSI berücksichtigt dafür sowohl die Erkenntnisse aus der Qualifizierung der verwendeten Prüfsysteme als auch den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, wie zum Beispiel die Erkenntnisse aus dem Projekt PIONIC-II.

Gerade die in PIONIC-II behandelten Aspekte des Machine-Learnings und Künstliche Intelligenz sind für das ENSI von hoher Bedeutung. Zunehmend werden Beauftragte Prüflösungen heranziehen, welche auf Machine-Learning basieren. Die fundierte Betrachtung zur Erkennung von Chancen und Gefahren ist für die Beurteilung ausschlaggebend.

Ebenso sind die Möglichkeiten neuer Ultraschallprüftechniken ein wichtiger Bestandteil in der Prüfung von Komponenten. Die gezielte Betrachtung in PIONIC-II trägt signifikant zur Erarbeitung eines gemeinsamen Kenntnisstands bei.

Ausblick

Während im Berichtszeitraum die initiale Orientierungsphase im Vordergrund stand, wird im nächsten Schritt die aktive Umsetzung vergleichender Untersuchungen voranschreiten.

Im Bereich des Teilprojektes 1 wird die systematische Betrachtung von Fragestellungen und deren Lösung durch Machine-Learning auf dem Gebiet der ZfP entscheidend sein. Das beinhaltet die Identifikation der kritischsten Aspekte. Dazu zählen die Beschaffung und Generierung von Trainingsdaten, die Bewertung von Machine-Learning-Algorithmen und -Architekturen, der Rechenaufwand, die Transparenz und die Validierung. Der Austausch von Trainingsdaten sowie Code-Implementierungen wird ein wichtiger Teil in der Nutzung der vorhandenen Synergien sein.

Im Teilprojekt 2 wird die empirische Bewertung neuer UT-Prüfsysteme im Vergleich mit herkömmlichen etablierten Prüfsystemen behandelt werden. Verschiedene Schweißnaht- und Grundmaterial-Konfigurationen sollen Berücksichtigung finden, um Robustheit und Einschränkungen zu eruieren. In Zusammenarbeit der Projektteilnehmenden soll die Identifizierung relevanter Anwendungen neuer UT-Prüfsysteme, einschliesslich Software und Hardware, auf dem Markt erfolgen. Langfristiges Ziel könnte die Entwicklung eines zusammenfassenden Leitfadens innerhalb des Projektes sein, in dem die Vor- und Nachteile dieser Anwendungen analysiert werden. Es sollte versucht werden, die vielversprechendsten UT-Anwendungen und -Systeme zu identifizieren und zu analysieren. Insbesondere könnten dafür Ringversuche durchgeführt werden.

1.1.7 INOWAC – «Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials»

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleiter: Daniel Reitz,
Rainer Ahlfänger
Bericht der Forschenden 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 konnte im ZINC-Projekt gezeigt werden, dass die Zn-Einspeisung die Schädigung von Strukturmaterialien durch Spannungsrisskorrosion (SpRK) abschwächt. Das ZINC-Projekt begann im Jahr 2019 und endete im März des Berichtsjahres.

Im Anschlussprojekt INOWAC wird die systematische Untersuchung des Einflusses der Zn-Zugabe zum Reaktorwasser auf die SpRK unter DWR- und SWR-Bedingungen fortgesetzt. Insbesondere sollen die Prüfbedingungen mehr an die tatsächlichen Bedingungen laufender Kernkraftwerke angepasst werden. Dies umfasst niedrigere Zn-Konzentrationen im Bereich von 5–15 ppb sowie verlängerte Behandlungszeiten. Die Ergebnisse sollen dazu verwendet werden, den positiven Einfluss von Zn quantifizieren zu können und beispielsweise Risswachstumskurven für die untersuchten Werkstoffe zu erstellen. Ein zweites, kleineres Projektziel betrifft die Beantwortung offener Fragen bezüglich der kombinierten Einspeisung von Zink und von Platin im Rahmen des Online-NobleChem™-Verfahrens (OLNC).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Gegenstand der Untersuchung im Projekt ZINC war der Einfluss der Zn-Einspeisung auf die Initiierung der SpRK sowie das Wachstum bereits vorhandener Risse. Hierzu wurden zwei wichtige Strukturmaterialien des Primärkreises, die Nickellegierung Alloy 182 und der rostfreie Stahl AISI 316L, unter DWR- und SWR-Bedingungen untersucht. Zudem wurden die Zusammensetzung, die Struktur, die mechanischen Eigenschaften und die Repassivierungskinetik von Oberflächen und Rissflanken-Oxidschichten mit und ohne Zn-Einspeisung charakterisiert. Die wichtigsten Ergebnisse des Projektes ZINC sind im Folgenden zusammengefasst:

■ Die Zugabe von 40 ppb Zn zum Reaktorwasser (DWR- und SWR-Bedingungen) zeigt eine Verzögerung der Rissinitiierung bei Alloy 182. Eine Zugabe von 15 ppb Zn zeigt einen weniger ausgeprägten Einfluss.

■ Die Versuche zu Rissinitiierung und anschliessendem Risswachstum, welche anhand von Kompaktzugproben (CT-Proben) durchgeführt wurden, zeigen eine deutliche Verzögerung und ein verlangsamtes Wachstum von Rissen bei Alloy 182. Für den Stahl 316L ist keine Verbesserung zu beobachten, da dieses Material ohnehin bereits eine sehr geringe Empfindlichkeit für SpRK besitzt.

■ Die Zn-Zugabe führt zu dünneren und kompakteren Oxidschichten für beide Werkstoffe und in beiden Umgebungsbedingungen. Dies ist eine wichtige Voraussetzung für den Widerstand gegen SpRK.

■ Zn-Atome werden in die inneren Oxidschichten eingebaut, was dazu führt, dass die Oxidschichten eine bessere Schutzwirkung gegen fortschreitende Oxidation besitzen. Dies konnte anhand von elektrochemischen Messungen nachgewiesen werden.

Wesentliche Ergebnisse des Projektes ZINC sind in den beiden Referenzen von Chen et al. zusammengefasst. Der Abschlussbericht befindet sich derzeit in Ausarbeitung.

Da das Projekt INOWAC erst im April des Berichtsjahres startete, sind bisher wenige Ergebnisse neuer Versuche zur Rissinitiierung vorhanden. Der Fokus lag daher auf der Charakterisierung der Oxidschichten von Proben der Legierung Alloy 182 unter SWR-Bedingungen. Hierzu wurden Coupon-Proben dieser Legierung mit zwei verschiedenen Oberflächenqualitäten in Zn-freiem Reaktorwasser als Referenz, sowie mit 10, 15 und 40 ppb Zn-Zugabe für zwei Wochen ausgelagert. Eine andere Testreihe umfasste zunächst eine zweiwöchige Auslagerung unter Zn-freien Bedingungen und danach eine vier- sowie achtwöchige Auslagerung in SWR-Wasser mit 15 ppb Zn. Hier zeigten frühere Untersuchungen im Rahmen des ZINC-Projektes: Wenn eine Oxidschicht in Zn-freier Umgebung gebildet wurde, reicht eine zwei-

wöchige Behandlung mit 40 ppb Zn nicht aus, um die Morphologie der Oxidschicht zu verändern oder die SpRK-Empfindlichkeit zu verringern. Die gebildeten Oxidschichten der Proben wurden danach mit Hilfe mikroskopischer Methoden untersucht.

Für die erste Testreihe zeigt sich ein deutlicher Unterschied der Oberflächenmorphologie. Die Zn-behandelten Oberflächen weisen weniger grobe Oxidkristalle auf und die Oberflächen erscheinen glatter. Besonders ausgeprägt ist dies bei einer Zn-Konzentration von 40 ppb (siehe Abbildung 3). Dieses Ergebnis ist bei beiden Oberflächenqualitäten (poliert und geschliffen) gleichermaßen sichtbar.

Bei der zweiten Testreihe deuten die ersten Ergebnisse darauf hin, dass eine längere Auslagerung auch bereits bei Zn-Gehalten von 15 ppb zu einer veränderten Morphologie vor allem der inneren Oxidschicht führt. Bereits nach einer vierwöchigen Auslagerung kann eine deutliche Abnahme der Oxidschichtdicke gemessen werden (siehe Abbildung 4). Die Resultate nach achtwöchiger Auslagerung sind hier noch ausstehend.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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. Das im ersten Quartal 2023 abgeschlossene Projekt ZINC hat dazu erste wichtige Beiträge liefern können. So konnten Erkenntnisse über den generellen Effekt der Zn-Einspeisung auf die Zusammensetzung und die Struktur der Oxidschichten sowie die Repassivierung in Hochtemperaturwasser gewonnen werden. Ein weiteres, wichtiges Ergebnis, ist der systematische Nachweis, dass die Zn-Einspeisung einen positiven Effekt auf die Beständigkeit der Werkstoffe gegenüber SpRK hat.

Die Ziele im Projekt ZINC gemäss Projektplan konnten erreicht werden, trotz der grossen Herausforderungen, welche die Corona-Pandemie mit sich brachte. Besonders hervor-

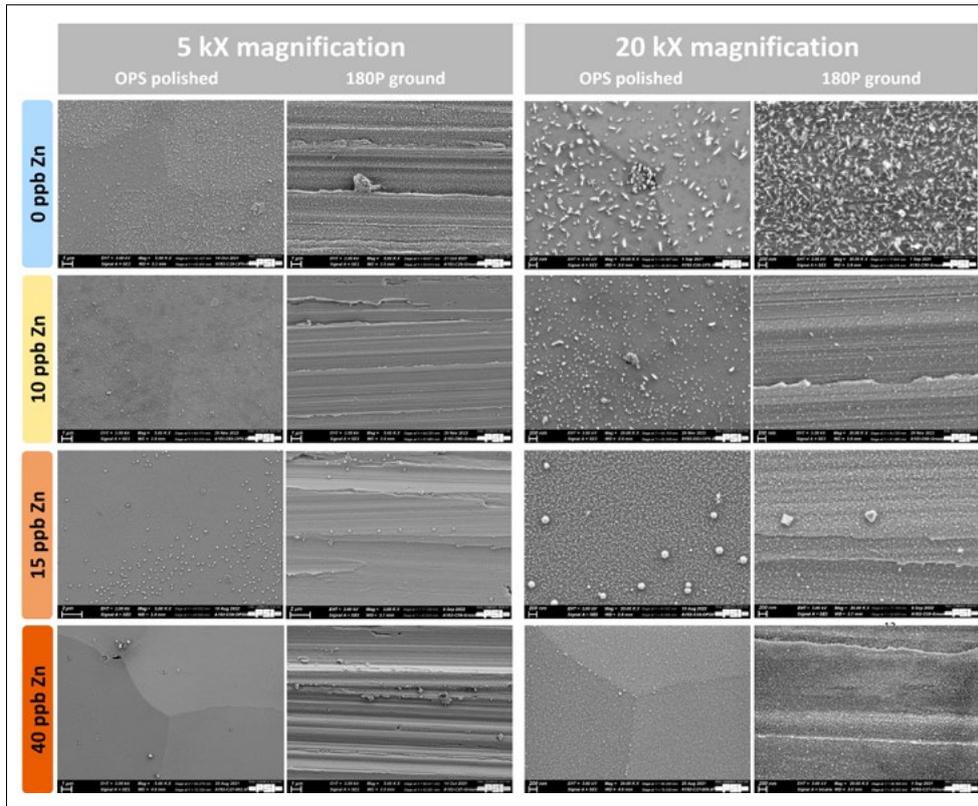


Abbildung 3: Elektronenmikroskopische Abbildungen von Oxidschichten auf polierten und geschliffenen Oberflächen nach Auslagerung unter SWR-Bedingungen ohne und mit 10, 15 und 40 ppb Zn für zwei Wochen. (Bild: PSI)

zuheben ist die Praxisnähe des Projektes, da die Laboruntersuchungen sowohl beide in Schweizer Kernkraftwerken eingesetzten Reaktortypen (Druckwasser- und Siedewasserreaktor) als auch die wichtigsten Werkstoffe des Primärkreises (die Nickellegierung Alloy 182 und der rostfreie Stahl AISI 316L) abdecken. Der Zeitplan wurde, auch aufgrund der Corona-Pandemie, um drei Monate überzogen. Dies hatte jedoch keinen wesentlichen Einfluss auf die Projektergebnisse. Im Projekt INOWAC wird die Untersuchung der Zn-Einspeisung fortgesetzt. Es werden niedrigere Einspeiseraten angewendet, die näher an den tatsächlich in den Schweizer Kernkraftwerken angewendeten Werten liegen. Damit wird die Relevanz der Forschung für die Praxis weiter erhöht. Die Ergebnisse der Projekte ZINC und INOWAC können vom ENSI für die Aufsichtsarbeit genutzt werden. Die Quantifizierung der Zn-Einspeisung auf das SpRK-Verhalten verschiedener Legierungen ermöglicht eine gezieltere Altersüberwachung, die insbesondere für die Laufzeitverlängerung von

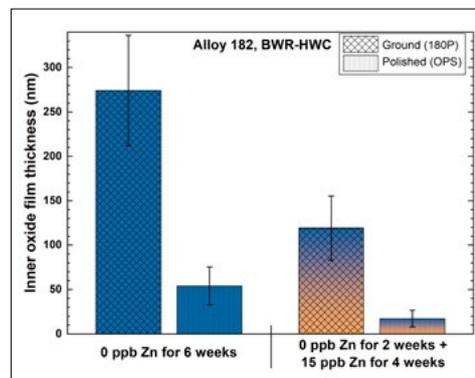


Abbildung 4: Vergleich der Dicke der inneren Oxidschicht der Legierung Alloy 182 in SWR-Umgebungsbedingungen. Links nach einer Auslagerung für sechs Wochen ohne Zn-Zugabe; rechts nach einer zweiwöchigen Auslagerung ohne Zn-Zugabe und einer anschliessenden Auslagerung für vier Wochen mit 15 ppb Zn-Zugabe. (Bild: PSI)

Kernkraftwerken eine wichtige Rolle spielt. Da in Betrieb befindliche Schweizer Kernkraftwerke die Zn-Einspeisung nutzen, können die Projektergebnisse ausserdem mit der Betriebserfahrung der Kraftwerke abgeglichen werden. Beide Projekte, ZINC und INOWAC, tragen ausserdem dazu bei, Fachpersonen beim ENSI und am PSI auf dem Gebiet der Wasserchemie und der Alterungsüberwachung der Kernanlagen auszubilden und damit Fachkompetenzen aufzubauen und zu er-

halten. In internationalen Gremien tätige Mitarbeitende des PSI und des ENSI können die Erkenntnisse dort einbringen.

Ausblick

Die ersten neun Monate des Projektes INOWAC waren im Wesentlichen geprägt von Auslagerungstests und der Planung und Probenherstellung für die Risswachstums- und -initiierungsversuche. Diese Versuche sollen im Jahr 2024 starten. Im Zusammenhang mit den Auslagerungstests wird die Charakterisierung der Oxidschichten und SpRK-Risse weiter intensiviert. In der Folge sind hierzu Veröffentlichungen in Fachzeitschriften geplant. Im Herbst 2024 soll die Abschlussarbeit der Doktorandin, die bereits das ZINC-Projekt begleitet hat, fertiggestellt werden. Die Post-Doc-Position im INOWAC-Projekt konnte besetzt werden. Die Person soll im zweiten Quartal 2024 ihre Arbeit aufnehmen.

Zitierte Literatur

■ K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, H.P. Seifert, and S. Ritter, Role of Zn Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Alloy 182 Weld Metal in Simulated Light Water Reactor Environment, *Corrosion Science*, 2023, 221, 111364.

■ K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, P.V. Grundler, H.-P. Seifert, and S. Ritter, Effect of Zinc Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Structural Materials in Light Water Reactor Primary Water, *Corrosion Reviews*, 2023, 41(3), 387–398.

1.1.8 PROACTIV II – «Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants»

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Ralph Döring

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Mit der zunehmenden Betriebsdauer von Kernkraftwerken sind wichtige Sicherheitsnachweise unter Einbezug von Alterungsmechanismen zu bewerten. Darunter sind die Nachweise gegen Sprödbruch des Re-

aktordruckbehälters (RDB) bei Notkühl-szenarien mit Thermoschock («Pressurized Thermal Shock», PTS) sowie Leck-vor-Bruch-Nachweise (Leak-Before-Break, LBB) für druckführende Rohrleitungen. Dazu notwendig ist die Abschätzung des aktuellen Werkstoffzustandes hinsichtlich der Neutronenversprödung. Vor dem Hintergrund, dass nur begrenzte Mengen an bestrahltem Original-RDB-Material zur Verfügung stehen, kann die Verwendung miniaturisierter Werkstoffproben dazu dienen, die Datenbasis zu erweitern. Des Weiteren steht mit der «eXtended Finite Element Method» (XFEM) seit einiger Zeit ein numerisches Verfahren zur Verfügung, das den Aufwand bei der Modellierung signifikant verringern kann. Für ausgewählte Rohrleitungen, vor allem denen des Hauptkühlmittel-Kreislaufes, spielen Leck-vor-Bruch-Nachweise eine wichtige Rolle.

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 diese internationalen Entwicklungen weiterverfolgen und unterstützt darum das Projekt PROACTIV II («Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants») am Paul Scherrer Institut (PSI), das sich diesen Themen widmet. Es wurde Anfang 2022 gestartet und schliesst sich thematisch an das Vorgänger-Projekt PROACTIV an. PROACTIV II besteht wieder aus drei Teilprojekten und ist bis Ende 2024 geplant.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Teilprojekt 1 wird die Verwendung von Bruchmechanik-Kleinproben zur Bestimmung des Werkstoffzustandes von RDB-Material thematisiert. Bei der Überwachung des Versprödungszustandes von älteren RDBs gibt es internationale Bestrebungen, anstelle von relativ grossen Standard-Bruchmechanikproben auch Klein- und Kleinstproben zu verwenden. Der Bedarf hierfür ergibt sich insbesondere dadurch, dass das aus den Bestrahlungsprogrammen zur Verfügung stehende Material in Bezug auf Probenanzahl und -grösse limitiert ist. Standardmässig wird die Bruchzähigkeit mit sogenannten 1T-C(T)-Proben ermittelt, die 25 mm Dicke aufweisen. Bei bestrahltem RDB-Material steht jedoch für laufende Reaktoren nur eine begrenzte Anzahl von Begleitproben zur Verfügung, bei denen es sich typischerweise um zehn Millimeter dicke Kerbschlagbiegeproben handelt. Unter Umständen sind auch wenige Bruchmechanikproben vorhanden, die jedoch in der Regel kleiner sind als die Standardproben. Die relevante Werkstoffprüfnorm der «American Society for Testing and Materials», ASTM-E1921, schreibt keine Limitierungen bezüglich der Probengrösse vor. Dennoch bestehen im Zusammenhang mit stark verkleinerten Bruchmechanikproben nach wie vor offene Fragestellungen, wie ein veränderter Bruchmechanismus in Folge einer niedrigeren Querdehnungsbehinderung («Constraint») und der Einfluss von inhomogenen Materialeigenschaften. Der Schwerpunkt im Teilprojekt 1 liegt darin, die Einflüsse der Probengrösse und jene der makroskopischen Inhomogenitäten zu separieren.

Nachdem im vorherigen Berichtszeitraum die Entnahme der Proben und deren mikrostrukturelle Charakterisierung im Vordergrund standen, wurden im aktuellem Berichtszeitraum die Tests der Phase 2 durchgeführt. Phase 2 umfasst die Bestimmung einer Masterkurve anhand der Kleinproben sowie deren Evaluierung durch numerische und analytische Untersuchungen, insbesondere in Hinblick auf Werk-

stoffinhomogenitäten und Grösseneinfluss. Durch weitere Testserien im Jahr 2023 mit 0.18T-C(T)- und 0.09T-C(T)-Proben bei eher niedrigen Bruchzähigkeitswerten wurde die Datenbasis erweitert. Die Norm ASTM-E1921 beinhaltet Ansätze zur Abschätzung des Grösseneinflusses in Folge unterschiedlicher Dehnungsbehinderungen bei verschiedenen Probengrössen. Die Ergebnisse deuten darauf hin, dass, insbesondere für die Proben aus der Plattenmitte mit geringerer Fliessspannung, die Korrektur gemäss Norm nicht ausreicht. Es wird folglich notwendig sein, einen zusätzlichen Faktor einzuführen.

Im Teilprojekt 2 werden in speziell für PRO-ACTIV entwickelten Testkörpern Thermoschockrisse erzeugt. Die Versuche dienen der experimentellen Validierung von numerischen Rissausbreitungsanalysen einschliesslich des Rissstopps unter Verwendung der erweiterten Finite-Elemente-Methode (XFEM).

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 im 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 XFEM evaluiert werden, weil diese eine einfachere Rissmodellierung sowie die Berechnung von Risswachstum, Rissstopp und Risspfaden ermöglicht. Diese Methode ist seit einiger Zeit auch in kommerzieller FEM-Software wie ANSYS und ABAQUS implementiert.

Für die Thermoschock-Experimente verwendet man dickwandige Zylinder aus dem Molybdän-Vanadium-Stahl 17MoV8-4, in denen durch Einspritzen von kaltem Wasser der Thermoschock initiiert wird. Vorher kann der Probekörper auf bis zu 300 °C aufgeheizt werden. Die Sprödbruch-Übergangstemperatur wurde mit entsprechender Wärmebehandlung auf einen möglichst hohen

Wert von ungefähr 235°C eingestellt, damit ein Sprödbruch ausgelöst werden kann. Für eine definierte Rissentstehung sind künstliche Schwachstellen in Form von vier axialen Kerben an der Innenwand des Zylinders eingebracht. Insgesamt lässt sich das Teilprojekt in sechs Aufgaben unterteilen: Probenherstellung, Thermoschockexperimente, Verbesserung der Messtechnik zur Rissbeobachtung, Optimierung des Probendesigns, Nachuntersuchungen an getesteten Proben und Vergleich der Experimente mit den numerischen Ergebnissen der XFEM-Simulationen. Die durchgeführten Arbeiten im aktuellen Berichtszeitraum waren vor allem die Durchführung zahlreicher weiterer Thermoschockexperimente, die Verbesserung von Messtechnik und Probendesign sowie die Gewinnung von Erkenntnissen aus getesteten Proben insbesondere durch zerstörende Untersuchungen.

Im Teilprojekt 3 werden die Untersuchungen aus dem Vorgängerprojekt zu probabilistischen Ansätzen fortgeführt. Insbesondere wird dabei auch die Software xLPR («extremely Low Probability of Rupture»), die auch von der amerikanischen Aufsichtsbehörde «U.S. Nuclear Regulatory Commission» (U.S. NRC) genutzt wird, zur Anwendung kommen. xLPR ermöglicht die Anwendung probabilistischer Verfahren in Zusammenhang mit Leck-vor-Bruch-Analysen für Rohrleitungen.

Das Teilprojekt 3 wurde grob in drei Aufgaben unterteilt. Aufgabe 1 beinhaltet die Erarbeitung von Parametern für eine Referenzsimulation. Die Software erfordert die Eingabe einer sehr grossen Anzahl solcher Parameter. Das PSI hat hierzu einen Satz von Eingabeparametern vorgeschlagen, der den Bedingungen im Primärkreislauf eines Schweizer Kernkraftwerkes möglichst nahekommen soll, und diese mit dem ENSI diskutiert. Mit diesem Parametersatz hat das PSI im vorangegangenen Jahr Aufgabe 2 begonnen, umfangreiche Simulationen in Form einer Sensitivitätsanalyse durchzuführen. Diese Aufgabe konnte im Jahr 2023 plangerecht abgeschlossen werden. Zusammen mit dem ENSI wurden dabei auch

die Schwerpunkte für das weitere Vorgehen festgelegt. Es wurde insbesondere der Einfluss von Schweisseigenspannungs-Profilen intensiv untersucht. Die dritte Aufgabe schliesslich beinhaltet den Einbezug weiterer Einflussgrössen wie die Auswirkungen von Wiederholungsprüfungen sowie Reparaturmethoden an rissbehafteten Schweißnähten. Die Aufgabe 3 wurde im Berichtszeitraum begonnen und wird im kommenden Jahr fortgesetzt und abgeschlossen werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Alle drei Teilprojekte sind aus Sicht des ENSI erfolgreich gestartet und befinden sich im Wesentlichen im Zeitplan. Das Forschungsprojekt leistet einen wichtigen Beitrag zur nuklearen Sicherheit insbesondere in Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Für den Langzeitbetrieb fordert das ENSI im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfungen eine Reihe von speziellen Nachweisen, welche die Sprödbruchsicherheit des RDB sowie die Integrität des Hauptkühlmittel-Kreislaufes betreffen. Alle drei Teilprojekte lassen sich fachlich einem dieser Themenfelder zuordnen.

Zur Sprödbruchbewertung des RDB muss zunächst dessen Werkstoffzustand in Bezug auf Neutronenversprödung zuverlässig bestimmt werden. Hierzu dienen sogenannte Begleitproben, die entsprechend dem damaligen Stand der Technik Kerbschlagbiegeproben waren. Heute gewinnt die direkte Ermittlung der Bruchzähigkeit zunehmend an Bedeutung. Die bestehenden Standards erfordern jedoch relativ grosse Bruchmechanikproben. Für den bestrahlten Werkstoffzustand steht hierfür in der Regel zu wenig Material zur Verfügung. Die Miniaturisierung der Proben verspricht, diese Lücke füllen zu können. Klein-C(T)-Proben der Grösse 0.18 T können in ausreichender Stückzahl aus den Bruchstücken von Kerbschlagbiegeproben hergestellt werden. Ihre Akzeptanz würde es erlauben, die Datenbasis mit Bezug auf die Auswertungsmethode IIA nach ENSI-B01 (Masterkurvenverfahren an bestrahltem Material) zu erweitern. Des Weiteren

sollen Erkenntnisse aus den Forschungsergebnissen im Rahmen der Aktualisierung der Richtlinie ENSI-B01 «Alterungsüberwachung» in den zu überarbeitenden Anhang 5 einfließen.

Für den Nachweis der Sprödbruchsicherheit werden PTS-Analysen durchgeführt. Diese erfordern eine grosse Anzahl von Variantenrechnungen mit verschiedenen Risspostulaten (Position, Form, Ausrichtung). Mit der XFEM, die im Teilprojekt 2 untersucht wird, lassen sich solche Variantenrechnungen effektiver gegenüber der klassischen FEM durchführen. Die XFEM wurde exemplarisch bereits von den Werken angewandt. Das Projekt PROACTIV erlaubt es dem ENSI, die Ergebnisse solcher Analysen besser einordnen zu können. Für die Akzeptanz von Sprödbruchnachweisen durch das ENSI ist zu zeigen, dass Rissinitiierung ausgeschlossen ist. Die thermischen Spannungen infolge Temperaturschock fallen ab einer bestimmten Risstiefe wieder ab, sodass Beanspruchungen mit der Rissverlängerung abnehmen. Gleichzeitig steigt die Temperatur nach aussen an und die Versprödung sinkt wegen abnehmender Neutronenfluenzen. Dadurch führt spröde Rissinitiierung nicht zwangsläufig zum unmittelbaren Versagen des RDB, da die Risse in duktileren Materialbereichen wieder zum Stillstand kommen. Rissstopp kann nach der bisherigen regulatorischen Praxis nicht direkt kreditiert werden, darf jedoch verwendet werden, um zusätzliche Margen aufzuzeigen. Die Forschungsergebnisse aus dem Teilprojekt 2 helfen, diese zusätzlichen Margen besser quantifizieren zu können.

Das Risiko eines Versagens der Hauptkühlmittel-Leitungen kann mittels Leckvor-Bruch-Analysen (LBB) weitestgehend ausgeschlossen werden. Bei den herkömmlichen LBB-Nachweisen wird Spannungsrisskorrosion (SpRK) als Schädigungsmechanismus in der Regel ausgeklammert. Neuere Simulationsmethoden auf probabilistischer Basis erlauben auch den Einbezug von SpRK. Ein Beispiel ist der im Auftrag der U.S. NRC entwickelte Code xLPR. Spannungsrisskorrosion in Zusammenhang mit Schweiss-

eigenspannungen führen international und national immer wieder zu Vorkommnissen. Beispiele sind der Befund am N5-Stutzen im Kernkraftwerk Leibstadt 2012, die Befunde an den Steigrohren der Strahlpumpen im Kernkraftwerk Leibstadt 2021 sowie diejenigen an der Dampferzeuger-Trennwand im Kernkraftwerk Gösgen 2022. Dazu kommen die aktuellen Befunde in den französischen Anlagen (siehe Kapitel 2). Im Kernkraftwerk Leibstadt wurden in der Revision 2022 die RDB-Stutzen mittels MSIP («Mechanical Stress Improvement Process») ertüchtigt, indem die Eigenspannungen an den SpRK-gefährdeten Positionen in Richtung Druckspannungen verschoben werden. Die Forschungsergebnisse aus dem Teilprojekt 3 tragen dazu bei, vor dem Hintergrund der Probabilistik ein tieferes Verständnis des Einflusses von Schweisseigenspannungen und anderer Phänomene zu entwickeln. Dadurch kann das ENSI den Nutzen von bestimmten Massnahmen für die nukleare Sicherheit besser einschätzen.

Ausblick

Aus experimentellen bruchmechanischen Versuchen mit unterschiedlichen Probengrössen konnten im Teilprojekt 1 nach der Masterkurvenmethode Referenztemperaturen T_0 für den verwendeten JRQ-Stahl ermittelt werden. Die Datenbasis wurde mit weiteren Tests an Kleinproben erweitert und komplettiert. Bei Anwendung der Prüfnorm ASTM-E1921 ist es schwierig, Effekte der Probengrössen von solchen der Werkstoffinhomogenität auseinanderzuhalten. Numerische Untersuchungen des Spannungsfeldes vor der Risspitze zeigen, dass die effektive, am Rissprozess beteiligte Rissfrontlänge nicht proportional zur Probenbreite ist. Das ist eine mögliche Erklärung, warum die Standardkorrekturverfahren der ASTM-Norm nicht immer passen. Im kommenden Jahr werden der numerischen Untersuchung auch fraktographische Auswertungen folgen. Des Weiteren soll eine Doktorarbeit zu diesem Thema ihren Abschluss finden.

Im Teilprojekt 2 wurden inzwischen zahlreiche Thermoschockexperimente abge-

schlossen und die Versuchsdurchführung wurde optimiert. Die direkte Messung von Riss-Re-Initiierung und Risstopp ist leider noch nicht gelungen. Allerdings konnten wertvolle Erkenntnisse aus zerstörenden Werkstoffuntersuchungen der Proben gewonnen werden. Für den kommenden Zeitraum werden signifikante Fortschritte bei der numerischen Modellierung mittels der XFEM erwartet.

Im Teilprojekt 3 konnten detaillierte Sensitivitätsstudien mit verschiedenen Schweißspannungs-Profilen und einschliesslich zerstörungsfreier Wiederholungsprüfungen sowie potenzieller Schweißreparaturen durchgeführt werden. Im kommenden Jahr werden diese Untersuchungen fortgeführt und zusätzlich um die Effekte seismischer Einwirkungen erweitert.

Die Teilnahme des PSI an diversen Projekten der OECD-NEA, die thematische Überschneidungen mit dem Forschungsprojekt PROACTIV II haben, hat sich bewährt und wird fortgesetzt. Das beinhaltet zum Beispiel vergleichende Rechnungen verschiedener Expertengruppen (Benchmarks). Aktuelle Beispiele laufender Vorhaben sind der LBB-Benchmark (Leak-Before-Break) Phase II, der PFM-Benchmark («Probabilistic Fracture Mechanics for Piping Applications»), die Erarbeitung eines Statusberichts zum WPS-Effekt («Warm Prestress Effects in RPV Assessment») und die Fortsetzung des Leckraten-Benchmarks («Crack Growth and Leak Flow Rates Models and Comparison with Operating Experience»).

1.1.9 NEA SMILE – «Studsvik Material Integrity Life Extension Project»

Projektpartner: Studsvik, unter der Schirmherrschaft der «Nuclear Energy Agency» (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Daniel Reitz, Reiner Mailänder

Einleitung

In den letzten Jahren wurden zwei Siedewasserreaktoren (SWR, Oskarshamn 1 und 2) und ein Druckwasserreaktor (DWR, Ringhals 2) in Schweden stillgelegt. Diese befinden sich

derzeit im Rückbau. Studsvik hat das Projekt NEA SMILE initiiert, mit dem Ziel, Betreiber von Leichtwasserreaktoren (LWR) und Aufsichtsbehörden weltweit beim Alterungsmanagement von Anlagen zu unterstützen. Durch die geplanten Untersuchungen an Material, das reellen 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.

Das Projekt SMILE («Studsvik Material Integrity Life Extension Project») wurde Anfang 2021 gestartet. Es ist ein auf zunächst fünf Jahre angelegtes Projekt unter der Leitung der schwedischen Firma Studsvik. Es umfasst experimentelle 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 ist in vier Teilprojekte gegliedert. Das erste Teilprojekt umfasst die Datensammlung der zu untersuchenden Materialien, die Beschaffung der Proben, deren Einlagerung bei Studsvik inklusive einigen Standarduntersuchungen (Abbildung 5) 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 Schmiedegussungen

- Spannungsrissskorrosions- und Korrosionsermüdungs-Eigenschaften 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 unter SWR- und DWR-Umgebungsbedingungen

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.



Abbildung 5:
Entferntes Teilstück des Reaktordruckbehälters von Oskarshamn 2 mit dem Speisewasserstutzen; Gewicht: 1,8 Tonnen. Aus diesem Bauteil werden Materialproben für das Teilprojekt 2 gewonnen. (Bild: Oskarshamns-verkets Kraft-grupp AB)

Im Berichtsjahr 2023 konzentrierte sich ein Grossteil der Arbeiten von Studsvik wiederum auf das Teilprojekt 1, also auf die Entnahme, den Transport und die Dokumentation des im Zuge des Rückbaus der stillgelegten Reaktoren gewonnenen Probenmaterials. Bis auf wenige Ausnahmen ist nun das Material für die weiteren Untersuchungen bei Studsvik vorhanden.

Im Teilprojekt 2 geht es um die Untersuchung etwaiger Versprödungseffekte der niedriglegierten RDB-Werkstoffe. Dies umfasst die Versprödung aufgrund der Neutronenbestrahlung und thermischer Effekte. Im Berichtsjahr wurde die Untersuchung der Überwachungsproben von Ringhals 2 abgeschlossen. Die Überwachungsproben von Oskarshamn 2 hingegen werden im Laufe des Jahres 2024 untersucht, da das Material erst Ende 2023 zur Verfügung gestellt werden konnte.

Das Teilprojekt 3 befasst sich mit der Neutronenversprödung hochlegierter austenitischer Legierungen, die im Reaktordruckbehälter im Wesentlichen beim Kernmantel und den Kerneinbauten Verwendung finden. Hier stehen die Werkstoffuntersuchungen an den Materialien von Oskarshamn 1 und 2 kurz vor dem Abschluss. Die Arbeit umfasst die Ermittlung mechanischer-technologischer Eigenschaften wie Zugversuche, Härtemessungen und die Ermittlung der Bruchzähigkeit an verschiedenen Positionen. Ein weiterer Schwerpunkt sind

Risswachstumsversuche unter simulierten SWR-/DWR-Bedingungen. Diese werden an Material von Oskarshamn 2 und von Ringhals 2 durchgeführt. Die Risswachstumsversuche von Oskarshamn-2-Material konnten im Berichtsjahr weitgehend abgeschlossen werden.

Das Teilprojekt 4 widmet sich den Eigenschaften hochlegierter austenitischer Legierungen ohne Strahlungseinfluss. Die Probennahme der Mischnähte und der artgleichen Schweissnähte ist weitgehend abgeschlossen und das Material ist überwiegend bereits bei Studsvik eingetroffen. Die meisten Untersuchungen werden im ersten Halbjahr 2024 durchgeführt.

Das Projekt hat im Berichtsjahr zudem neue Projektpartner gewinnen können. Diese umfassen drei Organisationen aus China sowie das finnische Forschungsinstitut VTT.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt NEASMILE hängt vom Fortschritt beim Rückbau der drei Reaktoren ab, was zahlreiche Unwägbarkeiten mit sich bringt. Deshalb war allen Beteiligten von Anfang an bewusst, dass immer wieder Anpassungen des Arbeitsprogramms vorgenommen werden müssen. Trotz der Verzögerung der Probenentnahme aus Ringhals 2 wurden die meisten Ziele und Meilensteine für die ersten drei Projektjahre erreicht. Bereits jetzt ist aber klar, dass die von den Teilnehmern gewünschten Untersuchungen in vollem Umfang erst in einer zweiten Phase des Projekts ab 2026 umgesetzt werden können.

Die Gesetzgebung zur Kernenergie in 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 Kenntnisse zum Alterungsverhalten der Strukturmaterialien von Kernkraftwerken unter Neutronenbestrahlung für die Überwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten sehr wichtig.

Die im Rahmen des Projekts SMILE gewonnenen Erkenntnisse sollen auch wesentlich dazu beitragen, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Ein Vorteil dafür ist, dass das Projekt Expertinnen und Experten aus der ganzen Welt zusammenbringt; es schafft ein Forum für den Wissenstransfer zwischen den teilnehmenden Organisationen. Die ausgewählten Themen sind auf die schweizerischen Bedürfnisse zugeschnitten und werden auch international als für die Beurteilung eines sicheren Langzeitbetriebs wichtig angesehen.

Ausblick

Im vierten Projektjahr wird nach jetziger Planung der Grossteil der Untersuchungen in den Teilprojekten 3 und 4 durchgeführt. Es ist somit aus Projektsicht das wichtigste Jahr, das voraussichtlich die meisten Ergebnisse liefern wird.

1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der «Nuclear Energy Agency» (NEA) koordiniert, die zur «Organisation for Economic Cooperation and Development» OECD gehört. Sie fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle in Kernkraftwerken sowie über Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, in die systematisch Schadensfälle und Ereignisse aus den teilnehmenden Staaten eingegeben werden. Die Daten werden anschliessend mit dem Ziel ausgewertet, auf der Basis einer grösseren Anzahl von Fällen Hinweise auf Ursachen und Häufigkeiten von Schäden beziehungsweise 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»

Projektpartner: «Nuclear Energy Agency» (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Daniel Reitz

Einleitung

Das CODAP-Projekt («Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme») der «Nuclear Energy Agency» (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, Vereinigte Arabische Emirate und USA.

Das Projekt betrachtet die mechanischen Ausrüstungen der druckführenden Umschliessung bei sicherheitstechnisch klassierten Systemen in Kernkraftwerken. Unklassierte Komponenten werden einbezogen,

wenn diese zu Überflutungen oder anderen sicherheitstechnisch relevanten Vorkommnissen beigetragen haben. Die Ziele des CODAP-Projektes sind:

- Informationen zu Vorkommnissen an passiven metallischen Komponenten von Kernkraftwerken in einer Datenbank zu sammeln,
- die Informationen auszuwerten, um ein besseres Verständnis der Ursachen und Auswirkungen der Vorkommnisse sowie der Wirksamkeit vorbeugender Massnahmen zu erreichen,
- allgemeine Hintergrundinformationen zu Komponenten und Schädigungsmechanismen zu sammeln und
- zusammenfassende Berichte zu den Schädigungsmechanismen zu erstellen.

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

Das ENSI ist im Rahmen von CODAP für die nationale Koordination der Arbeiten verantwortlich. Es unterstützt die Kraftwerke bei der Erfassung von Vorkommnissen und prüft diese auf Vollständigkeit und Relevanz. Weiterhin ist das ENSI im CODAP-Ausschuss der OECD-NEA vertreten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr 2023 lag der Schwerpunkt des Projektes weiterhin auf der Sammlung, Kontrolle und Freigabe von Datensätzen zu Vorkommnissen. Im Berichtsjahr wurden gesamthaft 18 neue Datensätze in die Datenbank eingepflegt, davon ein Datensatz zu einem Vorkommnis in einem Schweizer Kernkraftwerk.

Im Rahmen der Erfahrungsauswertung wurde im Projekt damit begonnen, den achten Erfahrungsbericht zu erstellen. Dieser beschäftigt sich mit dem Thema «Integrität von Feuerlöschleitungen». Der Bericht soll

zunächst einen allgemeinen Überblick über die Auslegung und das Design von Feuerlöschleitungen in Kernkraftwerken sowie über die allgemeine Betriebserfahrung geben. Im Anschluss werden länderspezifische Informationen zur nuklearen Klassierung von Feuerlöschleitungen, zur Berichterstattung bei Vorkommnissen und zur Betriebserfahrung dargelegt. Der Beitrag des ENSI wurde im Berichtsjahr 2023 eingereicht. Mit dem Ende des Jahres 2023 ging die dreijährige Phase IV des CODAP-Projektes zu Ende. Ein zusammenfassender Bericht über die Ergebnisse dieser Projektphase ist in Arbeit.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die CODAP-Datenbank ist die einzige länderübergreifende Datenbank zu Vorkommnissen an mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken weltweit. Die aktuelle Version der CODAP-Datenbank umfasst bis heute über 5200 Datensätze. 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 und
- risikobasierte Anwendungen in der Instandhaltung.

Bei der Beurteilung von meldepflichtigen Schäden trägt das Projekt dazu bei, die Ursachenuntersuchungen und die Folgemaassnahmen der Betreiberinnen zu bewerten. Ein wichtiger Nebenaspekt beim Projekt CODAP ist der damit mögliche Wissens- und Erfahrungstransfer an die nachfolgende Generation von Nuklearingenieurinnen und -ingenieuren, sodass das Wissen aus früheren Vorkommnissen nicht durch Personal-

wechsel verloren geht. Das CODAP-Projekt ist daher eine langfristig angelegte Initiative.

Ausblick

Das Projekt wird plangemäss ab Januar 2024 mit der Phase V weitergeführt. Mehrere zusätzliche Länder haben Interesse an einer Teilnahme bekundet.

Der Fokus liegt unverändert auf der Erfassung und Pflege von Vorkommnisdaten sowie dem internationalen Austausch zur Betriebserfahrung. Der achte Erfahrungsbericht zum Thema «Integrität von Feuerlöschleitungen» soll in der nächsten Phase V fertiggestellt werden.

1.2.2 NEA ICDE – «International Common-Cause-Failure Data Exchange» Projektpartner: «Nuclear Energy Agency» (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das ICDE-Projekt («International Common-Cause-Failure Data Exchange») wird seit 1998 unter der Federführung der «Nuclear Energy Agency» (NEA) betrieben. Das übergeordnete Ziel dieses Projektes ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über Ereignisse, die als «Common Cause Failure» (CCF) bezeichnet werden. Dabei handelt es sich um Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei Komponenten aufgrund 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 an diesem Austausch zurzeit neun weitere Länder, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben werden. Die Phase IX hat Anfang 2023 begonnen und dauert bis Ende 2026.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2023 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

■ **Datenerfassung:** Die Datenbank enthält 2125 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen (Stand: September 2023). Seit Anfang der Phase IX des Projektes (Januar 2023) hat sich die Anzahl Datensätze in der Datenbank um circa ein Prozent erhöht.

■ **Berichte zu definierten Themen (sogenannte «Topical Reports»):** Im Rahmen des ICDE-Projektes 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. Ein Bericht zum Thema Sicherheitskultur («Safety Culture») hinsichtlich CCF-Ereignisse ist in Bearbeitung. Ein erster Entwurf eines neuen Berichts zum Thema Quantifizierung von CCF-Parametern aufgrund von Daten der ICDE-Datenbank wurde erstellt.

Im Berichtsjahr hat das ENSI die Aktualisierung seiner Daten zu den Komponententypen Zentrifugalpumpen und Dieseldgeneratoren abgeschlossen: Es wurden zwei neue Ereignisse der Schweizer Kernkraftwerke in die ICDE-Datenbank eingetragen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Aufgrund des hohen Schadenspotentials von CCF-Ereignissen hat das ICDE-Projekt für das ENSI eine grosse Bedeutung. Deshalb informiert sich das ENSI regelmässig über den Stand der Erkenntnisse aus dem Projekt. Die Analysen bilden eine fundierte Grundlage, um die sicherheitstechnische Bedeutung von CCF-Ereignissen genauer zu bestimmen und – wo angemessen – das CCF-Risiko zu reduzieren. Die ausgewerteten Ereignisse fliessen zudem in die Behandlung solcher Ereignisse in den probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) ein.

Ausblick

Im Jahr 2024 wird der Schwerpunkt auf das Thema «Sicherheitskultur hinsichtlich CCF-Ereignisse» gelegt. Der entsprechende Bericht wird weiterentwickelt.

1.2.3 NEA FIRE – «Fire Incident Record Exchange»

Projektpartner: «Nuclear Energy Agency» (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Amsha Proag

Einleitung

Das Ziel des Projektes NEA FIRE («Fire Incident Record Exchange») 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, die Niederlande, Schweden, die Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien und die USA.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Anfang 2023 begann die siebte Phase des Projekts, die bis Ende 2025 laufen wird. Bei dem in der Einleitung beschriebenen Ziel der Datenerhebung zu Brandvorkommnissen mitsamt deren Charakteristika handelt es sich um ein fortwährendes Ziel. Die vorliegende Datenbank ist im Berichtsjahr um 24 Brandvorkommnisse gewachsen, darunter keines aus der Schweiz. 468 der nun insgesamt 602 Datensätze, die für die Betriebszeit von 10'435 Reaktorjahren erfasst wurden, wurden mit zusätzlichen Informationen zum Brandereignis aktualisiert, die zur Auswertung von Brandrisiken dienen. Es ist sinnvoll, dass dieses Projekt weitergeführt wird, da

die Daten sowohl für Modellierungszwecke als auch für das Treffen geeigneter Vorkehrungen gegen Brandereignisse verwendet werden können.

Um einen Brandprozess unter relevanten Bedingungen zu charakterisieren, ist eine gemeinsame Arbeit mit dem Projekt NEA PRISME («PRopagation d'un Incendie pour des Scénarios Multi-locaux Élémentaires») durchgeführt worden. Sie wurde im Berichtsjahr veröffentlicht (Plumecocq et al. 2023). Dabei wurde ein simulierter Kabelbrand mit realen Daten verglichen, und zwar sowohl mit einem Brandereignis aus dem Jahr 2014 als auch mit einer am französischen «Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire» (IRSN) ausgeführten experimentellen Studie. Durch diese Arbeit können gewisse Parameter, die in Brandsimulationen eingehen, genauer bestimmt werden.

Ausserdem wurde auch eine Untersuchung darüber abgeschlossen, wie brandgefährdete Komponenten in den Kernkraftwerken am besten für die Datenerhebung typologisiert werden können. Dies dient dazu, dass alle von einem potenziellen Brandereignis betroffenen und relevanten Komponenten erfasst und einer sinnvollen Kategorie zugeordnet werden können.

Die Entwurfsarbeiten am Themenbericht zur Organisation, Stärke und Ausstattung der Betriebsfeuerwehren an Kernkraftwerken wurden fortgesetzt. Ein weiterer Themenbericht zu Anforderungen an Brandschutzbarrieren ist in Vorbereitung.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

In der Schweiz unterhalten alle im Betrieb befindlichen Kernkraftwerke 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.

Es ist für das ENSI wertvoll, über eine Plattform zu verfügen, auf der zeitnah und detailliert über Brandereignisse aus einer Vielzahl von Ländern ein Informationsaus-

tausch stattfinden kann. Dank der Weiterentwicklung der Datenbank in den letzten Jahren können daraus auch weitere Informationen abgefragt werden, zum Beispiel wie oft andere Gefährdungen und Störfälle durch einen Brand verursacht wurden oder zu einem Brandfall geführt haben und mit welcher Häufigkeit spezifische Komponenten in Bränden ausfallen. Generell können die erhobenen Daten zur Prüfung der Realitätsnähe der in der Brand-PSA getroffenen Annahmen und somit zu einer besseren Bewertung von Brandrisiken dienen.

Beispielsweise wurde dank der dokumentierten Brandereignisse vor einigen Jahren festgestellt, dass eine entscheidende Einflussgrösse für die Zerstörungskraft von Lichtbögen die Gegenwart von Aluminium in stromführenden Teilen der betroffenen Komponente ist. Daraufhin wurden auf Anordnung des ENSI in den Schweizer Kernkraftwerken mit Leistungsbetrieb die sicherheitsrelevanten Anlageteile auf gefährdende Aluminiumteile in Schaltanlagen geprüft und keine solcher Teile gefunden.

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, die 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 Auslegung und Betrieb neuartiger modularer Reaktoren (Small-Modular-Reaktor, SMR) zu prüfen.

Zitierte Literatur

W. Plumecocq, S. Bascou, M. Röwekamp & K. Hamburger (2023): Common OECD/NEA FIRE and PRISME Cable Benchmark Exercise. Fire Safety Journal 139, 103815.

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 of Finland»

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Basler & Hofmann AG

ENSI-Projektbegleiterin: Sara Ghadimi
Bericht der Forschenden 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 of Finland» organisiert und läuft voraussichtlich bis 2025. VTT und die finnische Aufsichtsbehörde STUK lancierten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I-III (2006 bis 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 schieferem Projektilanprall und Versuchen mit randnahen Belastungen. In einer übergeordneten Testmatrix sind diese Untersu-

chungsinhalte 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. Um die geometrisch skalierten Versuche an grösseren Platten durchführen zu können, hat VTT eine neue Versuchsanlage geplant.

Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI aus Bochum) und Basler & Hofmann (B&H aus Zürich) an diesem Projekt. Bei IMPACT IV – NEREID arbeiten sieben Teams aus sechs Ländern (Kanada, Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Schweiz) mit. Von den Ländern Kanada, 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

Die Demontage der alten Versuchseinrichtung sowie die Planung und die Bestellung der Bestandteile der neuen vergrösserten Versuchseinrichtung erfolgten im Jahr 2022. Die neue Versuchseinrichtung wurde im Jahr 2023 gebaut (Abbildung 6). Danach folgten Vorversuche mit Aufprall der skalierten Projektilen aus Edelstahl auf eine starre Stahlplatte. Diese zeigten anstatt das erwünschten Verformungsverhaltens ein von der Projektilfront ausgehendes Aufreissen des Projektils in Längsrichtung. Die geometrisch skalierten Versuche wurden deshalb mit neuen Projektilen aus Kohlenstoffstahl durchgeführt, die die gewünschte achsensymmetrische Faltenbildung zeigten. Die neuen Versuche sind dahingehend beschränkt, dass die geometrisch hochskalierten Projektilen in der neuen Versuchsanlage nicht die maximale Aufprallgeschwindigkeit der Tests in der IMPACT-Phase III erreichen. Die Aufprallgeschwindigkeit des ersten geometrisch skalierten Tests GSX1-L, der auf dem mit 143 m/s durchgeführten Test X3

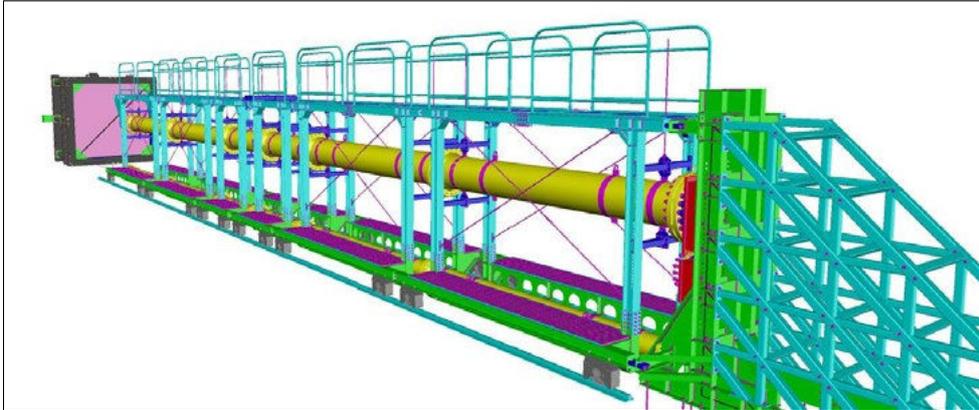


Abbildung 6:
IMPACT IV – NEREID:
neue Versuchsanlage.
 (Bild: VTT)

basiert, konnte erreicht werden. Weitere geometrisch skalierte Versuche müssen jedoch aufgrund der Einschränkung durch die Versuchsanlage komplett neu konzipiert werden.

Das ENSI und seine Expertinnen und Experten führten im Berichtsjahr 2023 für die ersten geometrisch skalierten Versuche mit kombiniertem Biege- und Durchstanztragverhalten (GSX1-S und GSX1-L) rechnerische Simulationen durch. Die beiden Simulationen mit unterschiedlichen Berechnungsmodellen und -programmen ergaben Hinweise auf eine gewisse Skalierungsempfindlichkeit aufgrund des nichtlinearen Tragverhaltens der Stahlbetonplatten. Auch die Auflagerbedingungen des Stahlrahmens der Versuchsanlage mit unterschiedlicher Anzahl von Stützrohren scheinen aufgrund des damit verbundenen unterschiedlichen Schwingungsverhaltens einen Einfluss auf die Skalierung der Versuchsergebnisse zu haben. Am Ende des Berichtsjahres wurden die ersten geometrisch skalierten Tests mit kombiniertem Biege- und Durchstanztragverhalten (GSX1) mit der neuen Versuchseinrichtung erfolgreich durchgeführt. Die GSX1-Tests beinhalteten:

- den Versuch an einer grösseren Stahlbetonplatte mit Spannweiten von 3,5 m × 3,5 m (entspricht einem Skalierungsfaktor von 1,75, GSX1-L, siehe Abbildung 7),
- den zugehörigen Referenztest an einer kleineren Stahlbetonplatte mit Spannweiten von 2 m × 2 m (GSX1-S) und



Abbildung 7:
IMPACT IV – NEREID:
Versuchseinrichtung
für den Test GSX1-L
mit einem geometrischen
Skalierungsfaktor von 1,75.
 (Bild: VTT)

- die Vorversuche mit den auf eine starre Stahlplatte aufprallenden neuen Projektilen (Force-Plate-Tests).

Die neuen Projektile aus Kohlenstoffstahl führten zu höheren Aufpralllasten als die bisher verwendeten Edelstahlprojekte mit gleicher Masse und Geschwindigkeit. Diese höheren Aufpralllasten, die bei der Planung der GSX1-Tests nicht vorhersehbar waren, sind wahrscheinlich die Ursache für die unerwartet schweren Schäden an den Stahlbetonplatten mit erheblicher Penetration der Projektile sowohl im Referenztest GSX1-S als auch im hochskalierten Test GSX1-L. Eine eindeutige Schlussfolgerung hinsichtlich der Skalierungseffekte ist daher auf der Grundlage der durchgeführten Tests nicht möglich. Weitere Tests sind erforderlich, um die Skalierungsempfindlichkeit der Aufpralltests bewerten zu können.

Es ist noch nicht abschliessend geklärt, ob die finanzielle Situation es erlaubt, zusätzliche geometrisch skalierte Versuche im Jahr 2024 durchzuführen. Möglicherweise sind zusätzliche finanzielle Mittel erforderlich, um das geplante Testprogramm mit der neuen Versuchseinrichtung erfolgreich abzuschliessen.

Das bisher in der IMPACT-Phase IV durchgeführte Projektprogramm hat sich aus den folgenden Gründen als teurer erwiesen als ursprünglich geplant:

1. Während des ersten noch mit der alten Versuchsanlage durchgeführten Programmabschnitts wurden vier Tests neu durchgeführt beziehungsweise wiederholt. Sie dienten der Untersuchung der Auswirkungen der Plattendicke auf das Durchstanzverhalten beim Anprall von Hartgeschossen (ITP-Tests) aufgrund von unerwartetem Verhalten der Projektile und Problemen mit der Realisierung der Aufprallgeschwindigkeit. Das Budget für diese zusätzlichen Tests musste in der Testmatrix auf Kosten der GSX-Tests umverteilt werden.
2. Im ursprünglichen Testprogramm (Budgetplanung) wurde davon ausgegangen, dass für den ersten geometrisch skalierten Versuch mit kombiniertem Biege- und Durchstanztragverhalten (GSX1) ein Referenztest (Test X3) aus der Projektphase IMPACT III problemlos skaliert werden kann. Aus praktischen Gründen mussten der Referenztest und die zugehörigen Projektiltests (Force-Plate-Tests) jedoch mit den leicht geänderten neuen Projektile aus Kohlenstoffstahl und mit den Versuchsplatten aus derselben Betonmischung wiederholt werden. Dies führte zur Durchführung von insgesamt vier Tests (zwei Tests von Stahlbetonplatten sowie zwei Force-Plate-Tests) für das erste Versuchs-Set GSX1.
3. Die beschriebenen Versuche mit grösseren Versuchsplatten sind die ersten dieser Art mit der neuen Versuchseinrichtung bei VTT. Dies bedingte einige iterative Vorversuche, bevor das erste Versuchs-Set GSX1 durchgeführt werden konnte. Ausserdem

mussten mit den neuen Kohlenstoffstahl- Projektile Force-Plate-Tests durchgeführt werden, da das skalierte Projektil aus Edelstahl nicht das gewünschte Verhalten zeigte.

An den zwei Projekttreffen im Juni und November 2023 nahm das ENSI zusammen mit seinen Expertinnen und Experten teil. Bestandteil der Treffen waren auch Workshops, bei denen die Partner die Methodik der Analysen und die daraus folgenden Resultate präsentierten.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

VTT führte in der vierten Projektphase IMPACT IV – NEREID bisher insgesamt sechzehn Versuche mit Stahlbetonplatten in der alten Versuchseinrichtung und zwei Versuche mit Stahlbetonplatten in der neuen Versuchseinrichtung erfolgreich durch. Zwar kam es zu den oben beschriebenen Verzögerungen infolge unvorhersehbarer Unwägbarkeiten beim Umgang mit der neuen Versuchsanlage. Die realisierten Experimente der vierten Projektphase lieferten dennoch wertvolle Ergänzungen zu der in den vorherigen Projektphasen (IMPACT I – III) durchgeführten Forschung.

Mit der Beteiligung an IMPACT IV – NEREID wird sichergestellt, dass dem ENSI weiterhin der aktuelle Stand von Wissenschaft und Technik bezüglich Versuchsdaten und Berechnungsmethoden für die Einwirkung Flugzeugabsturz zur Verfügung steht. Die Berücksichtigung der Erkenntnisse bei der Validierung der Berechnungsmodelle trägt zu einer realistischeren Abschätzung von Versagensgrenzen und von vorhandenen Tragreserven bei. Diese Berechnungsmodelle haben das in den Tests beobachtete Verhalten der Projektile und der stossbelasteten Stahlbeton-Bauteile gut abgebildet. Somit hat das ENSI die Bestätigung, dass die angewendeten Berechnungsmethoden dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen, und kann die gewonnenen Erkenntnisse in der Aufsichtstätigkeit anwenden.

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 zusammen mit seinen Expertinnen und Experten die Erkenntnisse aus diesem Projekt anhand von Präsentationen und Berichten an internationalen Konferenzen vorstellen, was einen regelmässigen Austausch mit den Fachleuten und nuklearen Aufsichtsbehörden anderer Länder garantiert. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Sicherheit der Kernanlagen geleistet.

Ausblick

Nach der Montage der neuen Versuchseinrichtung im Jahr 2023 und den ersten erfolgreichen Versuchen rechnet das ENSI damit, dass die Anfangsschwierigkeiten überwunden sind. Nach der Abklärung der finanziellen Situation des Projekts im Jahr 2024 werden weitere geometrisch skalierte Versuche konzipiert, um das geplante Testprogramm mit der neuen Versuchseinrichtung voraussichtlich im Jahr 2025 abzuschliessen.

1.3.2 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

Projektpartner: Schweizerischer Erdbebendienst (SED), Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich)
ENSI-Projektbegleiter: Thomas van Stiphout
Bericht der Forschenden 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 Forschungsthemen und der dazu gehörenden Datenaufarbeitung. Übergeordnete Ziele der Forschungszusammenarbeit zwischen dem ENSI und dem SED sind der Erhalt und die Erweiterung von standortspezifischem Wis-

sen 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 wie der IAEA und der NEA zur Verfügung.

Die Forschung zu den Schweizer Kernanlagen am SED berücksichtigt Fragestellungen zur Erdbebengefährdung von bestehenden Kernkraftwerken sowie zum Sachplanverfahren und damit der zukünftigen Erstellung von Oberflächen- und Untertageanlagen für geologische Tiefenlager. Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Analyse. Die Forschungsschwerpunkte sind in folgende Teilprojekte unterteilt:

1. Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd und der Erdbebenskalierung,
2. Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nicht-linearen Medien sowohl an der Erdoberfläche (Kernkraftwerke, Zwischenlager, Oberflächenanlagen) wie auch in Tiefen von 300 bis 900 Metern unter der Erdoberfläche (geologische Tiefenlager) und
3. Erarbeitung wissenschaftlicher Grundlagen für die potenzielle Anwendung von zeitabhängigen Erdbebengefährdungs-Analysen in der Schweiz.

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 Standort-

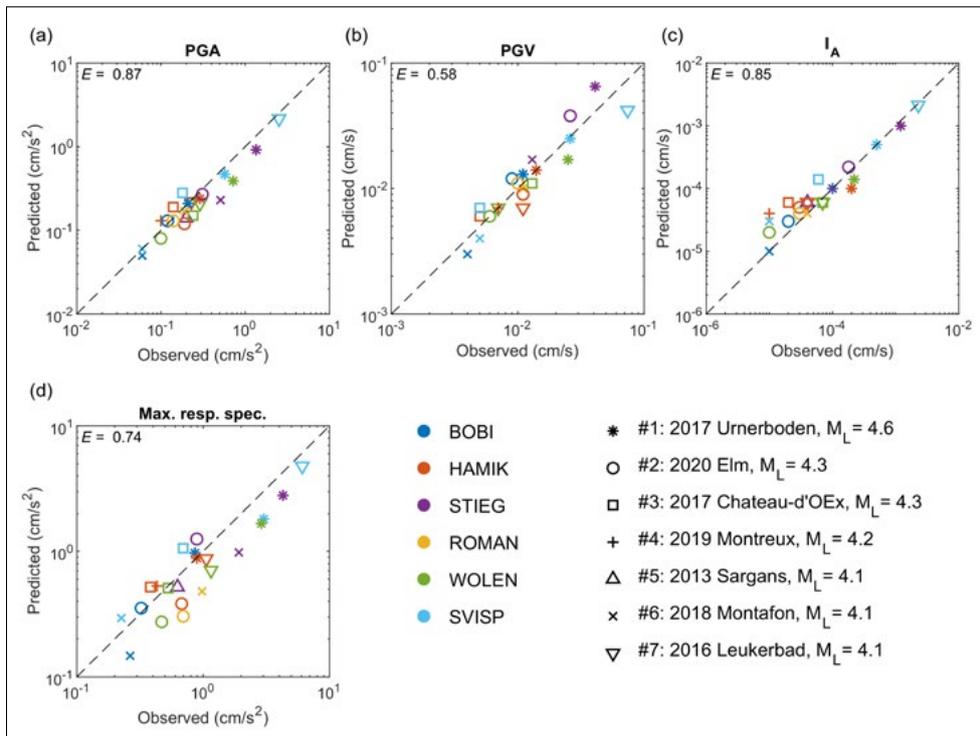


Abbildung 8: Statistischer Vergleich von beobachteten und berechneten Bodenbewegungen in der Tiefe für sieben Schweizer Erdbeben mit Magnituden grösser als 4 an verschiedenen Stationen in der Schweiz (siehe networks.seismo.ethz.ch/networks/ch/). Die Grafiken zeigen die maximale Bodenbeschleunigung («Peak Ground Acceleration», PGA) (a), die maximale Bodengeschwindigkeit («Peak Ground Velocity», PGV) (b), die Arias-Intensität (I_A) (c), sowie der maximale Wert der spektralen Beschleunigung im gesamten Frequenzspektrum (Max. resp. spec.) (d). Die Qualität der Korrelation wird mit dem Nash-Sutcliffe-Model Efficiency-Koeffizient E ermittelt, wobei Werte über 0.75 als gut, Werte zwischen 0.36 und 0.75 als befriedigend angesehen werden. (Bild: SED, ETH Zürich)

eigenschaften des Untergrundes bestimmt. Beide Elemente sind wichtig für die probabilistischen Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung («Probabilistic Seismic Hazard Assessment», PSHA). Der SED verfolgt die neusten Entwicklungen auf diesem Gebiet.

Die lokalen physikalischen Standorteigenschaften haben einen entscheidenden Einfluss auf die Bodenbewegungen, das heisst auf deren Amplitude, Frequenzspektrum und Dauer. Die Bestimmung der Bodenbewegungen im Untergrund ist in erster Linie für die Abschätzung der Erdbebengefährdung für Untertagebauwerke, insbesondere für zukünftige geologische Tiefenlager für radioaktive Abfälle von Bedeutung. Das im Rahmen dieses Projektes entwickelte stochastische Modell zur Charakterisierung der Bodenbewegungen in der Tiefe wurde anhand von synthetischen und realen Daten aus dem japanischen Überwachungsnetz KIK-net im Jahr 2022 getestet und verifiziert (siehe Erfahrungs- und Forschungsbericht 2022). Im Berichtsjahr wurden diese Modelle auf Schweizer Stationen, die kombinierte Oberflächen- und Bohrloch-Seismo-

meterdaten bieten, angewandt. Dabei wurden in einem ersten Schritt die empirischen (anhand der aufgezeichneten Daten) Transferfunktionen in die Tiefe ermittelt und mit den theoretisch berechneten Transferfunktionen verglichen. Als Transferfunktion bezeichnet man die Ableitung der erwarteten Bodenbewegungen an der Oberfläche in die Tiefe. Mit diesen berechneten Transferfunktionen wurden anschliessend für sieben regionale Erdbeben anhand des seismischen Signales an der Oberfläche die Bodenbewegungen in der Tiefe berechnet. Abbildung 8 zeigt die gute Übereinstimmung der vorhergesagten (berechneten) Bodenbewegungen in der Tiefe mit den tatsächlich aufgezeichneten Erdbebensignalen. Zudem wurden die Bodenbewegungen in der Tiefe für ein Erdbebenszenario mit der Magnitude 5.8 in fünf Kilometern Entfernung zum Erdbebenherd berechnet. Die Resultate zeigen, dass die Bodenbewegungen in der Tiefe deutlich kleiner sind und eine andere Charakteristik als jene an der Oberfläche aufweisen. In der Praxis können diese Modelle als Grundlage für die bautechnische Auslegung von Untertagebauwerken eines

geologischen Tiefenlagers herangezogen werden.

Im Jahr 2023 wurde die in den Vorjahren entwickelte Physik-basierte Methode zur Bestimmung von Abminderung beziehungsweise Verstärkung sowie Dauer der Bodenbewegungen auf Basis der oberflächennahen Scherwellengeschwindigkeiten mit einer wissenschaftlichen Publikation abgeschlossen. Dafür wurde ausgehend von der beobachteten Verstärkung der seismischen Wellen an der Starkbeben-Station SZUZ (Zeughauswiese, Zürich) die Verstärkung auf einem 2D-Geschwindigkeitsprofil im Stadtgebiet Zürich berechnet und validiert; dabei wurde die komplexe Geologie über das gesamte Profil berücksichtigt. Dieser Ansatz erlaubt es, die Abminderung beziehungsweise Verstärkung und Dauer von Bodenerschütterungen bei Erdbeben realistischer zu modellieren. Die Methode kann genutzt werden, um die standortspezifischen Einflussfaktoren der lokalen Geologie besser in Erdbebengefährdungs-Studien zu berücksichtigen.

Zudem wurde im Teilprojekt 1 im Jahr 2023 eine Methode validiert und publiziert, die es erlaubt, anhand von Oberflächenwellen ein oberflächennahes Scherwellen-Geschwindigkeitsmodell und die lokale Dämpfung des Untergrundes zu ermitteln. Dieser Ansatz dient dazu, die Kenntnisse der lokalen Standorteigenschaften zu verbessern. Mit einer wissenschaftlichen Publikation dazu wurde der methodische Ansatz an einem Standort bestätigt. Die Anwendung dieser Methode an mehreren Standorten und der Abgleich der Ergebnisse mit geotechnischen Labortests sind noch ausstehend.

In der Praxis haben die in Teilprojekt 1 erarbeiteten Methoden das Potenzial, die standortspezifische Abschätzung der Erdbebengefährdung an der Oberfläche als auch in der Tiefe zu verbessern. Im Weiteren dienen sie dazu, Unsicherheiten zu reduzieren sowie die seismische Charakterisierung von Standorten zu optimieren.

Die Charakteristika des mit einem Seismometer aufgezeichneten Signals werden durch die Eigenschaften der Erdbebenquel-

le sowie durch Ausbreitungs- und Standort-einflüsse 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 liegt daher in der Entwicklung und der Implementierung numerischer Programme für die Hybridmodellierung, um Bodenbewegungen in ihrem Frequenzinhalt breitbandig und standortspezifisch zu simulieren.

Die früheren Arbeiten im Teilprojekt 2 haben gezeigt, dass Elemente wie das Geschwindigkeitsmodell (das die Sedimente und geologische Schichtabfolge repräsentiert), die Topografie oder die Streuung des Erdbebensignals einen signifikanten Einfluss bei der Physik-basierten Modellierung haben können. In den letzten Jahren wurden verschiedene Codes für Physik-basierte Modellierung für die Schweiz angewandt und simulierte Erdbebensignale den beobachteten gegenübergestellt. Solche Vergleiche helfen, die eigene Strategie und Modelle für numerische Simulationen weiterzuentwickeln. Während für die realen und synthetischen Daten im Amplitudenspektrum eine relativ gute Übereinstimmung erzielt werden konnte, liessen sich die Beschleunigungssignale für die Primärwellen und für die Einsatzzeit der Scherwellen noch nicht optimal abbilden. Abweichungen in letzteren werden aktuell dem implementierten Geschwindigkeitsmodell zugeordnet. Die Arbeiten im Jahr 2023 fokussierten deshalb auf eine Verbesserung der Implementierung der Geschwindigkeitsmodelle, gleichzeitig wurde der Einfluss der Topografie mituntersucht. Hierzu wird ein Programmcode verwendet, welcher es erlaubt, die gesamte Wellenform zu modellieren.

Es wurde ein vereinfachtes Modell für das Rhönetal im Wallis implementiert, welches die tiefere Erdkruste, die sedimentären Schichten und die Topografie abbildet. Der Detaillierungsgrad dieses Modells ermöglicht eine maximale Auflösung der Frequenz bis zu 1 Hz. Die Limitierung ergibt sich in erster Linie aufgrund der Auflösung der ver-

wendeten Geschwindigkeitsmodelle des Untergrunds. Mithilfe des Codes für Physik-basierte Modellierung konnten durch Berechnungen am Schweizer Hochleistungs-Rechenzentrum die Wellenformen eines realen Erdbebens an einer bestimmten Erdbebenstation berechnet und dabei der Einfluss der Topografie und der Lockersedimente analysiert werden. Die Ergebnisse zeigen, dass die Berücksichtigung sowohl der Topografie als auch der sedimentären Schichten für die Modellierung von Wellenformen zentral ist. Zukünftig soll das 3D-Geschwindigkeitsmodell basierend auf verfügbaren Daten weiterentwickelt werden, um mit der Modellierung auch höhere Frequenzen und komplexe Wellenphänomene berücksichtigen zu können.

Mit den Arbeiten im Teilprojekt 2 trägt das ENSI dazu bei, Physik-basierte Modellierungen von seismischen Wellen weiterzuentwickeln. Dabei geht es aktuell darum, die für die Modellierung wichtigen Parameter und Einflussfaktoren zu identifizieren und die Grundlage für zukünftige robuste Modellierungen von Erdbeben zu schaffen. In Regionen mit wenig Starkbeben-Aufzeichnungen (grosse Erdbeben mit langen Wiederkehrperioden) können Physik-basierte Modellierungen dazu beitragen, die Gefährdungsgrundlagen zu verbessern.

Der Fokus von Teilprojekt 3 liegt auf zeitabhängigen Erdbebengefährdungs-Analysen. Damit will das ENSI abklären, ob und wie die wissenschaftlichen Grundlagen genutzt werden können, um die Notfall- und Kommunikationsplanung zu verbessern.

In einem ersten Schritt hat der SED im Jahr 2023 unter anderem im Rahmen eines internationalen Projekts den Stand von Wissenschaft und Technik bei der Nutzung von zeitabhängigen Erdbebengefährdungs-Abschätzungen zusammengestellt. Dabei wurden sowohl seismologische (unter anderem Vorhersagemodelle, seismische Netzwerke, Datenbedarf) als auch gesellschaftliche sowie kommunikative Aspekte einbezogen und weltweite Anwendungsbeispiele berücksichtigt. Der SED hat zudem standort-spezifische zeitabhängige Erdbebengefähr-

dungs-Modelle für die Schweiz erstellt und kalibriert, wobei verschiedene Methoden angewandt wurden. Deren Eignung wurde anschliessend mittels pseudo-prospektiven und retrospektiven Tests mit realen Erdbeben Daten verglichen. Basierend auf den Resultaten konnte anschliessend ein favorisiertes Modell für zeitabhängige Erdbebenvorhersagesysteme in der Schweiz ermittelt werden. Die im Teilprojekt 3 bisher erarbeiteten Ergebnisse wurden im Hinblick auf die Verwendung der Informationen für die Aufsichtstätigkeit und die nukleare Sicherheit an einer gemeinsamen Sitzung diskutiert. Die Arbeiten im Teilprojekt 3 erlauben es dem ENSI, den Stand von Wissenschaft und Technik in diesem Bereich aktiv zu verfolgen. Entsprechende vertiefte Diskussionen zwischen dem ENSI und dem SED sind für das Jahr 2024 vorgesehen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Erfahrungen der vergangenen Jahre haben bestätigt, dass die Erdbebengefährdung im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit kontinuierlich ein wichtiges Thema darstellt. Mit den im Projekt durchgeführten Arbeiten wird angestrebt, das vorhandene Fachwissen zu erhalten und weiterzuentwickeln. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten erlauben es, die Einflüsse der seismischen Quellen, der Wellenausbreitung in der Erdkruste und des lokalen Standorts kontinuierlich besser zu beschreiben und zu beurteilen.

Die in diesem Projekt entwickelten Methoden und Ansätze sowie gewonnene Erkenntnisse werden laufend vom SED in der Praxis berücksichtigt, zum Beispiel für verbesserte Standortcharakterisierungen oder Gefährdungsanalysen. Einen konkreten Fall stellen hier die Arbeiten aus Teilprojekt 1 zur Bestimmung der Bodenbewegungen im Untergrund dar. Nach Ansicht des ENSI kann diese Methode bereits heute in der Praxis angewendet werden. Das ENSI erachtet diese Methode zur Abschätzung der Bodenbewegungen im Untergrund als ein wichtiges unterstützendes Instrument für die Überprü-

fung der Erdbebengefährdungs-Annahmen für geologische Tiefenlager. Dem ENSI erscheinen die Resultate aus der Anwendung der Modelle im seismischen Netzwerk der Schweiz als robust. Ein übergeordnetes Ziel der Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen ist die Reduktion der Unsicherheiten der seismischen Gefährdungsanalysen. Die im Teilprojekt 1 erarbeiteten Ergebnisse zur verbesserten Berücksichtigung der Standorteigenschaften sind direkt auf dieses Ziel ausgerichtet.

Die Forschungsbereiche zu neuen Ansätzen in der Erdbebengefährdungs-Berechnung, welche Geologie- und Physik-basierte Simulationen anwenden, 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 zurückzugreifen. Die Arbeiten der vergangenen Jahre zur Physik-basierten Simulation von Wellenformen sind für das ENSI relevant, da sie das Potenzial und die Verbesserungsmöglichkeiten dieser Methoden aufzeigen.

Für das ENSI ist die Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik ein zentraler Aspekt in seiner Aufsichtstätigkeit. Die Arbeiten zu den zeitabhängigen Erdbebengefährdungen erlauben es dem ENSI, internationale Entwicklungen zu verfolgen und die Anwendbarkeit robuster Methoden für die Schweiz zu prüfen. Die Ergebnisse werden herangezogen, um den Nutzen für die Aufsichtstätigkeit des ENSI besser beurteilen zu können. In diesem Rahmen wird aktuell das Potenzial dieser Systeme hinsichtlich des Nutzens für die Notfallplanung und Kommunikation analysiert.

Ausblick

Die Ergebnisse der Datenanalyse aus Teilprojekt 1 und der Physik-basierten Modellierung aus Teilprojekt 2 sollen im Verlaufe dieser Projektphase sukzessive das Verständnis des Einflusses der Geologie auf die relevan-

ten Parameter zur Beschreibung der Bodenbewegungen verbessern. Dies soll unter anderem genutzt werden, um das Schweiz-spezifische Bodenbewegungs-Abminderungsmodell («Swiss Stochastic Model») aufzudatieren und die Methoden zur Bestimmung der Bodenbewegungen in der Tiefe an realen Daten weiter zu testen.

Im Teilprojekt 1 werden die Methoden zukünftig breiter (an mehreren Standorten) angewendet und ein Abgleich der Ergebnisse mit geotechnischen Labortests ist noch ausstehend. Im Rahmen des Teilprojekts 2 sollen im Jahr 2024 die verfügbaren geologischen Informationen im Untersuchungsgebiet genutzt werden, um das Geschwindigkeitsmodell dahingehend zu verbessern, dass Simulationen mit höheren Frequenzen ermöglicht werden. In Teilprojekt 3 werden im Jahr 2024 die bisherigen Ergebnisse noch weiterentwickelt und seitens SED mit einem Bericht abgeschlossen. Basierend darauf wird das ENSI analysieren, wie die Erdbebengefährdungs-Modelle zur zeitabhängigen Prognose der Seismizität für die Aufsichtstätigkeit, insbesondere für die Notfallplanung und die Kommunikation, genutzt werden können. Anschliessend wird das weitere Vorgehen in diesem Teilprojekt gemeinsam mit dem SED festgelegt.

1.3.3 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen

Projektpartner: Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich), Institut für Baustatik und Konstruktion (IBK)

ENSI-Projektbegleiter: Tadeusz Szczesiak

Bericht der Forschenden 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 in jedem Fall möglich, das komplexe Last-Verformungs-Verhalten dieser Wände unter zyklischer Belastung, und schliesslich

die seismische Grenztragfähigkeit, zufriedenstellend 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 Stahlbetonbauten bei Erdbeben verwendet werden können. Von besonderem Interesse ist das Verhalten von gedrunenen Schubwänden unter zyklischer Belastung, da solche Schubwände in der Regel zur Abtragung der Horizontalkräfte in Nuklearbauten dienen.

Im neuen Materialmodell werden – im Gegensatz zu bestehenden Softwareprogrammen – hauptsächlich Standard-Materialeigenschaften als Eingabedaten verwendet, und die FEA basiert auf konsistenten mechanischen Modellen. Diese Vorgehensweise erlaubt es, eine überschaubare Anzahl von Parametern zu verwenden, die mit physikalischen Materialeigenschaften übereinstimmen und bei der Strukturplanung oder -bewertung zuverlässig bestimmt werden können. Die entsprechenden Modelle wurden an der ETH Zürich entwickelt, erweitert und validiert, bisher aber nur für unidirektionale, also monoton steigende Beanspruchungen. Sie bilden dennoch eine Grundlage für die im Projekt geplante Erweiterung der Modelle auf zyklische Belastung.

Die Qualität des neuen Materialmodells wird vor allem durch den Vergleich der Simulationsergebnisse mit den Werten überprüft, die in repräsentativen Versuchen an Bauteilen ermittelt wurden. Die Effizienz der entwickelten Codes wird bei der numerischen Simulation ganzer Strukturen untersucht und bewertet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt ist in fünf Arbeitspakete unterteilt (Abbildung 9). Das erste Arbeitspaket (WP1), das ursprünglich bis Mitte 2023 ab-

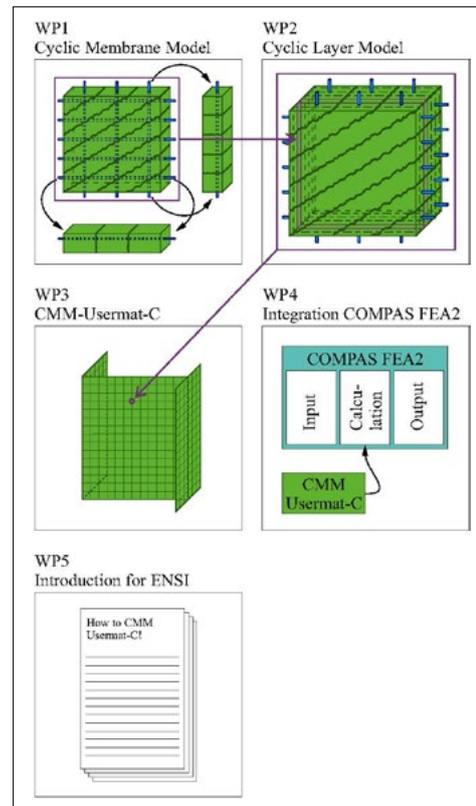


Abbildung 9:
Projektorganisation
in Arbeitspaketen
(«Work Packages»,
WP).
(Bild: ETH Zürich)

geschlossen sein sollte, beinhaltet die Erweiterung von bereits vorhandenen Modellen für unidirektionale Beanspruchung auf zyklische Beanspruchung durch die Integration neuer theoretischer Erkenntnisse über Verbundschädigung, Rissverzahnung und unterbewehrte Elemente. Weiterhin wurden im Rahmen des WP1 die Materialbeziehungen für Betonstahl kritisch überprüft, und die Druckmodelle für Beton überprüft und überarbeitet. Anschliessend wurden die Algorithmen im Code Python programmiert, getestet und optimiert, insbesondere im Hinblick auf die Rechenleistung. Schliesslich wurden die Algorithmen an veröffentlichten Plattenversuchen mit zyklischen Lasten validiert.

Abgesehen von der Dokumentation und der Sensitivitätsanalyse der Eingangsparameter wurde das erste Arbeitspaket bis Ende 2023 abgeschlossen. Der entwickelte Code ist stabil und robust, und die Simulationen von Gurt- und Membranelementen spiegeln das im Experiment beobachtete Verhalten zufriedenstellend wider.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt lag Ende 2023 etwa neun Monate hinter dem beim Beginn anvisierten Zeitplan. Das Projekt begann bereits später als vorgesehen, eine zusätzliche Verzögerung erklärt sich durch im Herbst 2023 durchgeführte, ursprünglich nicht vorgesehene Experimente an Zug- und Druckgurten aus Stahlbeton. Diese Untersuchungen haben jedoch Erkenntnisse geliefert, welche die Entwicklung und Validierung des mechanisch konsistenten Materialmodells wesentlich unterstützen.

Eine zuverlässige und nachvollziehbare Vorhersage des Erdbebenverhaltens der nuklearen Bauten und insbesondere die Bestimmung der Sicherheitsmargen ist für das ENSI von grosser Bedeutung. Im Zusammenhang mit der relevanten Erhöhung der zu berücksichtigenden Erdbebenlasten für die Schweizer Kernkraftwerke nach der Festlegung der Erdbebengefährdungsnahmen ENSI-2015 spielen die nichtlinearen Berechnungsmethoden eine wichtige Rolle. Die realitätsnahe Modellierung des nichtlinearen Verhaltens des Stahlbetons ist eine Voraussetzung bei der Bestimmung der seismischen Grenztragfähigkeit der nuklearen Bauten. Mit dem neuen mechanisch konsistenten nichtlinearen Materialmodell wird das ENSI in der Lage sein, die in nuklearen Bauten hauptsächlich zur Abtragung der Erdbebenlasten beitragenden gedruckten Stahlbetonwände realistischer abzubilden. Die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der im Rahmen der Aufsichtstätigkeit durchgeführten unabhängigen Berechnungen werden dadurch stark verbessert.

Die in diesem Projekt behandelten Themen sind von allgemeinem Interesse im nuklearen Ingenieurwesen. Das ENSI wird dank der gewonnenen Erkenntnisse weiterhin zu den Diskussionen im internationalen Rahmen beitragen können.

Ausblick

Das zweite und dritte) Arbeitspaket (WP2 und WP3) beinhaltet die Erweiterung des zyklischen Materialmodells für ebene Spannungszustände zum Schichtenmodell und die Integration des im WP1 entwickelten Python-Codes als benutzerdefiniertes Materialmodell («Usermat») in das Rechenprogramm «Ansys Mechanical APDL». Es ist geplant, diese Arbeitspakete bis Ende 2024 abzuschliessen. Dazu gehört die Implementierung des zyklischen Schichtmodells, das im Wesentlichen aus einem Stapel von kinematisch gekoppelten Membranelementen besteht. Die Effizienz des im WP1 entwickelten Codes wird in Arbeitspaket 3 bei der Simulation ganzer Strukturen optimiert und bewertet.

1.4 Menschliche Faktoren

Menschliche Handlungen beeinflussen die Sicherheit von Kernanlagen in vielfältiger Weise. Im Mittelpunkt dieses Forschungsbereichs stehen zwei Aspekte. Einerseits geht es um den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung. Dafür soll die Zuverlässigkeit des Operateurverhaltens unter verschiedenen Bedingungen quantifiziert werden. So werden Unsicherheiten bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) verringert, mit der das Risiko von Störfällen in Kernkraftwerken berechnet wird. Andererseits befasst sich die Forschung mit ethischen Fragen, indem das Handeln im Nuklearbereich, sowohl bei den Beaufichtigten wie auch beim ENSI selbst, unter dem Aspekt der Verantwortung beleuchtet wird.

1.4.1 ROES-II – «Reliability of Operators in Emergency Situations»

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleiter: Bernhard Reer
Bericht der Forschenden 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. Vor diesem Hintergrund bearbeitet das Paul Scherrer Institut (PSI) im Rahmen des Forschungsprojektes ROES («Reliability of Operators in Emergency Situations») folgende vier Hauptthemen:

■ HRA-Anleitung für Errors of Commission

(EOC): Es ist Stand der Technik, mit der HRA die Wahrscheinlichkeiten dafür zu bestimmen, dass während eines Störfalls geforderte Handlungen 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, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, den sogenannten 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 aus dem Jahr 2018 wurde die Methode 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 zur EOC-Identifizierung und -Quantifizierung als 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 EOO-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 Projektziele im Berichtsjahr 2023 und deren Umsetzung sind nachfolgend zusammengefasst.

HRA-Anleitung für EOC

Ziel war die Fertigstellung der Anleitung für die EOC-HRA. Die abgeschlossene Anleitung zur EOC-Identifizierung besteht aus einem Vergleich des von einem bestehenden PSA-Modell generierten Risikoprofils mit den Anweisungen in Störfallvorschriften. Durch diese Verknüpfung gelingt es, plausible Szenarien zu identifizieren, in denen Handlungen – infolge unangemessener Entscheidungen – ergriffen werden könnten, die den weiteren Störfallablauf signifikant risikohöher beeinflussen. Für jede dieser Handlungen wird gemäss fertiggestellter Anleitung identifiziert, wie wahrscheinlich es ist, dass in dem Szenario eine fehlerbegünstigende Bedingung (zum Beispiel eine irreführende Anzeige) vorliegt, und mit welcher Fehlerwahrscheinlichkeit unter dieser Bedingung zu rechnen ist. Dieser Prozess wird unterstützt durch strukturierte Listen mit Beispielen von fehlerbegünstigenden Bedingungen und durch Entscheidungsbäume mit strukturierten Abfragen für die Ermittlung von bedingten Fehlerwahrscheinlichkeiten.

Simulator-HRA-Daten

Ein Ziel war es, Rückmeldungen der Schweizer Kernkraftwerke für die Nutzung von Simulator-Daten einzuholen und einzubeziehen. Die Schweizer Kernkraftwerke sind über die Methodik der Forschenden zur Auswertung von Beobachtungen simulierter Störfallabläufe informiert. Aus den diesbezüglichen Fachgesprächen gewann das PSI eine Übersicht über die praktizierten Konzepte bei der Nutzung des Störfallsimulators in den Kernkraftwerken. Es ergaben sich Berührungspunkte hinsichtlich der Thematik von Auswertungen. Kompetenzaspekte (Thematik im Kernkraftwerk) passen beispielweise zu den Aspekten der Aufgabenbewältigung (Thematik der Forschenden). Zu diesen Aspekten gehören Situationseinschätzung, Prioritätensetzung, Steuerung und Kommunikation.

Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten

Ziel bei diesem Thema war die Erarbeitung eines Vorschlags für die Konkretisierung der Richtlinie ENSI-A05. Die hierzu vorgebrachte Empfehlung ist eine detaillierte Analyse des Handlungsablaufs mit dem Ziel, Aspekte zu identifizieren, die in die herkömmlich durchgeführten Analysen unzureichend eingeflossen sind. Zu diesen Aspekten gehören Gemeinsamkeiten möglicher Abläufe bei der Abarbeitung von Störfallvorschriften und unerwartete Änderungen der Systemzustände infolge Fehler bei vorgängigen Handlungsausführungen.

Bewertung von EOC-HRA-Methoden

Ziel war die Fertigstellung der Bewertung von EOC-HRA-Methoden. In der letzten Phase hierzu wurden die vier Methoden (SPAR-H, NRA, EPRI, IDHEAS), die infolge der ersten Phase als geeignet befunden wurden, getestet. Der Test erfolgte anhand von vier in hypothetischen Störfällen angeforderten Handlungen (Reaktorabkühlung, Reaktordruckentlastung, Kühlmittelverlust-Isolation, Dieselaggregat-Inbetriebnahme) mit bekannten Fehlerwahrscheinlichkeiten im Bereich von 0.011 bis 0.13. Bei der Ermittlung der Fehlerwahrscheinlichkeiten zeigte sich keine grosse Variabilität zwischen den Methoden. Ausserdem waren die Abweichungen von den bekannten Fehlerwahrscheinlichkeiten mehrheitlich kleiner als der Faktor 3; somit gab es keine über die üblichen Unsicherheiten hinausgehenden Abweichungen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Im Berichtsjahr wurden durch die Arbeiten wesentliche Fortschritte erzielt, die von substantiellem Nutzen für die Aufsichtstätigkeit des ENSI sind.

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 Bedeu-

tung sein können. EOC sind risikotechnisch bislang schwer fassbar, da sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Die im Projekt fertiggestellte 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-Ab-
lauf übliche Identifizierung und Beurteilung von Szenarien mit EOC-Gelegenheiten in Erkenntnissen zur Verbesserung der Sicherheit mündet. Hierzu gehören beispielsweise ergonomische Verbesserungen, die das Potenzial der Fehlinterpretation von Anweisungen in Störfallvorschriften reduzieren.

Sowohl die Einbindung von Simulator-Daten als auch die Bewertung neuer HRA-Methoden sind Elemente, die zur Qualitätsverbesserung der HRA beitragen können. Dies trägt wiederum dazu bei, dass die Anwendungen der PSA gemäss Richtlinie ENSI-A06 verbessert werden. Die genaue Spezifizierung eines gesamthaften Leistungsindikators, der mittels Beobachtungen simulierter Störfälle bestimmbar ist, und erste erfolgreiche Erprobungen zu dessen Bestimmung stellen einen Fortschritt auf dem Weg dar, Simulator-Daten allenfalls für die HRA systematisch zu verwenden. Der Bestandsaufnahme der in Schweizer Kernkraftwerken praktizierten Nutzung des Störfallsimulators bietet Anknüpfungspunkte für eine Zusammenarbeit für die zukünftige HRA-bezogene Nutzung von Simulator-Daten.

Das Vorliegen von Abhängigkeiten zwischen mehreren Fehlerwahrscheinlichkeiten kann im PSA-Modell zur Unterschätzung der Wahrscheinlichkeit für die Eskalation (Verschlimmerung) eines Störfalls beitragen, wenn mehrere Handlungen zur Abwendung dieser Eskalation als möglich kreditiert sind. Die im Projekt empirisch hergeleiteten Empfehlungen zur Vermeidung einer derartigen Unterschätzung können bereits jetzt bei HRA-Begutachtungen eingesetzt werden und zukünftig im Regelwerk (Richtlinie ENSI-A05) ihren Niederschlag finden.

Es wurden HRA-Methoden identifiziert, die als Kandidaten für die Liste der akzeptablen

HRA-Methoden gemäss Richtlinie ENSI-A05 in Frage kommen.

Das im Projekt ROES-II erarbeitete Wissen steht dem ENSI im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit zur Verfügung. Die Forschenden des PSI liefern seit 1999 Expertise zur Überprüfung von HRA-Studien der Schweizer Kernkraftwerke.

Im Verlauf des Projekts ergaben sich Probleme mit der Termineinhaltung sowie die Notwendigkeit einer reduzierenden Anpassung des Projektziels zum Thema «Simulator-HRA-Daten». Dazu beigetragen hat, dass das Forschungsprogramm zu umfangreich und die diesbezügliche Planung der Forschenden zu optimistisch waren. Im Fall einer weiteren Zusammenarbeit sollte bei diesen Punkten auf mehr Realitätsnähe geachtet werden.

Ausblick

Das Projekt wurde verlängert und endete gemäss dieser Verlängerung am 31. Dezember 2023. Aufgrund der hohen Qualität der erzielten Forschungsergebnisse besteht seitens des ENSI-Bereichs Sicherheitsanalysen ein grosses Interesse an einer weiteren Zusammenarbeit mit dem PSI auf dem Gebiet der HRA. Die Folgearbeiten, die aus Sicht des ENSI wünschenswert wären, betreffen im Wesentlichen die oben ausgeführten Hauptthemen, wobei auf eine realistische Projektplanung zu achten wäre.

1.4.2 Verantwortung – Verantwortungsvolle Entscheidungsfindung im Bereich der nuklearen Sicherheit

**Projektpartner: Universität Luzern,
Theologische Fakultät,
Institut für Sozialethik ISE
ENSI-Projektbegleiterin: Claudia Humbel
Haag
Bericht der Forschenden im Anhang A**

Einleitung

Im September 2023 startete das Institut für Sozialethik ISE der Universität Luzern ein Forschungsprojekt zum Thema Verantwortung mit dem Ziel, die verantwortungsvolle Entscheidungsfindung im Bereich der nu-

klaren Sicherheit zu untersuchen. In diesem als Doktorat angelegten Projekt arbeitet das ENSI erstmals mit einer Forschungsgruppe aus dem Fachbereich der Philosophie beziehungsweise der Ethik der Verantwortung zusammen. Wie kam es zur Erkenntnis, dass die Verantwortungsethik einen Beitrag zur Verbesserung der nuklearen Sicherheit leisten kann?

Nach dem Unfall von Fukushima-Daiichi 2011 analysierte die Internationale Atomenergie-Agentur IAEA (2015) die menschlichen und organisatorischen Faktoren, die zum Unfall beigetragen haben. Daraus ergab sich Lernpotenzial hinsichtlich der Rolle und Verantwortung der Beteiligten (unter anderem Betreiber, Behörden). Das Vorwort des Generaldirektors im IAEA-Bericht (2015) verdeutlicht dies: Es offenbart, dass der in Japan weit verbreitete Glaube in der Bevölkerung und bei den relevanten Akteuren, die japanischen Kernkraftwerke seien sicher, die Betreiberorganisationen und ihr Personal dazu verleitet hätten, notwendige technische Sicherheitsverbesserungen nicht zeitnah vorzunehmen. Gleichzeitig ist darin aber auch beschrieben, wie mutig, engagiert und unter erschwerten Bedingungen Mitarbeitende und Führungskräfte im Kernkraftwerk während des Unfalls kämpften, um die betroffenen Reaktoren unter Kontrolle zu bringen. Dieser Kampf erforderte mitunter viel Improvisation, da die Menschen für die Umstände, die sie vorfanden, nicht ausgebildet waren und ihnen oft geeignete Ausrüstungen fehlten.

Aus Sicht der Verantwortungsethik führten damit, vereinfacht ausgedrückt, die folgenden Ursachen zum Unfall von Fukushima: Vor der Katastrophe verhinderte ein mangelndes Bewusstsein über die zentrale Verantwortung der Aufsichtsbehörde und der Betreiberorganisation die Umsetzung notwendiger Sicherheitsmassnahmen. Während der Katastrophe entstand dieses Bewusstsein. Nur verhinderten eine unzureichende Vorbereitung und materielle Defizite, dass die Betroffenen und damit die Mitarbeitenden vor Ort in der Anlage der immanenten Verantwortung in dem von

ihnen gewünschten Masse gerecht werden konnten. Diese Sichtweise spiegelt sich auch in der Erkenntnis der IAEA (2015) wider, dass sich die Betreiber und Behörden verstärkt mit ihrer Sicherheitsbeziehungsweise Aufsichtskultur auseinandersetzen sollten, und dass das Streben nach organisationaler Resilienz als eines der zentralen Ziele der Organisation hinsichtlich Sicherheit betont werden muss.

In der Richtlinie ENSI-G07 «Organisation von Kernanlagen» (ENSI, 2023) sind die Themen der Verantwortung und der organisationalen Resilienz integriert. Dies auch, da sich die Nukleartechnik mit neuen Herausforderungen konfrontiert sieht (beispielsweise Veränderungen in den Energie-, Lieferanten- und Arbeitsmärkten, nuklearer Wissensverlust, neue Sicherheitsanforderungen). Die Erfahrungen mit diesen Veränderungen zeigen, dass Entscheiden und Handeln nicht mehr ausschliesslich auf Basis einmal vorverfasster Regeln (wie Richtlinienanforderungen, Prozessabläufe) erfolgen kann. Vielmehr erfordern sie von den Organisationen eine an die Situation angepasste Herangehensweise und damit organisationale Resilienz. Zum Erhalt und zur Weiterentwicklung organisationaler Resilienz in einer Kernanlage ist die bisher gelebte Praxis zur Verbesserung der Sicherheit, insbesondere auf Fehler und Mängel sowie deren Behebung und auf die Vermeidung von gleichen oder ähnlichen Ereignissen in Zukunft (Safety-I-Ansatz) zu fokussieren, nicht ausreichend. Dieser Ansatz muss mit einer zweiten Sichtweise kombiniert werden. Sie umfasst insbesondere das Lernen aus Positivem beziehungsweise dem normalen Funktionieren und damit das Beobachten und Analysieren, wie und warum Dinge richtig und nicht falsch laufen (Safety-II-Ansatz). Die Kombination beider Ansätze erachtet das ENSI (2021) als zwingend zur Beaufsichtigung der organisationalen Resilienz und damit zur kontinuierlichen Verbesserung der Sicherheit.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der Anfangsphase wurden drei Ansätze analysiert und folgende Ergebnisse liegen vor: Die Wahrnehmung von Verantwortung im Kontext des Safety-II-Ansatzes bedingt, dass:

- Individuen Verantwortung für ihre Haltung (Haltungsverantwortung) übernehmen,
- Bedingungen gesetzlicher und organisatorischer Art die Verantwortungsübernahme von Individuen unterstützen (Ordnungsverantwortung) und
- Möglichkeiten für Individuen vorhanden sein müssen, um sich und die Arbeitsabwicklung zu hinterfragen, da damit neue Perspektiven des Arbeitens aufgezeigt werden können (Kritik und Verantwortung).

Diese ersten Ergebnisse zeigen auf, wie die Verantwortungsethik den Diskurs über die Sicherheitsbemühungen in der nuklearen Sicherheit beeinflussen kann.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Der Safety-II-Ansatz steht für ein dynamisches – und damit nicht ausschliesslich vor- und festgeschriebenes – Streben der Mitarbeitenden nach Sicherheit. Er rückt damit die Menschen, das heisst ihr Handeln und Entscheiden ins Zentrum von Sicherheitsbemühungen. Dies setzt voraus, dass Mitarbeitende als Verantwortungssubjekte, also als Träger und Trägerinnen von Verantwortung wahrgenommen werden (vgl. ENSI, 2023), die Antwort zu geben haben für ihr Tun und Lassen. Hier zeigt sich die Notwendigkeit, die organisationale Resilienz mit dem Prinzip der Verantwortung zu kombinieren.

Das Projekt startete im September 2023. Folglich befindet es sich noch in der Anfangsphase. Bislang wurden verschiedene ethische Ansätze zum Verständnis von Verantwortung identifiziert und analysiert.

Ausblick

Die Erkenntnis, dass organisationale Resilienz und das Prinzip der Verantwortung zusammengehören, führt zu Fragen, die der Safety-II-Ansatz betreffend Verantwortung aufwirft:

- Welche spezifischen Fähigkeiten und Eigenschaften qualifizieren die Mitarbeitenden für ihre zentrale Rolle im Safety-II-Ansatz und für die Erfüllung der ihnen dabei zugewiesenen Verantwortung?
- Wie wird der Umgang mit Verantwortungskonflikten bei der praktischen Umsetzung des Safety-II-Ansatzes gehandhabt?
- Welche konkreten Orientierungshilfen gibt es für Mitarbeitende in dynamischen und sich verändernden Umfeldern im Rahmen des Safety-II-Ansatzes?

Diese Fragestellungen sollen im Rahmen des dreijährigen Doktorats untersucht werden. Dazu sollen Vertreter und Vertreterinnen sowohl des ENSI wie auch der Betreiberinnen der Kernanlagen beigezogen werden.

Zitierte Literatur

- IAEA (2015): The Fukushima Daiichi Accident Report by the Director General: www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1710-reportbythedg-web.pdf.
- ENSI (2021): Fukushima Daiichi: Menschliche und organisatorische Faktoren Teil 3: www.ensi.ch/de/dokumente/fukushimadaiichi-menschliche-und-organisatorische-faktoren-teil-3/.
- ENSI (2023): Richtlinie ENSI-G07 «Organisation von Kernanlagen»: www.ensi.ch/de/dokumente/richtlinie-ensi-g07/.

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 sogenannte deterministische Sicherheitsanalysen werden thermohydraulische Computermodelle der Anlagen und ihres Verhaltens erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie dienen auch als eine der Grundlagen für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen.

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

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten, Jiri Dus
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Aufgabe des STARS-Projekts («Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland») 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 detaillierte und unabhängige Sicherheitsanalysen zu Fragestellungen aus der Aufsichtstätigkeit.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Die Berechnungsprogramme der Brennstabauslegung simulieren die im Normalbetrieb und bei Störfällen auftretenden Phänomene und ermöglichen die Überprüfung der Auslegungsgrenzwerte. Am Paul Scherrer Institut (PSI) wird zu diesen Zwecken der amerikanische Brennstabcode

FALCON in der PSI-Version, die ein spezielles Modell für das Verhalten von Spaltgas beinhaltet, und in der offiziellen Version des «Electric Power Research Institute» (EPRI) eingesetzt. Dieser Code wurde stetig erweitert um die Modelle des Hüllrohrkriechens, der Wasserstoffaufnahme, der mechanischen Wechselwirkung zwischen Brennstoff und Hüllrohr, der neueren Brennstoffarten mit Siliziumkarbid und Chromdotierung sowie der Spaltgasfreisetzung. Zur Validierung dieser Entwicklung wurde das Programm an experimentellen Ergebnissen und mittels numerischer Vergleichsrechnungen im Rahmen internationaler Forschungsprogramme mit anderen Codes abgeglichen. Mit der Kopplung von FALCON an weitere Programme wie FRELAX, das spezielles Verhalten bei Auslegungsstörfällen simuliert, sowie HYPE, welches der Berechnung der Wasserstoffkinetik im Hüllrohr beim Reaktoreinsatz und bei Temperaturtransienten dient, wurde der Einsatz des Codes erweitert. Dies ermöglicht, aktuelle Forschungsthemen genauer anzugehen und potenzielle Trends bei den Sicherheitsanalysen zu erkennen.

Reaktorkern

Von der STARS-Gruppe werden Sicherheitsanalysen der neuen Kernbeladungen aller Schweizer Reaktoren durchgeführt, um die Einhaltung der Kriterien unabhängig von den Analysen der Betreiber zu verifizieren. Dafür wird im Projekt STARS die Berechnungsplattform CMSYS mit den kommerziellen Programmen CASMO/SIMULATE eingesetzt. Um die Eignung der erstellten Modelle für diese Programme zu bestätigen, werden fortlaufend Vergleichsrechnungen zu den Messdaten aus dem Reaktorbetrieb angestellt. Im vergangenen Projektjahr lag diesbezüglich der Fokus auf der Überprüfung der Reaktivität und des Abbrands der Brennelemente in Bezug zu den gemessenen Leistungsverteilungen im Reaktorbetrieb. Des Weiteren wurden die neuen Versionen dieser Programme verwendet, die sich insbesondere in der Nachrechnung der Kritikalitätstests als genauer herausgestellt haben.

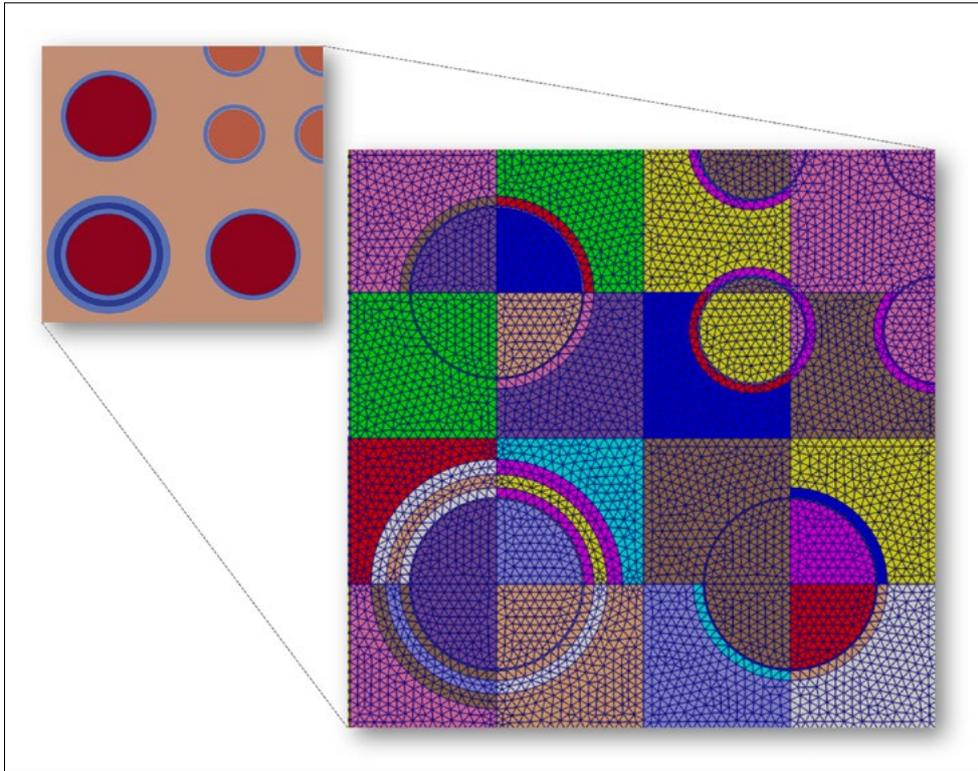


Abbildung 10: Bei der Anwendung von fortschrittlichen Programmen zur Lösung des Neutronentransports in drei Dimensionen ist die Erzeugung von diskreten Geometrien ein kritischer Prozess, bei dem die Rechenzeit und die Genauigkeit abgewogen werden müssen. Der am PSI anzuwendende Code MPACT nutzt dafür ein automatisiertes Verfahren, das ausgehend von einer CAD-Zeichnung die fein- und grobmaschigen Strukturen für die zwei im Code integrierten Berechnungsverfahren des Neutronentransports erzeugt. (Bild: PSI)

Die angesprochenen Reaktorsimulationen mit CMSYS stellen wichtige Betriebsparameter auf der Brennstabebene für detaillierte Analysen mit den Brennstabcodes bereit. Im Anbetracht der zehntausenden Brennstäbe in einem Reaktor wurden diese Daten bisher nur für eine kleine Auswahl ermittelt. Eine Erweiterung auf alle Brennstäbe konnte durch die Weiterentwicklung des Moduls namens BOHR.PPIN erfolgreich umgesetzt werden. Somit stehen Ergebnisse zur statistischen Auswertung verschiedener Größen zur Verfügung, die den Einblick auf die vorhandenen Sicherheitsmargen ermöglichen.

Der Einsatz und die Entwicklung von fortschrittlichen, realitätsgetreuen Berechnungsmethoden für die Reaktorsimulationen wurde mit den Codes FEMCORE und MPACT vorangebracht. Während FEMCORE auf die Finite-Elemente-Methode zur Analyse des gesamten Kerns setzt, nutzt das von der «University of Michigan» und dem «Oak Ridge National Laboratory» (ORNL) entwickelte Programm MPACT dafür zwei Methoden: die Finite-Differenzen-Methode für die globale Lösung in einem grobmaschigen

3D-Modell und die «Method of Characteristics» in einer feinmaschigen Struktur, um die lokalen Effekte des Neutronenflusses zu erfassen (Abbildung 10). Mit beiden Programmen wurden im Berichtsjahr erste Erfahrungen gesammelt.

Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten

Die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE bleibt eine Schlüsselaktivität im STARS-Projekt. Die STARS-Gruppe nutzt diesen weiter im Projekt NEA RBHT (Wiederbefüllung eines DWR-Brennelements nach einem Kühlmittelverlust-Störfall, mit den Phasen I und II, siehe Kapitel 1.5.3). Verschiedene Methoden zur Quantifizierung der Unsicherheiten, beispielsweise das maschinelle Lernen zur Verbesserung der Vorhersagefähigkeit wurden angewandt und weiter vertieft. Ausgehend von vertieften Untersuchungen im RBHT-Teststand konnten unter Verwendung einer anspruchsvollen Erweiterung des TRACE-Codes der amerikanischen Aufsichtsbehörde «U.S. Nuclear Regulatory Commission»

(U.S. NRC) realistischere, tiefere Hüllrohrtemperaturen als für die Berechnung mit dem Standard-Modell bestätigt werden. Diese Erweiterung bezieht sich auf die Hinzunahme eines Feldes für die Tröpfchen im Kühlmittel sowie die mechanistische Modellierung der Auswirkungen der Abstandhalter/Mischflügelgitter auf die Grösse der Kühlmitteltröpfchen. Dieses Tröpfchenfeld wird zusätzlich zu denen für das flüssige Wasser und den Wasserdampf der Zwei-Phasenströmung des Kühlmittels in der TRACE-Standardversion modelliert. Diese Verbesserung wurde vom PSI und der U.S. NRC in einem gemeinsamen Bericht (NUREG/IA-0543) festgehalten. Das neue Modell führt mit TRACE zu berechneten maximalen Hüllrohrtemperaturen, die im betrachteten Fall um mehr als 100 °C niedriger ausfallen. Die Validierung von TRACE wurde ebenfalls mit gemessenen Daten von integralen Tests aus internationalen Forschungsprogrammen (NEA PKL in Deutschland, PASI in Finnland und NEA ATLAS-2 in Südkorea), die das Systemverhalten von Druckwasserreaktoren betreffen, fortgesetzt. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE und der damit gekoppelten Codes bei Störfallanalysen. Untersuchungen mit dem Code COBRA-TF (CTF) für Unterkanalanalysen wurden für Experimente an den Testständen FRIGG in Schweden und HTRF in den USA zu kritischen Wärmeübergängen für SWR-Brennelementtypen fortgesetzt. Auch unter Berücksichtigung des festgestellten Verbesserungspotentials von CTF wurden Arbeiten für Unterkanalcodes typischen Anwendungen mit dem Code GeN-Foam (aus der OpenFOAM-Familie) konsequent fortgesetzt. CFD-Codes wie OpenFOAM können beispielsweise die Kühlmittelströmung grundsätzlich in feinerer Auflösung analysieren als Unterkanalcodes. Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik wurden ebenfalls durch sogenannte grobmaschige («coarse mesh») CFD-Berechnungen mit dem Code GeN-Foam fortgesetzt. Durch effiziente Modellierung beispielsweise hinsichtlich des universellen Einflusses von Wänden und der Nachlauf-

Turbulenz auf die Strömung können grundsätzlich mit deutlich geringerem Rechenaufwand ähnlich genaue Berechnungen durchgeführt werden wie mit feinmaschigen Berechnungen. Das gilt zumindest für die untersuchten einphasigen Strömungen. Ferner wurden die Arbeiten zum Verständnis von Thermoschock-Effekten («Pressurized Thermal Shock», PTS) in einem DWR fortgesetzt. Die Aktivitäten im Rahmen des europäischen APAL-Projektes mit einem TRACE-Modell der «Upper Plenum Test Facility» (UPTF), einer Versuchsanlage in Deutschland, sind weitgehend abgeschlossen und in der Dokumentationsphase. Der Einfluss von Operateurchandlungen und Unsicherheitsanalysen hinsichtlich der PTS-Auswirkungen stehen bei diesem Projekt im Vordergrund.

Gekoppelte Modellierung

Die hochaufgelösten Ganzkernanalysen eines Druckwasserreaktors wurden im Rahmen von internationalen Vergleichsrechnungen (Benchmark) mit dem gekoppelten Programmsystem nTRACER/COBRA-TF durchgeführt. Der Vergleich konnte sowohl an Messdaten als auch auf Referenzberechnungen mit dem Monte-Carlo-Code Serpent2 realisiert werden. Obwohl das Berechnungssystem einige Schwächen im Zustand mit eingefahrenen Steuerstäben zeigte, wurden zufriedenstellende Ergebnisse der Leistungs- und Neutronenfluss-Verteilungen erzielt.

Im Rahmen des Benchmarks NEA UAM wurde die hohe Sensitivität auf Kernparameter des mit Schwingungen der Leistung und der Temperatur des Kerns verbundenen Stabilitätsereignisses im Reaktor Oskarshamn 2 von 1999 mit einer Unsicherheitsanalyse untersucht. Mittels 300 Berechnungen für verschiedene Kernparameter mit dem Kernodynamik-Code S3K wurde die Ausweitung der Unsicherheit der Leistung und der Kerntemperatur nach dem Stabilitätsereignis dargestellt. Das Spektrum der Berechnungen umfasst sowohl Kernparameter-Kombinationen, die unterhalb als auch solche, die oberhalb der (oszillatorischen) Hopf-Bifurkation liegen. Methoden zur Quantifizierung von

Unsicherheiten werden insbesondere anhand von TRACE-Analysen im Projekt NEA ATRIUM vorangetrieben.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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 2023 gemäss dem Projektplan bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, beispielsweise hinsichtlich Anlageänderungen wie neuen Kernbeladungen, sowie bei der Bewertung von neuen Analysen oder Nachweiskriterien. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme. Hinzu kamen unabhängige Sicherheitsanalysen für 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 Kernkraftwerke sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit (Integrität) der Barrieren fundiert beurteilen. Diesem Anspruch kamen die 2023 erledigten Projektarbeiten vollumfänglich nach.

Die kontinuierliche Arbeit an den Modellen und die ständige Verbesserung und Validierung der Berechnungsmethoden verlief 2023 planmässig. Sie wird vom ENSI als wichtig angesehen, 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 werden. Einen weiteren Schwerpunkt bilden nukleare, thermohydraulische und thermomechanische Detailanalysen zum Verhalten von 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 aus integralen Tests und spezifischen Messungen aus internationalen Programmen fortsetzen. Darunter werden die begonnenen Untersuchungen mit einer neuen Version von TRACE weiterverfolgt, die das Tröpfchenverhalten besser modelliert. Die Arbeiten zu möglichen CFD-Anwendungen werden mit OpenFOAM fortgesetzt. Die fortgeschrittenen Methoden (globale Sensitivitätsanalysen, Meta-Modellierung und maschinelles Lernen) zur Quantifizierung der Unsicherheit werden bei der gekoppelten Modellierung weiter angewandt und verfeinert.

Weiterhin soll der Einsatz des neuen Kernsimulators SIMULATE-5 für die Analysen der Kernbeladungen in den Schweizer Reaktoren vorangetrieben werden. Ebenfalls sollen die Untersuchungen der lokalen Einflussgrössen auf den Reaktorbetrieb durchgeführt werden, um die Sicherheit beim Brennelementeinsatz garantieren zu können. Als Schwerpunkte sind weitere Analysen der Reaktivitätsstörfälle sowie die Wasserstoffaufnahme und -verteilung im Hüllrohr hervorzuheben. Der Einsatz des neuen Berechnungscodes MPACT soll für Analysen im Bereich der Thermohydraulik und Wasserchemie getestet werden.

1.5.2 JEFFEAT – «Complementary Studies on Nuclear Fuel Thermo-Mechanics and Neutronics»

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Der derzeit vom Paul Scherrer Institut (PSI) verwendete Brennstoff-Code ist der 2D-Code FALCON. Für bestimmte lokale Effekte sind 3D-Modellierungen die bessere Option. Das PSI und die «École Polytechnique Fédérale de Lausanne» (EPFL) haben dafür gemeinsam den lizenzfreien Code OFFBEAT entwickelt. Diesen will das PSI mit dem vorliegenden Projekt weiterentwickeln und mit geeigneten FALCON-Anwendungen vergleichen.

Für Reaktivitäts- und Abbrandrechnungen wird auf nukleare Bibliotheken zurückgegriffen, die laufend weiterentwickelt werden. Bei neueren Versionen zweier weit verbreiteter Bibliotheken (JEFF und ENDF) zeigte sich eine unerwartete Überschätzung des Reaktivitätsverlusts während des Abbrands. Das PSI will mit seinem vorhandenen Programmsystem Vergleiche zu anderen Bibliotheken ziehen und verantwortliche Nuklide für die Abweichungen identifizieren.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Entwicklungsstand von OFFBEAT sollte eruiert, sein Ergänzungspotential gegenüber FALCON zu 3D-Anwendungen bewertet und seine Verifikation und Validierung erweitert werden. Vergleichsrechnungen mit FALCON anhand eines Benchmarks zeigten grössere Differenzen in der Hüllrohrtemperatur und dem Brennstabwachstum, denen weiter nachgegangen werden soll. Eine Kopplung mit strömungsdynamischen Methoden zur Simulation des Kühlmittel-Durchgangs durch einen Abstandhalter (Abbildung 11) zeigte, dass stromabwärts vom Abstandhalter turbulente Strömungen zu deutlichen Temperaturgradienten des Hüllrohrs führen können, die dann entsprechende mechanische Spannungen erzeugen.

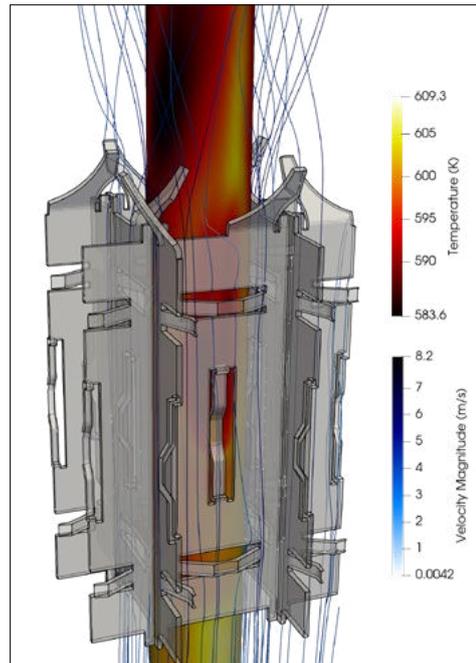


Abbildung 11: Kopplung der 3D-Programme für Strömungsmechanik und Brennstab: berechnete variable Strömungsgeschwindigkeit und Hüllrohr-aussentemperatur in der Umgebung eines Abstandhalters mit Durchmischungsfahnen, wie er typischerweise in Druckwasserreaktor-Brennelementen vorkommt. (Bild: PSI)

Im zweiten Teilprojekt sollte eine effiziente Programmkette entwickelt werden, die die Eignung neuer nuklearer Bibliotheken bewertet. Dies wurde erfolgreich durchgeführt und wies weiterhin die bekannten Schwächen hinsichtlich Reaktivität und Abbrand von modernen nuklearen Bibliotheken auf. Eine Sensitivitätsanalyse zeigte, dass die nuklearen Daten von Uran-238 und Plutonium-239 die Hauptverantwortung dafür tragen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Für beide Teilgebiete lässt das ENSI regelmässig am PSI unabhängige Sicherheitsanalysen durchführen. Durch die Ergebnisse dieses Projekts wurden die Möglichkeiten hierfür erweitert und die Genauigkeit der Resultate verbessert. Die Arbeiten wurden bisher im Wesentlichen wie geplant umgesetzt.

Ausblick

Das Projekt «Complementary Studies on Nuclear Fuel Thermo-Mechanics and Neutronics» endet im Februar 2024, sodass letzte Analysen durchgeführt werden und dann der Abschlussbericht erstellt wird. Die

Themen selbst werden aber im Rahmen der Pflege und Weiterentwicklung der beteiligten Programme weiterverfolgt.

1.5.3 NEA RBHT – «Rod Bundle Heat Transfer»

Projektpartner: «Nuclear Energy Agency» (NEA) und «Pennsylvania State University» (PSU)

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 kühlt das zugeführte kalte Kühlwasser die Brennstäbe stark ab. Dieser Vorgang ist sicherheitstechnisch von grosser Bedeutung, aber zur detaillierten quantitativen Modellierung der physikalischen Prozesse gibt es weiteres Verbesserungspotential. Im Rahmen der ersten, im Jahre 2023 abgeschlossenen Phase des Forschungsprojekts «Rod Bundle Heat Transfer» wurden 16 Experimente an einem Versuchsstand, der Rod-Bundle-Heat-Transfer-Testanlage (RBHT) der «Pennsylvania State University» (PSU), durchgeführt. In der Ende 2023 begonnenen, ebenfalls auf drei Jahre angelegten, zweiten Phase (NEA RBHT-II) sollen 16 weitere Experimente durchgeführt werden. Der zentrale Teil des Versuchsstandes besteht aus einer auf bis zu 1200°C elektrisch aufheizbaren Brennelementstruktur. Der Teststand ist mit umfangreicher Messtechnik ausgestattet: Thermolemente, optische Technik zur Tröpfchenmessung (Abbildung 12) und Drucksensoren an den sieben Abstandhalten. Das Zeitverhalten von Einlassströmung und Wiederauffüllen kann damit detailliert kontrolliert werden. Mit den Versuchsergebnissen sollen thermohydraulische Systemcodes und UnterkanalCodes weiter validiert und verifiziert werden.

Am Projekt NEA RBHT-II nehmen neben der amerikanischen Aufsichtsbehörde «U.S. Nuclear Regulatory Commission» (U.S. NRC) als führende Institution weitere 16 Organisationen aus 9 Ländern teil (Belgien, Tschechien, Frankreich, Deutschland, Italien, Südkorea, Spanien, Schweden, Schweiz), darunter das ENSI und das Paul Scherrer Institut (PSI) mit der Projektgruppe STARS.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der ersten Jahreshälfte 2023 wurde die erste Projektphase wie geplant mit der Analyse der verbleibenden fünf Tests abgeschlossen. Das Hauptziel, Messdaten für die Modellierung der Wiederbefüllung des RDB für einen grossen Bereich von thermohydraulischen Bedingungen (Heizleistungen, Flutungsraten und Eintrittsunterkühlungen) für die Validierung von Codes zur Verfügung zu stellen, wurde erreicht. Das nachgelagerte Ziel, die Daten für die Quantifizierung von Unsicherheiten (UQ) der Codes zu verwenden, wurde durch die gezielt gestaffelten «offenen» und «blinden» Vergleichsrechnungen (Benchmarks) der Projektteilnehmer ebenfalls erreicht. Die «blinden» Berechnungen unterscheiden sich dahingehend von den «offenen» Berechnungen, dass zunächst nur die Anfangs- und Randbedingungen der Messungen und nicht alle Messergebnisse (wie Brennstabtemperaturen, Bündelmassenstrom, Dampfgeschwindigkeit) zur Verfügung gestellt wurden. Somit kann die Vorhersagekraft der Rechenergebnisse noch vertiefter bewertet werden. Diese Ergebnisse sowie die Methoden für die Quantifizierung der Unsicherheiten wurden in einem weiteren Bericht dargelegt. Mit den Experimenten und Berechnungen wurden geringe und starke Flutungsraten (Wiederauffüllen) und der Einfluss sich zeitlich ändernder Heizleistung und Flutungsraten untersucht. Von den Teilnehmern wurden für die blinden Benchmark-Berechnungen sieben verschiedene Systemcodes (APROS, ATHLET, CATHARE, MARS, RELAP5, TRACE und SPACE) und der Unterkanalcode COBRA-TF verwendet. Unter anderem hat das PSI im

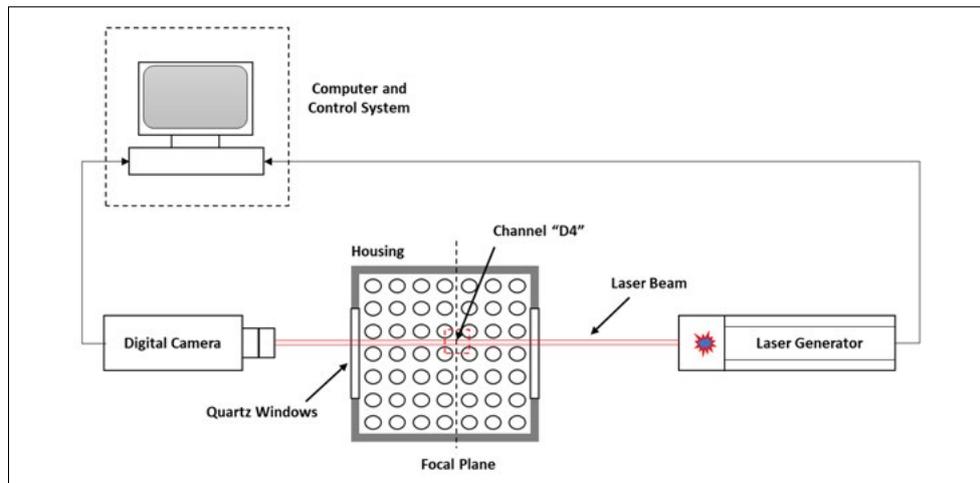


Abbildung 12:
Schematisch dar-
gestellte Messtechnik
zur Tropfenzählung
mittels Digitalkamera
und Lasertechnik.
(Bild: Pennsylvania
State University)

Projekt STARS verschiedene Analysen mit dem Systemcode TRACE sowie Unsicherheitsanalysen durchgeführt. Es hat Limitierungen des Codes TRACE identifiziert, die 2023 mit einer anspruchsvollen Erweiterung des Tröpfchenmodells durch die U.S.NRC und das PSI deutlich verbessert werden konnten (siehe Kapitel 1.5.1). Insgesamt bleibt es anspruchsvoll, die Thermohydraulik der Wiederbeflutung nach einem LOCA mit grosser Leckage (LB-LOCA) exakt zu simulieren. Dies bezieht sich insbesondere auf «neue» Bedingungen für die Codes, beispielsweise sehr hohe oder sehr tiefe Flutungsraten und zeitabhängige Strömungen.

In einem ersten virtuellen Treffen zur zweiten Phase haben die Projektteilnehmer im November 2023 die hydraulischen Parameter für die 16 neuen Experimente, 11 für einen offenen und 5 für einen blinden Benchmark, fertig entwickelt. Durch die geplanten hochaufgelösten Messungen der Tröpfchengrößen mit optischer Technik (Abbildung 12) sollen genauere Daten zum Einfluss der Abstandhalter auf die Flüssigkeitströpfchen generiert werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Mit dem RBHT-Projekt wurden den Teilnehmern neue, detaillierte Messungen für das thermohydraulische Verhalten eines Brennelements für Druckwasserreaktoren bei einem LOCA zur Verfügung gestellt. Das

Vorhaben bot die Möglichkeit, die in der STARS-Projektgruppe des PSI verwendeten Simulationsprogramme TRACE und COBRA-TF weiter zu validieren und ihre Modellierung zu verbessern, zum Beispiel für Anwendungen zu Kühlmittelverlust-Störfällen. Die STARS-Gruppe nutzt diese Rechenprogramme für die Durchführung von Sicherheitsanalysen zu Schweizer Kernkraftwerken im Rahmen ihrer Expertentätigkeit für das ENSI (siehe Kapitel 1.5.1).

Die Teilnahme sowohl an den offenen als auch den blinden Vergleichsrechnungen (Benchmarks) ist sehr nützlich für eine Einschätzung der Vorhersagefähigkeiten der Teilnehmer und ihrer Simulationsprogramme sowie der Quantifizierung der Unsicherheiten. Benchmarks, insbesondere mit blinden Vorhersagen, stellen eine besondere Qualität der Validierung dar. Die Verwendung desselben Codes (beispielsweise TRACE) durch verschiedene Organisationen trägt zu einer vertieften Bewertung der Möglichkeiten bei und hilft zusätzlich bei der Unterscheidung von Benutzereffekten.

Zusammenfassend wurde die Phase I des Projekts wie vorgesehen nach etwa drei Jahren in der zweiten Jahreshälfte 2023 abgeschlossen und im Laufe des Berichtsjahres fertig dokumentiert. Die vorgesehenen Experimente wurden durchgeführt und die Messdaten wie geplant den Teilnehmern für offene und blinde Benchmark-Berechnungen zur Verfügung gestellt. Diese wurden

von den Teilnehmern, auch dem PSI, intensiv genutzt. Die Möglichkeiten des Codes TRACE können dadurch vom PSI und auch vom ENSI besser eingeschätzt und zielgerichteter verwendet werden. Das gilt sowohl für die Standardversion (zwei Felder, flüssiges Wasser und Wasserdampf zur Modellierung des Kühlmittels) als auch für die verfeinerte Version mit einem zusätzlichen Tröpfchenfeld für die Simulation der Wiederbeflutung nach einem LOCA und der Quantifizierung der Unsicherheiten. Das Ziel von NEA RBHT-I ist erreicht. Zudem liegt NEA RBHT-II mit dem erstellten Projektplan und der Startsetzung vom Oktober 2023 im Plan.

Ausblick

Am RBHT-Messstand sollen im Jahr 2024 die ersten neuen Experimente der zweiten Projektphase durchgeführt werden. Die Messergebnisse dieser voraussichtlich elf offenen Experimente werden dann den Teilnehmern für ihre Berechnungen zur Verfügung gestellt. Im Jahr 2024 soll ebenfalls ein erster Workshop stattfinden. Die neuen Experimente und die Simulationen sollen das Verständnis von relevanten physikalischen Effekten weiter vertiefen. Zu diesen Effekten zählen die Mitnahme von Tröpfchen und die Auswirkungen des Abstandhalters/Mischflügelgitters auf das Aufbrechen von Tröpfchen und der damit verbundenen Verbesserung der Wärmeübertragung. Damit soll das Projekt zur weiteren Verbesserung von Modellen und Korrelationen für Computer-codes beitragen.

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

Projektpartner: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
ENSI-Projektbegleiter: Manuel Raqué
Bericht der Forschenden 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, hinsichtlich der Schutzzeleinhaltung herausfordernd. Beim Mitte-Loop-Betrieb während eines Revisions-Stillstands ist nicht nur die Kühlmittelmenge reduziert, sondern es werden auch Automatismen der Notkühlsysteme 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 der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) entwickelt. Die von der GRS verwendete Methode MCDET («Monte Carlo Dynamic Event Tree») zur Durchführung einer IDPSA ist eine Kombination aus Monte-Carlo-Simulation und der dynamischen Ereignisbaummethode. Mit ihr kann der Einfluss von 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. Das Projekt konzentriert sich auf das Unfallszenario «Ausfall der Nachwärmeabfuhr während Mitte-Loop-Betrieb durch Fehlanregung des Reaktorschutzes» bei einem generischen Druckwasserreaktor.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr sollte ursprünglich die komplette IDPSA, bestehend aus 100 dynamischen Ereignisbäumen, mit Hilfe von MCDET-Simulationen durchgeführt werden. Dafür sollte der von der GRS entwickelte Systemcode ATHLET verwendet werden. Es zeigte sich jedoch, dass die hohe Komplexität des betrachteten Störfallszenarios, insbesondere der Umfang der berücksichtigten diskreten und kontinuierlichen Unsicherheiten, bessere Werkzeuge und Methoden zur Erstellung und Bewertung der IDPSA erforderlich macht. Aus diesem Grund sollen nun zunächst entsprechende Hilfsmittel zur Handhabung der MCDET-Eingabemodellierung und zur Verifizierung der generierten Sequenzen entwickelt werden. Dies sind erstens der sogenannte Event-Tree-Viewer, ein Werkzeug zur Vereinfachung der Auswertung einer Simulation, wodurch schnellere Rückkopplungsschleifen bei der Entwicklung massgeschneiderter IDPSA-Modelle ermöglicht werden; zweitens der Mock-up-Simulator, ein Hilfsmittel zur schnelleren Erkennung logischer Fehler bei der Definition von Zweigen des Ereignisbaums; und drittens eine verbesserte Methodik beziehungsweise Systematisierung zur Erstellung einer IDPSA mit MCDET.

Um die Analyse aller Ereignisbäume zu ermöglichen, wurde das Forschungsvorhaben um 14 Monate bis Ende Februar 2025 verlängert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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 «Technische Sicherheitsanalyse für

bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen» die Analyse von Ereignissen im Nichtleistungsbetrieb eine grössere Bedeutung. Speziell bei Störfällen im Mitte-Loop-Betrieb kommt den durchzuführenden Operateurhandlungen und der Verfügbarkeit von einzelnen Sicherheitssystemen eine grosse Bedeutung zu. Zudem bestehen Unsicherheiten hinsichtlich der notwendigen Operateurhandlungen. Das Forschungsvorhaben dient dem ENSI dazu, unter Anwendung einer fortschrittlichen, dynamischen Analysemethode, vertiefte Erkenntnisse hinsichtlich kritischer Zeitfenster für Handmassnahmen beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Mitte-Loop-Betrieb zu erlangen. Damit wird es dem ENSI möglich, die von den Betreiberinnen im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung durchgeführten deterministischen Störfallanalysen im Nichtleistungsbetrieb detailliert und unabhängig bewerten zu können.

Die Verzögerung im Zeitplan des Projekts resultiert aus der sehr hohen Komplexität der IDPSA, die eine Verlängerung des Forschungsvorhabens bis Februar 2025 erforderlich gemacht hat. Dies wird als ausreichend erachtet, um die anstehenden Arbeiten abschliessen zu können.

Ausblick

Im Rahmen der Verlängerung des Forschungsvorhabens um 14 Monate sollen Werkzeuge sowohl zum Testen des logischen Modells als auch zur Auswertung der Ergebnisse entwickelt werden. Zudem soll die komplette IDPSA, bestehend aus 100 dynamischen Ereignisbäumen, mit Hilfe von MCDET/ATHLET-Simulationen durchgeführt werden. Die Ergebnisse werden im Anschluss ausgewertet, um zunächst mögliche Ausfallszenarien zu untersuchen und dann eine quantitative Bewertung des Einflusses von operateur- und systembedingten Unsicherheiten auf den Ereignisablauf zu erhalten.

1.5.5 COMPARE – «Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments»

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleiter: Dario Müller
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Mit der PANDA-Forschungsanlage (siehe Abbildung 13) am Paul Scherrer Institut (PSI) werden bei Störfällen im Containment auftretende thermohydraulische Phänomene untersucht. Das Projekt COMPARE («Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments») hat das Ziel, das für die Simulation schwerer Unfälle entwickelte Rechenprogramm MELCOR mit Daten aus zwei bereits durchgeführten PANDA-Experimenten zu überprüfen.

Basierend auf den vorgesehenen Vergleichsstudien sollen Aussagen bezüglich der Genauigkeit, der Zuverlässigkeit und des Anwendungsbereichs von MELCOR gemacht werden. Weiter sollen anhand der Vergleiche Nachteile von MELCOR identifiziert und Handlungsanweisungen formuliert werden, wie die möglichen Einschränkungen umgangen werden können und unter welchen Voraussetzungen MELCOR bestmögliche Resultate liefert.

Das Projekt COMPARE wurde im Juli 2022 gestartet und dauert insgesamt drei Jahre.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Zusammenstellung der mit PANDA durchgeführten und für die Analyse mit MELCOR geeigneten Experimente wurde wie geplant abgeschlossen. Weiter wurde in einer umfangreichen Literaturrecherche nach bereits mit MELCOR vorgenommenen Analysen respektive nach offenen Fragestellungen in Bezug auf thermohydraulische Phänomene im Containment gesucht. Auf Grundlage der gesammelten Informationen wurde ein erstes Experiment zur Validierung von MELCOR ausgewählt. Es handelt sich dabei um HYMERES-HP6.

HYMERES-HP6 umfasste insgesamt zwei Versuche, welche mit PANDA die natür-



Abbildung 13:
Die PANDA-Anlage
am Paul Scherrer
Institut (PSI) während
der Bauphase.
(Bild: PSI)

lichen Zirkulationsströme (Abbildung 14), die Atmosphärenzusammensetzung sowie das Verhalten von Sicherheitssystemen im Containment untersuchten. Die beiden Versuche unterschieden sich bezüglich der Anlagenkonfiguration nämlich darin, wie die Behälter von PANDA miteinander verbunden waren. Somit wurde die Gas- und Dampfzirkulation für zwei verschiedene Reaktordesigns (mit und ohne passive Luftklappen bei den Dampferzeugern) betrachtet. Für die erste Validierungsstudie wurde dasjenige HYMERES-HP6-Experiment mit der einfacheren Behälterkonfiguration gewählt. Die andere Versuchsanordnung bleibt eine Option für die zweite Validierungsstudie. Simulationen der natürlichen Gaszirkulation und -verteilung mit MELCOR sind sehr empfindlich auf die Nodalisierung, das heißt auf die Art und Weise, wie die diskreten Segmente zur Berechnung der thermohydraulischen Vorgänge definiert und angeordnet sind. Folglich wurde in einem ersten Schritt eine Sensitivitätsstudie für unterschiedliche Nodalisierungen durchgeführt. Dabei zeigte sich, dass eine vereinfachte Nodalisierung deutlich andere Resultate liefert, als dies bei einer verfeinerten Konfiguration der Fall ist. Die verfeinerte Anordnung reprodu-

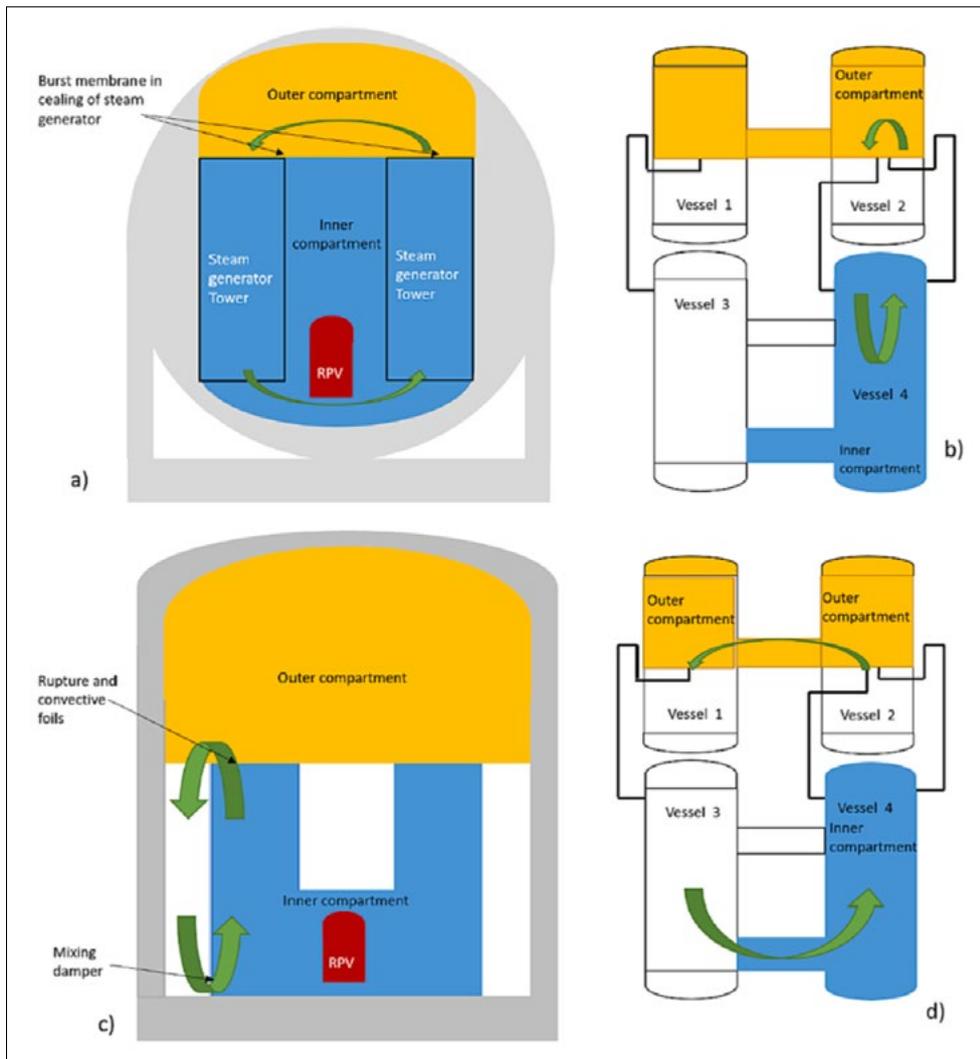


Abbildung 14: Rechts ist jeweils die Konfiguration der Behälter von PANDA bei den beiden HYMERES-HP6-Versuchen abgebildet, wobei die obere Anordnung die Grundlage für die erste Validierungsstudie bildet. Links wird entsprechend dargestellt, welchen Bereich des Containers die Behälter repräsentieren. (Bild: PSI)

ziert hinsichtlich der Gaskonzentration die experimentellen Ergebnisse grundsätzlich besser, wobei für eine definitive Beurteilung noch zusätzliche Analysen notwendig sind. In einem weiteren Schritt wurden die berechneten Gas- und Dampfmengen in den einzelnen Behältern mit den Resultaten aus HYMERES-HP6 verglichen. Es ergab sich ein deutlicher Unterschied zwischen der MELCOR-Vorhersage und dem Experiment. MELCOR scheint die Dampfmenge in den Behältern deutlich zu überschätzen, was auf eine zu ineffiziente Modellierung der Kondensation hindeuten könnte. Weitere Analysen hierzu sind jedoch noch zwingend notwendig.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Wie geplant wurde die Zusammenstellung der möglichen PANDA-Experimente sowie die aufwändige Literaturrecherche zu bereits durchgeführten MELCOR-Validierungen abgeschlossen. Anhand dieser Informationen wurde ein Bericht erstellt, der eine sehr gute Übersicht über den Stand der Wissenschaft gibt. Auf Basis dieses Berichts wurde dem Projektplan entsprechend ein erstes PANDA-Experiment zur Validierung von MELCOR ausgewählt und mit der Analyse begonnen.

MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den Kernkraftwerksbetreiberinnen als auch vom ENSI als Rechenprogramm zur Simulation schwerer Unfälle und zur Risikoabschät-

zung im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse eingesetzt. Diese Analysen werden mit der im Projekt COMPARE angestrebten Vertiefung des Verständnisses hinsichtlich der Aussagekraft von MELCOR-Resultaten weiter optimiert.

Ausblick

Für das Jahr 2024 ist geplant, die erste Vergleichsstudie abzuschliessen. Dabei soll insbesondere der Einfluss der Modellierung der Dampfkondensation auf die Simulationsergebnisse weiter untersucht werden. Unter Berücksichtigung der Resultate aus der ersten Vergleichsstudie wird zudem ein zweites PANDA-Experiment für eine weitere Vergleichsstudie bestimmt und mit dessen Analyse begonnen.

1.5.6 MSWI – «Melt-Structure-Water-Interactions: Late Phase Severe Accident Phenomena»

Projektpartner: «KTH Royal Institute of Technology» (KTH)

ENSI-Projektbegleiter: Dario Müller

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die laufende Phase des Forschungsprojektes am «KTH Royal Institute of Technology» in Stockholm dauert bis Ende 2025. Dabei wird das seit 1996 vom ENSI unterstützte Programm zur Erforschung der Interaktionen einer Kernschmelze mit Wasser und Anlagestrukturen (Melt-Structure-Water-Interaction, MSWI) weitergeführt. Das Ziel des MSWI-Forschungsprojektes ist es, eine vertiefte wissenschaftliche Grundlage über das Verhalten der Kernschmelze bei schweren Unfällen in Kernkraftwerken zu schaffen und so zur Lösung von existierenden oder neuen Fragestellungen beizutragen.

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation schwerer Unfälle: vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Gegenwärtig fehlt in MELCOR ein präzises Modell zur Simulation der Kühlung eines Schüttbetts aus Kernschmelze in der Reaktorgrube, also nach einem Austritt der Kernschmelze aus dem

Reaktordruckbehälter (RDB). In Kombination mit dem Rechenprogramm COCOMO ist eine genaue Simulation der Kühlung möglich, diese rechentechnische Lösung ist jedoch sehr zeitintensiv. Ein weiteres Ziel dieses Projektes ist es daher, ein optimiertes Modell für die Schüttbettkühlung zu entwickeln, das anschliessend mit MELCOR gekoppelt werden kann.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Wie geplant wurden verschiedene Experimente und Simulationen zum Verhalten der Kernschmelze bei schweren Störfällen weiter fortgeführt. So wurden unter anderem die Kontaktwinkel einer Zinn-Bismut-Schmelze mit unterschiedlichen Materialien gemessen. Der Wert des Kontaktwinkels hat eine wesentliche Bedeutung für die Eindringtiefe von Metallschmelzen in ein bereits bestehendes Schüttbett. Der grosse Einfluss des Kontaktwinkels wurde sowohl numerisch wie experimentell detaillierter untersucht und bestätigt.

Als Teil des MSWI-Projektes wird auch die Entstehung von Schüttbetten durch die Wechselwirkung von unterschiedlichen Schmelzen mit dem Kühlmittel untersucht. Dabei wurden die Experimente auf Werkstoffe mit höheren Schmelzpunkten erweitert. Zusätzlich wurden Materialien mit einem tiefen oder hohen Anteil an oxidierten Metallen verwendet, da die Zusammensetzung der Schmelze je nach Störfallablauf variieren kann. Aus der Analyse ergab sich, dass metallische Werkstoffe zu einer schnellen Erstarrung neigen und so tendenziell ein poröses Schüttbett mit grösseren Bruchstücken formen. Dagegen führen Schmelzen mit einem höheren Anteil an oxidierten Materialien zu kleineren Partikeln, was wiederum ein dichteres Schüttbett zur Folge hat.

Zusätzlich wurde der Einfluss der Kühlmittel-Zusammensetzung auf Dampfexplosionen beim Eintritt der Schmelze in die geflutete Reaktorgrube untersucht. Es wurde in Experimenten festgestellt, dass die Wahrscheinlichkeit von Dampfexplosionen bei höherer Borsäurekonzentration zunimmt.

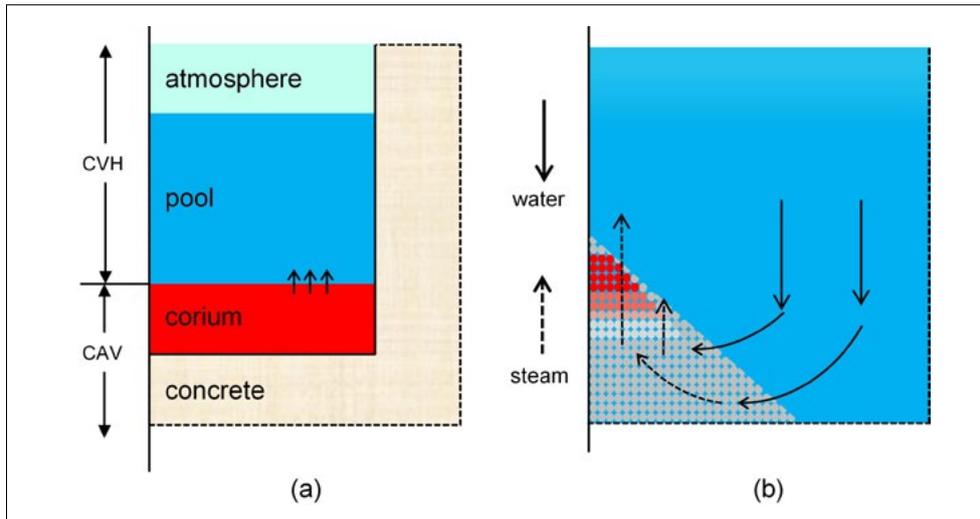


Abbildung 15:
Darstellung der
Simulation der
Kernschmelze
ausserhalb des RDB
in MELCOR (a)
und COCOMO (b).
(Bild: KTH)

Ein weiteres Ziel des Projektes ist die Entwicklung eines optimierten Simulationsmodells, welches die Kühlung eines Kernschmelze-Schüttbetts in der Reaktorgrube präzise und trotzdem effizient simuliert. MELCOR verwendet nur ein eindimensionales Modell zur Simulation der ausgetretenen Kernschmelze, während das Rechenprogramm COCOMO verschiedene Strukturen und Phänomene bei der Kühlung der Kernschmelze berücksichtigt (Abbildung 15). Werden beide Programme gekoppelt, führt dies zu einem grossen Anstieg der Rechenzeit. Es wurde nun ein sogenanntes Ersatzmodell entwickelt, das den COCOMO-Code möglichst adäquat ersetzt, ohne den Zeitaufwand der MELCOR-Berechnung signifikant zu erhöhen. Dabei wurde die Energieübertragung der Schmelze aus den gekoppelten MELCOR/COCOMO-Berechnungen durch eine vereinfachte Funktion angenähert. Es wurde ein künstliches neuronales Netz trainiert, das anhand von acht Eingaben die Parameter dieser Funktion bestimmt. Erste Störfallanalysen mit dem Ersatzmodell ergaben eine sehr gute Übereinstimmung mit den Ergebnissen aus den MELCOR/COCOMO-Analysen, jedoch mit deutlich geringerer Rechenzeit.

Daneben befasst sich das Programm MSWI auch mit dem Verhalten des RDB bei schweren Reaktorunfällen. Dazu wurde unter anderem der Zeitpunkt und die Region des Be-

hälterversagens eines Siedewasserreaktors aus MELCOR-Simulationen mit den Ergebnissen eines anderen etablierten Rechenprogramms (ANSYS) verglichen. Es zeigte sich dabei eine gute Übereinstimmung. Weiter wurde die Rückhaltung der Kernschmelze im RDB durch aktive Kühlung von aussen untersucht. Bei dieser Strategie soll der untere Bereich des RDB mittels Sprühdüsen gekühlt werden, um so ein Durchschmelzen des RDB zu verhindern. Dabei zeigt sich eine gute Übereinstimmung zwischen Experimenten und Computersimulationen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Rechenprogramme, die mit Daten aus den Experimenten getestet wurden, wurden dem Projektplan entsprechend weiterentwickelt. Ein genaueres Verständnis der Eigenschaften der Kernschmelze hilft dem ENSI bei der Bewertung der von den Betreiberinnen Schweizer Kernkraftwerke durchgeführten Analysen schwerer Reaktorunfälle und kann so zur Weiterentwicklung der Accident-Management-Massnahmen beitragen.

Im Rahmen des Projekts MSWI wird ausserdem ein ergänzendes Modell betreffend Schüttbettkühlung in der Reaktorgrube für MELCOR entwickelt. Die Arbeiten dazu sind weit fortgeschritten. MELCOR kann später mit diesem neu entwickelten Modell ergänzt

werden, um damit dessen Rechenmöglichkeiten zu erweitern. MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den Betreiberinnen als auch vom ENSI zur Risikoabschätzung im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse und zur Weiterentwicklung respektive Bewertung des Accident-Managements verwendet.

Ausblick

Es wurde vor kurzem ein Forschungsplan entworfen, um bei Siedewasserreaktoren den Einfluss der unterhalb des RDB liegenden Anlagenstrukturen auf die Ausbreitung der Kernschmelze genauer zu untersuchen. Dies beinhaltet eine Literaturrecherche sowie detaillierte Abklärungen über die Bauweise des zu untersuchenden Reaktortyps. Diese Arbeiten sollen 2024 beginnen.

Es besteht ausserdem die Möglichkeit, das Ersatzmodell für die Schüttbettkühlung in MELCOR mit weiteren Anwendungen zu ergänzen. So kann das Rechenprogramm nebst kegelförmigen Schüttbetten auch mit anderen geometrischen Formen erweitert werden. Zusätzlich könnte man den Effekt der Oxidation von Bestandteilen der Kernschmelze im Ersatzmodell mitberücksichtigen. Da es sich dabei um einen exothermen Prozess handelt, hat dieser ebenfalls einen Einfluss auf die Kühlbarkeit des Schüttbetts. Weiter werden die unterschiedlichen Einflussgrössen auf die Kühlung des noch intakten RDB mittels Besprühung – wie beispielsweise der Abstand oder die Anordnung der Sprühdüsen – sowohl experimentell als auch mittels Simulationen genauer untersucht.

1.5.7 NEA PANDA – «Experiments Addressing Complex Safety Issues for Current Water Reactors and Small Modular Reactors»

Projektpartner: «Nuclear Energy Agency (NEA) und Paul Scherrer Institut (PSI)
ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten

Einleitung

Die PANDA-Anlage am Paul Scherrer Institut (PSI) ist die letzte grössere inländische experimentelle Forschungsanlage insbe-

sondere für thermohydraulische Phänomene im Containment bei schweren Unfällen. Der Teststand ist mit umfangreicher Messtechnik instrumentiert. In der Anlage können sowohl integrale Tests zum Containment-Verhalten als auch spezifische Tests mit einzelnen Containment-Systemen durchgeführt werden (siehe auch das Projekt COMPARE, Kapitel 1.5.5). Dies wird durch den Aufbau der Anlage mit verschiedenen Behältern begünstigt, die für die Untersuchung fortschrittlicher Siedewasserreaktoren (SWR) konzipiert wurde.

Im auf vier Jahre angelegten Forschungsprojekt NEA PANDA («Experiments Addressing Complex Safety Issues for Current Water Reactors and Small Modular Reactors») sollen mehrere Testreihen durchgeführt werden. Bei dem Teil der Experimente, den das ENSI insbesondere verfolgt, soll das Verhalten der Druckabbaukammer (DAK) beim Abblasen aus dem Reaktordruckbehälter eines Siedewasserreaktors untersucht werden. Zu den Experimenten sind auch Berechnungen vorgesehen, mit denen unter anderem die Zuverlässigkeit und Vorhersagefähigkeit der verwendeten Codes mit bewertet werden können. Am Projekt NEA Panda nehmen neben dem PSI als führender Institution elf Organisationen aus acht weiteren Ländern teil (Kanada, Finnland, Frankreich, Deutschland, Südkorea, Spanien, Schweden, USA).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die untersuchten Themen des Projektes umfassen:

1. Erweiterung der Datenbasis für grossskalige Gasströmung im Containment,
2. Erweiterung der Datenbasis hinsichtlich des Einflusses eines aktivierten DWR-Containment-Spraysystems,
3. Systemtests insbesondere für kleine modulare Reaktoren («Small Modular Reactors», SMR) und
4. Erweiterung der Datenbasis zum Verhalten der SWR-Druckabbaukammer, die ebenfalls für passive Containment-Kühlung von fortgeschrittenen DWR relevant ist.

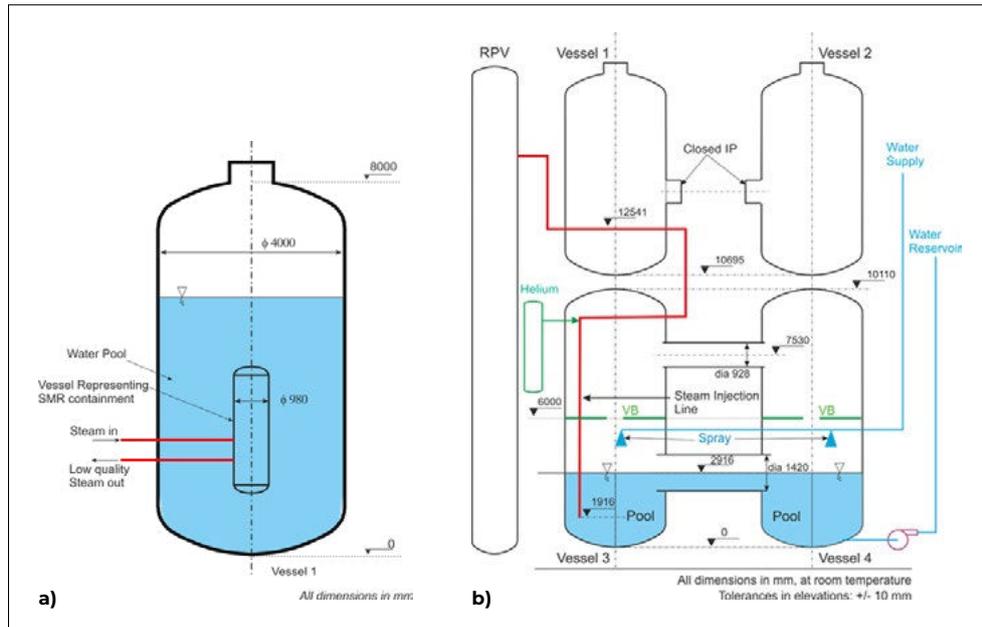


Abbildung 16: Schematische Darstellung der Pool-Experimente mit einem Wasserpool zu SMR (a, links) und mit zwei verbundenen Behältern zu SWR-DAK (b, rechts). Links wird der konvektive Wärmeabtransport («Naturkonvektion») von der Oberfläche eines SMR-Containments und rechts die durch direkte Kondensation abgeblasenen Dampfes induzierte Konvektion in der SWR-DAK untersucht. (Bild: PSI)

In den Jahren 2022 und 2023 wurden die Experimente zum ersten Thema durchgeführt. Dazu wurde der Einfluss interner Containment-Strukturen auf die Gasströmung untersucht. Zudem wurden Einflüsse der Wärmestrahlung untersucht. Insbesondere der Wasserdampf in der Containment-Atmosphäre absorbiert die Wärmestrahlung, und dessen Temperatur wird dabei leicht erhöht. Dies wiederum verändert die lokale Dichte, somit die Auftriebskräfte und damit die Konvektion und Vermischung der Gasatmosphäre (Luft, Helium, Dampf). Zu ausgewählten Aspekten werden ebenfalls numerische Fluidodynamik-Analysen («Computational Fluid Dynamics», CFD) der Teilnehmer durchgeführt.

Die Experimente zum zweiten Thema wurden verschoben. Zu ausgewählten Aspekten wurden von Teilnehmern Berechnungen mit dem Code GOTHIC durchgeführt.

Zum dritten Thema wurden Voranalysen durchgeführt. Diese betreffen die passive Containment-Kühlung sowie Wärmeübertragung von einer Außenwand des Containments auf den Wasserpool durch Konvektion im Pool (siehe Abbildung 16, links).

Ferner wurden die Experimente zum vierten Thema weitgehend vorbereitet. Dies erfolgt parallel zur Modernisierung beziehungs-

weise zum Neuaufbau des fast 40 Jahre alten Kontroll- und Datenaquisitionssystems der PANDA-Anlage (PANDA CS & DAQ). Die Vorbereitung betrifft die Messung verschiedener Szenarien bei Normaldruck und bei erhöhtem Druck der Containment-Atmosphäre und von räumlichen Unterteilungen des Containments (Compartments, siehe Abbildung 16, rechts). Von den Projektteilnehmern wurden ebenfalls Voranalysen mit CFD-Codes durchgeführt. Ferner wurde an der Optimierung der Messpunkte zur verbesserten Charakterisierung der Strömungszustände im und oberhalb des Wasserpools gearbeitet.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt trägt zur Validierungsbasis von numerischen Werkzeugen zur Berechnung des transienten Containment-Verhaltens während Störfällen bei. Von der Funktion der Druckabbaukammer eines SWR und dessen Modellierung wird bei verschiedenen Störfallanalysen Kredit genommen. Das Projekt ist insgesamt im Zeitplan, wobei die Arbeiten zu den verschiedenen Themen des Projektes beispielsweise an die Verfügbarkeiten der Teilnehmer und der Infrastruktur zeitlich angepasst werden. Das PANDA-Pro-

jekt ist stark international vernetzt und trägt zur Ausbildung junger Ingenieurinnen und Ingenieure sowie Naturwissenschaftlerinnen und Naturwissenschaftler (Doktorandinnen und Doktoranden und Postdocs) bei.

Ausblick

2024 werden die Experimente zum vierten Thema zum Abblasen in die SWR-DAK durchgeführt. Sowohl im als auch oberhalb des Wasserpools im Containment werden für die betrachteten Szenarien zeitlich hochaufgelöste Messungen durchgeführt. Ein Grossteil der Experimente zu Thema 3 zur konvektiven Wärmeübertragung von einer Aussenwand des SMR-Containments auf den Wasserpool ist ebenfalls vorgesehen (siehe Abbildung 16, links), zudem werden die Experimente zur passiven Containment-Kühlung vorbereitet. Parallel führen die Teilnehmer numerische Berechnungen und Analysen durch.

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 von verschiedenen Arten 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

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Joachim Löhle

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des Paul Scherrer Instituts (PSI) betreibt verschiedene von der schweizerischen Akkreditierungsstelle SAS anerkannte Prüfstellen sowie eine Eichstelle. Unter anderem gehört zu ihren Aufgabengebieten:

- das Betreiben einer anerkannten Dosimetrie- und Inkorporationsmessstelle,
- die Kalibrierung und Eichung von Strahlenmessgeräten und
- 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 gesetzlicher Grenzwerte. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Befreiung von Materialien, die aus kontrollierten Zonen zum allgemeinen Gebrauch oder zur konventionellen Entsorgung entnommen werden,

und die Messungen 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 neuentwickelt werden müssen. Beispiele sind Freimessungen von Schlämmen sowie Messungen von Umweltproben im Rahmen der Immissionsüberwachung oder von Proben zur Überwachung von Inkorporationen.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Bereich der radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Probenanalyse wurde 2023 eine Studie gestartet, um Methoden zur Dekontamination von Bodenbelägen in chemischen Laboratorien zu untersuchen und zu verbessern. In einem ersten Schritt wurden Versuche durchgeführt, um Gummiböden, wie sie in den PSI-Labors verwendet werden, gleichmässig zu kontaminieren, sodass an ihnen im Jahr 2024 verschiedene Dekontaminationsverfahren getestet werden können.

Die Versuche zur Verbesserung der Nachweisgrenzen für Strontium-90 in Umweltproben und die Versuche zur gleichzeitigen Trennung von Chlor-36 und Iod-129 aus einer wässrigen Lösung, die im Rahmen eines Forschungsprojekts mit den NAGRA-Gesteinslabors untersucht und auch bei der Analyse von Umwelt- und Materialproben aus Stilllegungsprojekten verwendet werden, waren lehrreich, aber wenig erfolgreich. Sie werden jedoch im nächsten Jahr fortgesetzt.

Die im Berichtsjahr durchgeführte Evaluation der Eignung von induktiv gekoppelten Plasma-Massenspektrometern zeigt, dass

ein solches System, eventuell gekoppelt mit einer Laserablation, den hohen analytischen Anforderungen von Stilllegungsproben gerecht wird. Als nächsten Schritt plant das PSI den Kauf eines solchen Messsystems.

Auch wurde im Berichtsjahr die 2022 entwickelte massenabhängige Brutto-Alpha/Beta-Versuchsmethode an realen Proben erfolgreich getestet. Mit dieser Methode kann auf einfache Weise festgestellt werden, ob Stilllegungsproben Alpha- und/oder reine Beta-Emitter-Aktivitätskonzentrationen aufweisen.

Bei der Stilllegung von Kernkraftwerken fallen grosse Mengen von aktivierten Elektrokabeln an, deren Kunststoffmäntel hinsichtlich Chlor-36 analysiert werden müssen. In einem ersten Schritt versuchte das PSI im Berichtsjahr für die Methodenentwicklung ein Referenzmaterial herzustellen, in dem es PVC-Pillen mit Hilfe der Schweizer Spallationsneutronenquelle (SINQ) bestrahlte.

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

Die alljährlich durchgeführten Aeroradiometrieübungen werden vom ENSI im Rahmen der Aufsichtstätigkeit genutzt, um Informationen über die radiologische Situation in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen zu gewinnen. Die Aeroradiometrie ist auch ein wichtiges Instrument des Notfallschutzes, unter anderem um die Kontamination in der Umgebung einer Kernanlage nach einem Störfall mit Aktivitätsfreisetzung zu bestimmen. Die Routinemessungen mittels Helikopter um die Kernkraftwerke Gösgen und Mühleberg zeigten keine Veränderungen gegenüber früheren Messungen. Auch wurde im Rahmen der Routinemessungen eine kombinierte Quellensuchübung mit Helikoptern und Drohnen erfolgreich durchgeführt.

Im Rahmen der Stilllegung werden sogenannte Freimessschranke zur Befreiung

von Materialien eingesetzt. In der Regel werden solche Monitore mit sogenannten Phantomen kalibriert, in denen radioaktive Quellen eingebracht werden. Das PSI hat eine Methode entwickelt, um diese Monitore mittels Monte-Carlo-Simulationen ohne Phantome und Quellen zu kalibrieren. Im Berichtsjahr wurden weitere Studien durchgeführt, um die Abhängigkeiten von der Aktivitätsverteilung und der geometrischen Anordnung des Materials in der Messkammer zu ermitteln.

Im Berichtsjahr wurde mit der Entwicklung einer Methode zur Kalibrierung eines Wäschemonitors zur Messung von 2 mm dicken Stahlplatten begonnen. Das Ziel dieser Studie ist, eine Methode zu entwickeln, mit der grosse Mengen dünner Stahlbleche aus Stilllegungsprojekten in kurzer Zeit freigesessen werden können.

Das PSI entwickelte erfolgreich einen Quellenscanner, um die Oberflächenemissionsraten von grossflächigen Referenzquellen zu vergleichen, die zur Kalibrierung von Oberflächenkontaminationsmonitoren verwendet werden.

Das am PSI entwickelte Neutronendosimetrie-Lesegerät mit dem zugehörigen Algorithmus zur Dosisbewertung wurde in einer von der EURADOS-Arbeitsgruppe 2 organisierten Studie verwendet. Dabei konnte gezeigt werden, dass das neu entwickelte System vergleichbare Energiereaktionen aufweist, wie das am PSI eingesetzte kommerzielle Lesegerät.

Zurzeit werden am PSI zur Areal- und Umweltüberwachung Neutronendosimeter auf Basis von Spaltspurfolien mit Uran- und Thorium-Konvertern verwendet. Als Alternative untersuchte das PSI erfolgreich die für die Neutronendosimetrie von Personen verwendeten Spaltspurdetektoren in Verbindung mit einem Lithium-6-Konverter.

Das PSI hat das Radiophotolumineszenz-Dosimeter mit einem Computermodell simuliert, um experimentelle Daten gegebenenfalls mit berechneten zu ergänzen. Zurzeit wird diese Simulation mit den Inbetriebnahmedaten des Dosimeters validiert.

Im Jahr 2023 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 drei Doktorarbeiten.

Als Ad-hoc-Aufgabe führte das PSI im Kernkraftwerk Leibstadt Neutronendosimetrie-Messungen durch, um die Leistung der PADC-Neutronendosimeter mit elektronischen Dosimetern und Neutronendosisleistungs-Messgeräten zu vergleichen. PADC-Dosimeter sind solche für Neutronenstrahlung mit Spurendetektoren als Ganzkörper- oder Ortsdosimeter.

Die Ergebnisse der Strahlenschutzforschung wurden an verschiedenen internationalen Kongressen in Form von Postern oder Vorträgen präsentiert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik laufen gemäss Plan. Sie fördern die nukleare Sicherheit und stärken 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.

Viele der Arbeiten sind stark auf die Praxis ausgerichtet und die Ergebnisse werden unmittelbar genutzt. Zum Beispiel müssen beim Rückbau von Kernanlagen grosse Mengen an Materialien sowie Räume beziehungsweise Gebäude von der Bewilligungspflicht und Aufsicht nach Strahlenschutzverordnung befreit werden. Dazu werden unterschiedliche Messmittel, wie zum Beispiel Freimessanlagen, In-situ-Gamma-Spektrometrie, radiochemische Verfahren und spektrometrische Verfahren zur Probenanalyse verwendet, die kontinuierlich weiterentwickelt und an die aktuelle Situation angepasst werden müssen. Ein weiteres Beispiel ist die Ermittlung der Strahlenexposition von Personen und der Umwelt durch

dosimetrische Messungen. Dazu werden unterschiedliche Dosimeter verwendet, die kontinuierlich hinsichtlich ihrer Empfindlichkeit weiterentwickelt werden. Das ENSI muss diese Messmittel und Methoden beurteilen und kann so auf das Wissen des PSI zurückgreifen. Die Weiterentwicklung und das Erarbeiten von radiochemischen Methoden, darunter auch Schnellmethoden, sind ebenfalls wichtig für den Notfallschutz. Ein weiterer Aspekt ist die wissenschaftliche Betreuung der Aeroradiometrie, die weiterhin gewährleistet sein muss.

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. 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 2024 werden die Arbeiten zu folgenden Themen weitergeführt:

1. Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie: Expertinnen und 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 Aeroradiometrie-Übungen: Die jährlich in der Schweiz durchgeführte Aeroradiometrie-Übung wird durch Expertinnen und Experten des PSI begleitet, 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 Fachspezialistinnen und -spezialisten benötigen. Diese sowie die für Untersuchungen notwendige Expertise und Messeinrichtungen werden bereitgehalten und können bei Bedarf eingesetzt werden.

Fachbegleitung von Studentinnen und Studenten: Zurzeit sind drei Doktorarbeiten im Bereich der Elektrochemie, der Lumineszenzdosimetrie und der 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»

Projektpartner: Universität Zürich (UZH)
ENSI-Projektbegleiterin: Luana Hafner
Bericht der Forschenden 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 absorbierten Dosis ersetzen und den biologischen Schaden direkt quantifizieren kann. Ausgehend von dieser Messgrösse soll dann ein biophysikalisches Modell erstellt werden, welches den resultierenden Strahleneffekt beschreibt. Im Idealfall kann daraus ein neues Strahlenschutzmodell entwickelt werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde im Juli 2020 gestartet. Es war ursprünglich bis Mitte 2023 geplant, wurde im Berichtsjahr aber bis Mitte 2024 verlängert. Die Ziele über das gesamte Forschungsprojekt umfassen die Simulation von elektrostatischen Feldern in einem Nanodosimeter, die Optimierung der Detektorgeometrie, die Simulation der Dynamik der Gasionen im Nanodosimeter mittels Monte-Carlo-Methoden, die Implementation eines neuen Datenerfassungssystems sowie die Charakterisierung verschiedener Kathoden (Abbildung 17), Gastypen, Detektormaterialien und Geometrien. Abschliessend soll ein neuer Detektorprototyp für externe Strahlungen entwickelt werden.

Der von den Forschenden entwickelte Detektor beziehungsweise das Nanodosimeter ist technisch betrachtet eine Ionisationskammer, in die ein bestimmtes Gasgemisch für die Detektion von ionisierender Strahlung eingeschlossen ist. Ionisierende

Strahlung hat den Effekt, dass sie im Gasgemisch Ionen bildet.

Die Charakterisierung des Nanodosimeters erfolgt unter anderem anhand des Monte-Carlo-Programms Garfield++. Dies setzt allerdings voraus, dass man die Mobilität der erzeugten Ionen kennt. Im Jahr 2023 wurde die Mobilität gasspezifisch weiter untersucht. Dafür wurden neben Messungen mit Propangas auch Messungen mit Stickstoffgas durchgeführt. Da sich die Datenlage für Stickstoff besser als für Propan darstellt, können theoretische Vermutungen und das verwendete Monte-Carlo-Programm validiert werden. Dadurch steigt das Vertrauen in die mit dem Monte-Carlo-Programm errechneten Eigenschaften für Propangas.

Das Hauptaugenmerk der Forschenden lag in diesem Jahr auf der Entwicklung und dem Bau eines Prototyps eines Nanodosimetriedetektors für externe Protonen-Strahllinien am Paul Scherrer Institut.

Eine technische Herausforderung über das gesamte Projekt stellte die Verarbeitung und Analyse der elektrischen Signale aus dem Nanodosimeter dar. Für die Analyse der Form der Signale wurde ein neues Datenerfassungssystem beschafft, das mehr Informationen über die Signalimpulse erfasst als das vorherige System. Das neue System wurde im Rahmen einer Masterarbeit programmiert und getestet. Im Jahr 2023 wurde nun im Rahmen von zwei Bachelorarbeiten eine Analyse über den Einfluss von verschiedenen experimentellen Parametern, wie beispielsweise die Hochspannung, die Driftspannung, der Druck oder der Lochdurchmesser, gestartet.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Ziel des Strahlenschutzes ist es, Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung zu schützen. Dabei muss verstanden werden, welche Auswirkungen ionisierende Strahlung auf den menschlichen Körper hat und welchen Einfluss verschiedene Strahlenfelder haben. Viele Erkenntnisse werden aus epidemiologischen, medizinischen und biologischen Studien gewonnen. Mit der Nanodosimetrie



Abbildung 17:
Verschiedene Kathoden aus Silikatglas mit niedrigem Widerstand. Das Glas ist beschichtet mit Kohlenstoff und Kupferfolie. Die hellen Punkte entsprechen Ablagerungen durch Propanmoleküle und die hellgraue Substanz ist Abdichtungsknete. (Bild: Universität Zürich)

ergibt sich ein alternativer Ansatz, um den biologischen Schaden von verschiedenen Strahlenarten zu erforschen und diesen in einer weiteren, physikalisch messbaren Grösse zu quantifizieren. Mit einer messbaren Grösse kann der biologische Schaden direkt quantifiziert werden. Durch die Entwicklung eines biophysikalischen Modells, basierend auf dieser Messgrösse, kann der resultierende Strahleneffekt beschrieben werden. Dieses Projekt hilft daher, Strahleneffekte besser zu verstehen sowie die bestehenden Strahlenschutzmodelle zu optimieren.

Der Projektplan wurde 2022 angepasst, da sich während des Projekts neue Herausforderungen ergeben haben, die priorisiert werden mussten. Insbesondere die Entwicklung des Detektors hat mehr Zeit in Anspruch genommen als im überarbeiteten Projektplan vorgesehen. Die Entwicklung beinhaltet neben der ausführlichen Mobilitätsanalyse die Implementierung eines neuen Datenerfassungssystems sowie auch den Bau eines neuen Detektorprototyps.

Ausblick

Im Sommer 2024 endet die Doktorarbeit. Bis zu deren Abschluss liegt der Fokus beim Testen der Kathodenmaterialien, die 2021 beschafft wurden, und in der Publikation der Ergebnisse aus den Mobilitätsmessungen.

Schliesslich sollen der neue Prototyp und dessen Detektoreigenschaften im Rahmen einer wissenschaftlichen Publikation vorgestellt werden.

1.6.3 «Metabolomic Signature of Patients Undergoing Radiotherapy: Can We Quantify Radiation Exposure Biologically?»

**Projektpartner: Inselspital, Universitäts-
spital Bern**

ENSI-Projektbegleiterin: Luana Hafner

Bericht der Forschenden im Anhang A

Einleitung

Die Wirkung von ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper ist in vielen wissenschaftlichen Forschungsgebieten ein aktuelles Thema. In der Medizin und Biologie werden zum Beispiel Chromosomenschäden untersucht. Eine bekannte Methode hierfür ist die Biodosimetrie, mit welcher der Nachweis und die Quantifizierung einer Strahlenbelastung anhand biologischer Indikatoren erbracht werden können. Für die Biodosimetrie werden aktuell vor allem zwei Methoden herangezogen: Messung der Zeit bis zum Erbrechen und die Chromosomenanalyse. Diese Methoden sind entweder sehr ungenau oder sehr zeitaufwändig.

Da eine Strahlenexposition im menschlichen Körper zu biochemischen Prozessen führt, strebt das Forschungsprojekt an, eine Biodosimetrie-Methodik auf Basis von Metaboliten, also Stoffwechsel-Produkten, zu erforschen. Dadurch verspricht man sich eine schnellere und möglicherweise genauere Methode zur Dosisbestimmung. Diese Methodik würde ein wertvolles Werkzeug bei radiologischen Unfällen bedeuten, da die Messung von Metaboliten in medizinischen Laboratorien zum Standard gehört.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt beinhaltet die systematische Analyse (Screening) von Metaboliten aus Blut- und Urinproben von Radiotherapiepatientinnen. Die Proben wurden zu unterschiedlichen Zeitpunkten während der The-

rapie entnommen, um mögliche Biomarker für eine Strahlenexposition zu identifizieren. Ferner soll die Korrelation von den Biomarkern mit der Strahlenexposition bestimmt werden.

Die Projektziele im Jahr 2023 beinhalteten die Analyse der Metaboliten in Blut- und Urinproben, die Einreichung der Resultate in einer Fachzeitschrift mit Peer-Review-Verfahren sowie die Einreichung des Ethikantrags für eine zweite Analyse der Metaboliten bei einer geringeren Strahlenexposition nach einer Computertomographie.

Da die Auswertung der Proben mehr Zeit in Anspruch genommen hat als erwartet, konnte nur ein Teil der Ziele für 2023 umgesetzt werden. Die Blutproben wurden von den Forschenden mittels Massenspektrometrie untersucht. Dabei wurden die Metaboliten vor der Radiotherapie mit denjenigen nach der Radiotherapie verglichen. Es wurden fünf Metabolite identifiziert, die nach der Radiotherapie statistisch signifikant reduziert waren. Zwei Metabolite sind dabei Produkte des Purinstoffwechsels, zwei des Kohlenhydratstoffwechsels, und eines ist Teil des Aminosäurenstoffwechsels. Weiter konnte eine Reihe von Metaboliten identifiziert werden, die sich zwischen bestrahlten und nicht-bestrahlten Personen unterscheiden. Die Forschenden planen, diese ersten Resultate am Kongress der «Association of the European Society for Radiotherapy and Oncology» (ESTRO) 2024 zu präsentieren, wofür im Jahr 2023 ein Abstract eingereicht wurde.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

In der Schweiz gibt es heute keine Möglichkeit für biodosimetrische Auswertungen. Allfällige Proben werden zur Untersuchung ins Ausland geschickt. Dieser Prozess ist ressourcenintensiv und nur für Einzelfälle tragbar. Für einen Notfall in der Schweiz ist der vorgängige Aufbau einer solchen Messkompetenz essenziell. Die Analyse von Metaboliten ist im Vergleich zur häufig angewandten Chromosomenanalyse weniger zeitaufwändig und würde im Fall eines nuklearen Unfalls

die Triage und die adäquate Behandlung von Patientinnen und Patienten beschleunigen. Des Weiteren würde die Dosiswirkungsanalyse von Veränderungen in Biomarkern das Verständnis für die Wirkung ionisierender Strahlung auf den Körper erweitern. Falls das Projekt bei hohen Dosen aussagekräftige Resultate hervorbringt, könnte dies neue Dosimetrierungsmöglichkeiten und neue Forschungsmöglichkeiten von Strahlenwirkungen bei tieferen Dosen ermöglichen. Das Projekt war Ende 2023 aufgrund Verzögerungen bei der Auswertung der Proben einige Monate hinter dem Zeitplan. Im Jahr 2023 wurde die Analyse der Blutproben durchgeführt mit vielversprechenden Ergebnissen. Die Ergebnisse der Urinprobenanalyse werden 2024 erwartet. Aktuell sprechen die Resultate wie geplant für eine Weiterführung der Studie bei geringeren Strahlenexpositionen.

Ausblick

Im Jahr 2024 sollen die Analyse der Urinproben fertiggestellt und die ersten Resultate der Blutprobenanalyse beim ESTRO-Kongress 2024 präsentiert werden. Weiter ist geplant, die Resultate in einer Fachzeitschrift mit Peer-Review-Verfahren zur Publikation einzureichen. Zudem soll die zweite Analyse der Metaboliten bei einer geringeren Strahlenexposition geplant und der Ethikantrag dafür eingereicht werden. Sobald die zweite Analyse bewilligt worden ist, werden neue Proben gesammelt. Geplant ist zudem, dass ein Teil des Projekts als medizinische Doktorarbeit durchgeführt wird.

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

Projektpartner: Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD, Universität Bayreuth
ENSI-Projektbegleiter: Bernd Roith
Bericht der Forschenden 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 100 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 «Auslegung und Ferti-

gung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung» 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, Dichtheit und Integrität sowie Abschirmung zur Begrenzung der Strahlenexposition.

Schon seit vielen Jahren ist die Finite-Elemente-Analyse ein Forschungsschwerpunkt am Lehrstuhl für Konstruktionslehre und CAD der Universität Bayreuth. Deren Grundprinzip ist die Diskretisierung einer Geometrie, die nicht mehr analytisch berechenbar ist, durch ein Netz aus kleinen, einfach numerisch zu berechnenden Strukturen, den Finite-Elementen, die in Summe das Verhalten der Gesamtstruktur hinreichend genau abbilden. Auf Basis dieser Methode hat der Lehrstuhl eine eigene Softwarelösung mit dem Namen Z88 konzipiert. Sie wurde im Rahmen der vergangenen Forschungsprojekte an die Bedürfnisse des ENSI angepasst und wird entsprechend der neuen Zielsetzungen im aktuellen Projekt weiterentwickelt.

Motivation für die Entwicklung des unabhängigen Simulationswerkzeugs Z88ENSI ist die Bestimmung der existierenden Sicherheitsmarge beim Schutzziel Wärmeabfuhr im Zwischenlagerzustand (vertikal stehender Behälter) sowie in Transportkonfiguration (horizontal liegender Behälter). Berücksichtigt werden dabei alle Arten von Wärmetransport-Mechanismen (Leitung, Konvektion, Strahlung). In der aktuellen Version der Software Z88ENSI werden als Randbedingungen zum einen die Wärmeleistung homogen auf die Schachtwände des Tragkorbs aufgebracht. Zum anderen werden je nach betrachtetem Anwendungsfall entweder eine Konvektions- oder Konvektions- und Strahlungsrandbedingung auf die Aussenflächen des Behälters definiert. Dadurch kann die Temperatur an der Schachtwand auf Basis der Umgebungstemperatur des Behälters an der Aussenwand bestimmt werden. Weiter lassen sich mit dem Pro-

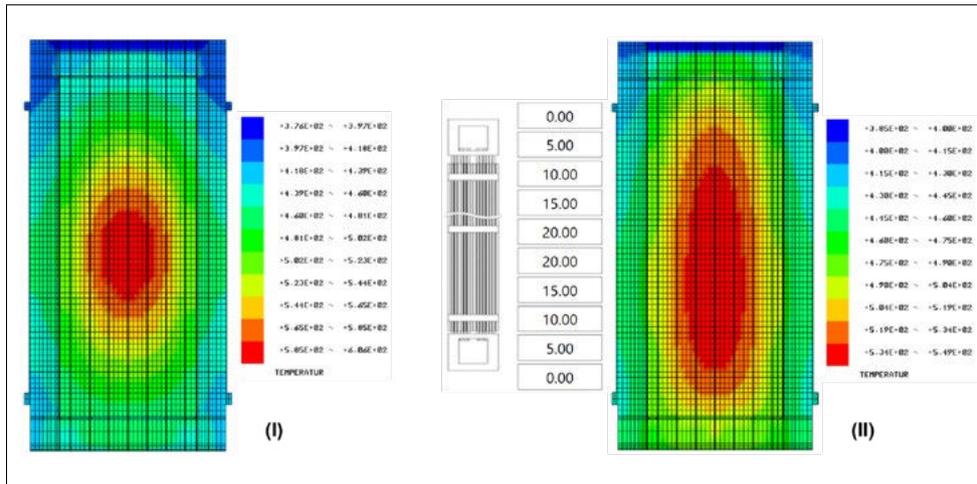


Abbildung 18:
Einfluss des Abbrands der Brennelemente auf die Temperaturverteilung im Behälter:
(I) Konstanter Abbrand, (II) Höhengspezifischer Abbrand.
(Bild: Universität Bayreuth)

gramm verschiedene Kühlrippen-Geometrien auf der Behälteroberfläche berücksichtigen. Ein entscheidender Unterschied zu anderen kommerziellen Softwarelösungen liegt in der Abbildung der Spalten im Behälterinneren, zum Beispiel zwischen Tragkorb und Behälterkörper. Durch die Entwicklung von thermischen Spaltbedingungen werden diese Spalten nicht durch Finite-Elemente abgebildet, sondern durch Koppelbedingungen überbrückt, wobei die thermischen Eigenschaften der Spalte durch analytische Gleichungen berücksichtigt werden. So können die Berechnungsdauer und die Komplexität der Berechnungen verringert werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vierte Projektphase ist im Dezember 2021 gestartet und umfasste zwei Jahre. Sie hatte zwei Hauptziele: Erstens soll der höhengspezifische Abbrand der Brennelemente berücksichtigt werden können. Zweitens sollen nicht nur die Temperaturen an den Schächten des Tragkorbs berechenbar sein, sondern auch die Temperaturen der Brennstabhüllrohre. Um diese Ziele zu erreichen, waren im ersten Projektjahr umfangreiche Voruntersuchungen notwendig, um geeignete Methoden für die Softwareintegration zu spezifizieren.

Nach Projektplan waren im zweiten Projektjahr zwei grosse Arbeitspakete vorgesehen, die sich auf beide genannten Ziele beziehen.

Das erste Arbeitspaket umfasste die Erweiterung der Funktionalitäten. Dazu wurde in die Software die Integration der bauteilspezifischen Parameter aufgenommen. Damit ist es möglich, unabhängig vom Finiten-Elemente-Netz einzelnen Komponenten eines Transport- und Lagerbehälters separate Materialkenngrößen zuzuordnen.

Das zweite grosse Arbeitspaket umfasst die Entwicklung und Integration des Submodells für die Brennelemente. Da Brennelemente aus einer sehr feinen Struktur bestehen, würde die Anzahl der Finiten-Elemente, die das Brennelement im Berechnungsmodell repräsentieren, stark ansteigen und somit die Rechendauer ebenfalls deutlich zunehmen. Um diesen Sachverhalt zu lösen, ist es gängige Praxis, Submodelle in grössere Finite-Element-Analysen zu integrieren. Dazu wurde ein Submodell auf Basis von Daten aus verschiedenen Literaturstellen für die in der Schweiz gängigen Brennelemente entwickelt. Die Eigenschaften und das Verhalten eines Brennelements werden im zu berechnenden Modell durch Finite-Elemente mit spezifischen Eigenschaften abgebildet. Somit steigt die Berechnungsdauer nicht an, da die Anzahl an Elementen gleich bleibt. Durch diese Methodik ist es möglich, die maximalen Temperaturen an den Schachtwänden des Tragkorbs und den Hüllrohren zu bestimmen (Abbildung 18).

Das Submodell ist im Berichtsjahr entwickelt worden. Die finale Integration der spezifi-

schen Finite-Elemente in die Berechnungssoftware Z88ENSI ist für das erste Quartal 2024 geplant.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Universität Bayreuth folgt dem Forschungsprojektplan gemäss Vereinbarung. Die für das zweite Jahr geplanten Arbeitspakete sind bearbeitet worden. Die Ergebnisse sind plausibel und decken sich mit vergleichbaren internationalen Untersuchungen. Die Implementierung der speziellen Elemente zur Temperaturberechnung in den Brennelementen ist noch nicht abgeschlossen. Die angedachten erweiterten Funktionalitäten sind integriert worden.

Das ENSI setzt die Software Z88ENSI laufend für die Beurteilung von Anträgen der Schweizer Kernkraftwerke im Rahmen von neuen Behälterbauarten gemäss Richtlinie ENSI-G05 ein. Mit diesem Werkzeug ist das ENSI in der Lage, unabhängig und eigenständig die Temperaturen an allen wichtigen Komponenten (Dichtungen, Aussenoberfläche, Tragkorb) der einzulagernden Transport- und Lagerbehälter bestimmen zu können. Dabei können die realen Belastungen berücksichtigt werden, und dies im Rahmen der Überprüfungen für die Einlagerungsfreigabe, da die Berechnungszeit und die Anwendung optimiert sind.

Durch den Kompetenzerhalt an der Universität Bayreuth kann das ENSI auch in anderen Bereichen auf deren Unterstützung zurückgreifen. Hervorzuheben ist die Überprüfung des sogenannten Stellplatzkonzepts bei der Anordnung der Transport- und Lagerbehälter im Zwischenlager. Zentral ist dabei die Abfuhr der Wärme aus der Lagerhalle. Die Software soll zudem in anderen Forschungsprojekten zum Einsatz kommen.

Die Ergebnisse des Forschungsprojekts werden auf grossen internationalen Tagungen (zum Beispiel PATRAM) einem breiten Fachpublikum vorgestellt. Ferner ist im Berichtsjahr eine Promotion auf Basis der Untersuchungen publiziert worden.

Ausblick

Die vierte Projektphase soll im ersten Quartal 2024 abgeschlossen werden, dazu ist die finale Implementierung der Submodelle der Brennelemente in die Software noch ausstehend. Für die fünfte Projektphase ist die Integration eines instationären Berechnungssolvers zur Bestimmung der höchsten Temperaturen während der Abfertigung von Transport- und Lagerbehältern vorgesehen.

1.7.2 DRYstars – «Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland»

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Jiri Dus

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Aufgabe des Projekts DRYstars («Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland») 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 Anlagen, zum Beispiel die zwischenzeitliche Nasslagerung beim Kernkraftwerk Gösgen, berücksichtigt werden. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Recherchen, Modellentwicklung und deren Implementierung in die Berechnungsprogramme. Die Untersuchung möglicher Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung infolge späterer Verfügbarkeit des geologischen Tiefenlagers sind für die regulatorische Aufsicht ebenfalls von Interesse.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für die Analysen des Brennstabverhaltens bei der Trockenlagerung wird das für den Reaktoreinsatz entwickelte Programm FALCON angewendet. Die notwendigen Anpassungen des Programms an die spezifischen Phänomene bei der Trockenlagerung betreffen insbesondere die Wasserstoffkinetik im Hüllrohr und das thermische

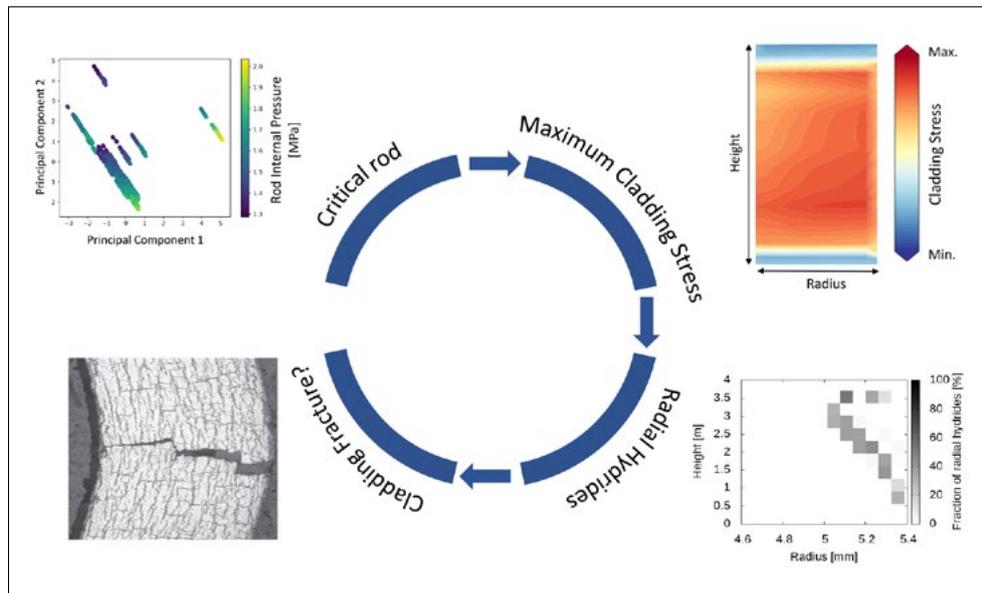


Abbildung 19: Die Analysen der Brennstabintegrität bei der Trockenlagerung beinhalten die Auswahl der limitierenden Brennstäbe nach dem Reaktoreinsatz (Bild links oben), die Berechnung der Spannung und Wasserstoffkinetik (Bilder rechts) sowie den Abgleich mit den Sicherheitskriterien, die beispielsweise die Formierung der versprödenden radialen Hydride minimieren (Bild unten links). (Bild: PSI.)

Hüllrohrkriechen. Beide Effekte wurden in den vergangenen Jahren in FALCON integriert und mit dem externen Modul HYPE erweitert, neu wurde auch die spannungsgetriebene Wasserstoffdiffusion im Hüllrohr modelliert. Damit werden alle physikalischen Effekte der Wasserstoffdiffusion, getrieben durch die Temperatur-, Konzentrations- und Spannungsgradienten, berücksichtigt, was einzigartig ist. Die Modellierung der in der Schweiz eingesetzten Hüllrohre der Siede- und Druckwasserreaktoren mit Liner-Hüllrohren (Hüllrohre mit einer zusätzlichen Schicht an der Innen- oder Aussenfläche) kann somit nach dem aktuellen Stand der Wissenschaft durchgeführt werden (Abbildung 19).

In jedem Schweizer Reaktor sind mehrere zehntausend Brennstäbe im Einsatz. Sie alle mit dem rechenintensiven Brennstabcode genau zu modellieren, ist momentan nur mit einem nicht vertretbaren Aufwand möglich. Deshalb müssen als erstes die hinsichtlich der Trockenlagerung limitierenden Brennstäbe und ihre Einsatzgeschichten ausgewählt werden. Die im Reaktoreinsatz phasenweise meist belasteten Brennstäbe sind nicht zwingend auch jene, die bei der Trockenlagerung die kleinsten Margen zu den Kriterien aufweisen. Um dieser Herausforderung zu begegnen, wurde eine Aus-

wahl von Brennelementen mit mehreren abgestuften Genauigkeiten der gekoppelten Programme untersucht. Die Anzahl der besonders relevanten Brennstäbe konnte so auf wenige Dutzend reduziert werden, womit die anschließende Detailanalyse durchführbar wird.

Die angesprochene Kopplung der angewendeten Programme und deren Verifizierung stellen eine grundlegende Voraussetzung für derartige Analysen dar. Entsprechend aufwändig erwies sich schliesslich deren Realisierung, die im Projektjahr 2023 erfolgreich abgeschlossen werden konnte.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Es besteht eine enge Kooperation zwischen den Projekten DRyStars und STARS (siehe Kapitel 1.5.1), das mit modernsten und zum Teil vom Paul Scherrer Institut (PSI) mitentwickelten Methoden den Einsatz der Brennelemente in allen Schweizer Kernkraftwerken analysiert. Diese Zusammenarbeit bietet eine exzellente und für DRyStars unverzichtbare Wissensbasis, was sich vor allem bei den Auswirkungen der Reaktor-Leistungsgeschichten auf die Trockenlagerung offenbart. Dieses Wissen ist vonnöten, um die Einhaltung der heute gültigen Sicherheitskriterien für die Zwischenlagerung unabhän-

gig zu überprüfen und Sicherheitsmargen im Hinblick auf mögliche Schadensmechanismen abzuschätzen. Die bisherigen Projektergebnisse an ausgewählten Brennelementen konnten die Einhaltung aller etablierten Sicherheitskriterien bestätigen. Da die Methodenentwicklung und die Validierung des Wasserstoffverhaltens vom ENSI als essenziell für die späteren Analysen beurteilt wurde, mussten diese Arbeiten im Projektjahr 2022 mit höherem Aufwand erledigt werden als ursprünglich vorgesehen. Ebenfalls hat sich die Suche nach den repräsentativen Leistungsgeschichten als wesentlich komplexer herausgestellt als erwartet, was zu weiteren Anpassungen im Projektplan führte. Die erzielten Ergebnisse folgen trotz der leichten Verzögerung dem Projektplan und werden vom ENSI als von hoher Qualität und Sicherheitsrelevanz bewertet. Die Berechnungsmethode konnte im Projektjahr 2023 so weit fertiggestellt werden, dass eine systematische Untersuchung der Sicherheitskriterien bei der Trockenlagerung für eine grosse Anzahl an Brennelementen in der nächsten Projektphase möglich wird. Dies stellt einen Meilenstein dar und eröffnet Möglichkeiten für die Aufsicht zur unabhängigen Überprüfung der Sicherheitsnachweise der Kraftwerksbetreiberinnen und Brennelement-Lieferanten.

Ausblick

Als nächstes wird diese Berechnungsmethode für das Kernkraftwerk Gösgen angewendet, das die Thematik der Trockenlagerung und des trockenen Transfers in das externe Nasslager an einigen Punkten vertieft analysiert. Des Weiteren sollte der Einfluss des Ausglühens der Strahlenverfestigung bei Temperaturen oberhalb von 300 °C untersucht werden, was nach den aktuellen experimentellen Resultaten in den USA im Hinblick auf die Kriechdehnung und die Materialfestigkeit diskutiert wird. Die thermischen Analysen der Behälter in Abhängigkeit von ihrer tatsächlichen Beladung geben Aufschluss über die realistischen Temperaturen der Brennstäbe während der Trockenlagerung. Damit können wichtige Erkenntnisse über

die Sicherheitsmargen gewonnen werden, die der Beurteilung hinsichtlich der aktuell erforschten möglichen Effekte einer verlängerten Trockenlagerung dienlich sind. Für diese Analysen soll das Programm Z88ENSI zum Einsatz kommen, das ursprünglich für die Nachrechnungen im Rahmen der Behälterzulassungen konzipiert und von der Universität Bayreuth entwickelt wurde (siehe Kapitel 1.7.1).

1.7.3 Experimente im Felslabor

Mont Terri

Projektpartner und ENSI-Projektbegleiter: siehe einzelne Experimente (Kapitel 1.7.5 bis 1.7.10)

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri bei St-Ursanne im Jura (www.mont-terri.ch) 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. Das ENSI war 2023 seit genau 20 Jahren im Felslabor mit eigener Forschung vertreten.

Im Berichtsjahr beteiligten sich 22 Partnerorganisationen aus 10 Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Niederlande, Vereinigtes Königreich, Japan, Kanada und USA) an Experimenten im Felslabor Mont Terri. Die Projektpartner sind Forschungsinstitute, Aufsichtsbehörden und Entsorgungspflichtige. Im Sommer 2023 trat die Japanische Atomenergie-Organisation JAEA («Japanese Atomic Energy Agency») aus dem Forschungsverbund zurück. Die JAEA möchte sich zukünftig auf das japanische Felslabor am Standort Honorobe konzentrieren. Hingegen konnte im Sommer der international tätige Energiekonzern Shell, genauer die «Shell Global Solutions International BV», als neue Partnerorganisation willkommen geheissen werden. Das ENSI

arbeitet mit Forschungspartnern wie dem Schweizerischen Erdbebendienst (SED), der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule (RWTH) Aachen oder dem «British Geological Survey» (BGS) sowie vielen weiteren an den Experimenten beteiligten Fachleuten und Forschungseinrichtungen zusammen. Damit deckt das ENSI im Felslabor Mont Terri eine breite Themenpalette ab.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2023 (Forschungsphasen 28 und 29) folgende Experimente:

1. CD-A: Einfluss der Luftfeuchtigkeit auf zyklische und langfristige Deformationen
2. FS-E: Räumliche Verteilung von hydromechanischen Veränderungen während der Selbstabdichtung von Störungszonen
3. PF: Progressive Entwicklung strukturkontrollierter Verbrüche sowie das Folgeprojekt PF-A: Progressive Entwicklung strukturkontrollierter Verbrüche – Überwachung, Simulation und Überprüfung
4. FS-B: Folgen der Aktivierung einer Störung
5. PD: Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen
6. ML: Unterscheidung von Brüchen und Gesteinsverformung in Tongestein durch maschinelles Lernen
7. SW-A: Durchführung eines Versiegelungsexperiments
8. GT: Gastransport-Modelle und Reaktion des Opalinuston auf Gasdruck
9. DR-C: Diffusion in einem Wärmegradient

Die Arbeiten zu den Experimenten 3 bis 9 werden in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.4 bis 1.7.10 beschrieben. Die Ergebnisse der in ihrem Umfang beschränkten Experimente 1 und 2 (CD-A und FS-E) sind nachfolgend 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 der dabei ablaufenden Prozesse ist eine wesentliche Grundlage für die Beurteilung der Sicherheit von geologischen Tiefenlagern. Das CD-A-Experiment 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 (Hauptstollen) des Felslabors wird der Opalinuston aufgrund der kontinuierlichen Belüftung des Felslabors durch Entsättigung beeinflusst. In der zweiten Nische versucht man dagegen, diese Entsättigung durch Aufrechterhalten einer hohen Luftfeuchtigkeit mit der Installation einer gasdichten Zutrittsstüre zu vermeiden (Abbildung 20). Mit einem umfangreichen Messprogramm in den Nischen werden die Deformationen sowie die Entwicklung der Porenwasserdrücke beobachtet.

Die Ergebnisse der 2021 zusätzlich installierten Sensoren werden fortlaufend ausgewertet. Ausserdem werden Laserscans der Tunneloberfläche durchgeführt. In der geschlossenen Nische ist eine über die Jahre kontinuierliche Konvergenz des Tunnels (zunehmende Wassersättigung) zu beobachten, während die offene Nische eine dem Jahresgang folgenden Wechsel von divergentem Verhalten im Winter (sinkende Wassersättigung) und konvergentem Verhalten im Sommer (zunehmende Wassersättigung) zeigt. Messungen des Wassergehalts im Opalinuston bis in eine Tiefe von vier Metern zeigen ebenfalls, dass seit der ersten Messung der Wassergehalt in der geschlossenen Nische deutlich zugenommen hat, während der Wassergehalt in der offenen Nische über den gesamten Bereich abgenommen hat.

Das Experiment wird über mehrere Jahre weiterlaufen. Unter der Leitung der deutschen Bundesanstalt für Geowissenschaften



Abbildung 20: Routinemässige Verformungsmessungen in dem als «Galerie 18» bezeichneten Abschnitt des Felslabors Mont Terri im Sommer 2023. Die Galerie 18 ist der neueste Ausbauabschnitt des Felslabors und wurde von 2018 bis 2019 erstellt. Im Foto ist rechts die orangefarbene Schutztür zu sehen, welche eine der beiden Zwillingsnischen des CD-A-Experiments gasdicht vom belüfteten Felslabor abtrennt. (Bild: S. Schäfer, swisstopo)

und Rohstoffe (BGR) sind neben dem ENSI weitere vier Partner am Experiment beteiligt.

FS-E Räumliche Verteilung von hydro-mechanischen Veränderungen während der Selbstabdichtung von Störungszonen

Die grosskalibrige Bohrung BPF-7 des PF-Experiments (siehe Kapitel 1.7.4) hat eine grössere Störungzone im Opalinuston, die sogenannte «Mont Terri main fault», durchquert. Mit dem im Juli 2022 gestarteten und bis 2024 angesetzten Experiment soll der Prozess der Selbstabdichtung dieser Störungzone durch räumlich hochauflösende Verformungsmessungen mittels Glasfaser-Messtechniken sowie durch kleinräumige Bestimmungen der lokalen hydraulischen Durchlässigkeit verfolgt werden. Dabei geht es um die hydromechanischen Prozesse, die infolge der geplanten natürlichen Aufsättigung ablaufen. Nach der Installation von fünf Messlinien wurden Messungen im künstlich belüfteten Bohrloch und in zunehmendem zeitlichen Abstand nach dem Abstellen der Belüftung vorgenommen; denn ab diesem Zeitpunkt beginnt die Wiederaufsättigung des Opalinustons. Die ersten Ergebnisse zeigen, dass die optisch beobachtbaren Verformungen auch durch die faseroptischen Messungen wiedergegeben werden kön-

nen. Im Jahr 2023 wurden zusätzlich parallel zum Injektionsversuch im Rahmen des FS-B-Experiments (siehe Kapitel 1.7.5) während der Injektionen mehrere Nachmessungen in zunehmendem zeitlichem Abstand vorgenommen. Die Datenerhebung ist abgeschlossen, die Daten werden 2024 ausgewertet.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die im Felslabor durchgeführten Experimente liefern wichtige Erkenntnisse zu Gesteinsbeschaffenheit, Felsmechanik, Hydrogeologie und Geochemie sowie zum Einschlussvermögen des Wirtgesteins Opalinuston. Die Experimente tragen auch zum Verständnisaufbau und längerfristig zur Weiterentwicklung von technischen Barriersystemen und -materialien bei. Auch wenn das ENSI bei weitem nicht bei allen Experimenten beteiligt ist, sieht die Struktur des Projektes vor, dass die Daten aus den Experimenten nach kurzer Zeit allen Projektpartnern zur Verfügung stehen. Die gesamtweit im Felslabor gesammelten Erkenntnisse und Erfahrungen können somit dem ENSI als Basis seiner Beurteilung von Sicherheitsnachweisen im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager dienen.

Ausblick

Das ENSI wird sich im Felslabor weiterhin aktiv an Experimenten zu diversen Themen beteiligen. Es ist zu erwarten, dass künftig auf technische Barrieren und methodische Fragen fokussiert wird, nachdem aus den Tiefbohrungen der Nagra mehr Daten aus den potenziellen Standortgebieten geologischer Tiefenlager vorliegen.

Das Bundesamt für Landestopografie swisstopo als Betreiberin des Felslabors Mont Terri plant zwischen April 2023 und Dezember 2025 mit dem «Mont Terri Experiment Information System MONTEIS» ein umfassendes digitales Informationssystem für das Felslabor aufzubauen. Die bisherige Datenerhaltung und -bewirtschaftung kommt aufgrund der Vielzahl von in den letzten Jahrzehnten durchgeführten Experimenten an seine Grenzen und entspricht nicht mehr den heutigen Anforderungen. In MONTEIS sollen neben allen zukünftig generierten (Mess-)Daten und Auswertungen auch alle bestehenden Datensätze integriert werden. Das ENSI begrüsst diesen Schritt hin zu einer Digitalisierung der vorhandenen Daten, der dem ENSI auch erlauben wird, seine eigene zukünftige Aufsicht auf solche digitalen Datensätze auszurichten.

1.7.4 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch struktur-kontrollierte Verbrüche

Projektpartner: Bundesamt für Landestopografie swisstopo, Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Schweizerischer Erdbebendienst (SED)
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Das Vorhandensein tektonischer Störungszonen im Opalinuston auf der Lagerebene eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle kann vor dessen Bau mittels oberflächennaher Messungen (beispielsweise seismischer Untersuchungen) weder genau noch vollständig vorhergesagt werden. In ungünstigen Situationen können Vortriebsarbeiten im Bereich von spitzwink-

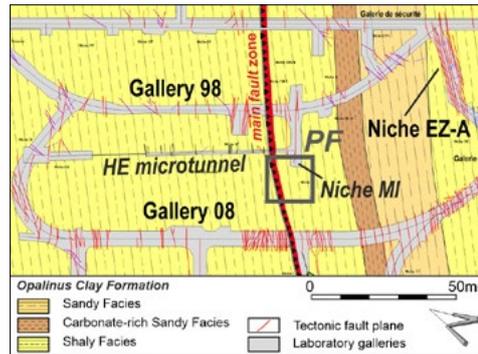


Abbildung 21: Geologische Übersichtskarte des Felslabors Mont Terri mit dem Standort des PF-Experiments in der Nische MI und der Nische EZ-A, bei deren Auffahrung 2003 massive Niederbrüche auftraten. (Bild: Forscherbericht der ETH Zürich 2020)

lig 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 auftreten. Verbruchzonen im Opalinuston können die effektive Mächtigkeit und die sicherheitstechnische Qualität der geologischen Barriere verringern, zur Aufgabe von einzelnen Einlagerungsstollen oder -kavernen führen und damit den Platzbedarf eines Tiefenlagers für radioaktive Abfälle erhöhen.

Die Verbrüche können während Bau und Betrieb des Tiefenlagers die Arbeitssicherheit gefährden. Im Felslabor Mont Terri haben derartige Verbrüche beispielsweise in der Nische EZ-A stattgefunden (Abbildung 21). Diese Nische wurde parallel zu tektonischen Störungen ausgebrochen, welche spitzwinklig zur Streichrichtung der Schichtung des Opalinustons verlaufen. In solchen Fällen ist zu erwarten, dass sich die Gebirgsschädigung infolge des Vortriebs über längere Zeiträume entwickelt. Sie wird getrieben durch hydromechanisch gekoppelte Prozesse im Opalinuston und durch die nach der geplanten Nutzungsdauer des Bauwerks erwartete Abnahme der Hohlraumstützung (Tragwirkung des Ausbaus). Zurzeit ist nicht bekannt, a) wie gross die Ausdehnung strukturkontrollierter Verbrüche tatsächlich ist, b) welche Schädigung der Barriereigenschaften tatsächlich auftritt, und c) wie diesen Verbrüchen in einem laufenden Vortrieb allenfalls begegnet werden kann.

Um diese Schlüsselfragen zu beantworten, wurde mit dem PF-Experiment im Zeitraum 2019 bis 2023 die Entwicklung und das Ausmass von strukturkontrollierten Gebirgsschäden im und um eine Störungszone im Opalinuston untersucht. 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 22 dargestellt. Für das Experiment wurden im Jahr 2020 ein grosskalibriges, horizontales Bohrloch mit einem Durchmesser von 600 mm (Experimentbohrung) und sechs vorgängig mit messtechnischen Einrichtungen ausgestattete Überwachungsbohrungen (Durchmesser 131 mm) durch die im Felslabor vorhandene Hauptstörungszone («main fault») erstellt. Die Experimentbohrung simuliert einen ungestützten Lagerstollen mit einem Durchmesser von circa drei Metern. Die fortschreitende Gebirgsschädigung und die Entwicklung von Verbrüchen in der ungestützten Experimentbohrung wurden innerhalb des Bohrloches mit photogrammetrischen Methoden und ausserhalb des Bohrloches mit tomographischen Verfahren (Goelektrik und Seismik) aufgenommen beziehungsweise gemessen. Die Luftfeuchtigkeit in der Experimentbohrung wurde während des Versuchs mit einem eingebauten Belüftungssystem kontrolliert, um zuerst eine Ventilationsphase mit reduzierter Luftfeuchtigkeit und Ent-sättigung des umgebenden Opalinustons und anschliessend eine Verschlussphase mit Rücksättigung des umgebenden Opalinustons zu simulieren. Grund dafür ist die Abhängigkeit der Festigkeit des Opalinustons von seinem Sättigungsgrad: Mit abnehmender Sättigung ist eine Zunahme der Festigkeit des Opalinustons zu erwarten.

Zusätzlich zu den Messungen vor Ort wurden felsmechanische Versuche im Labor durchgeführt und deren Ergebnisse in numerischen Simulationen berücksichtigt. Diese Simulationen sollten die Kenntnisse über die Eigenschaften (unter anderem die Geometrie und Tiefe) und die kinematische

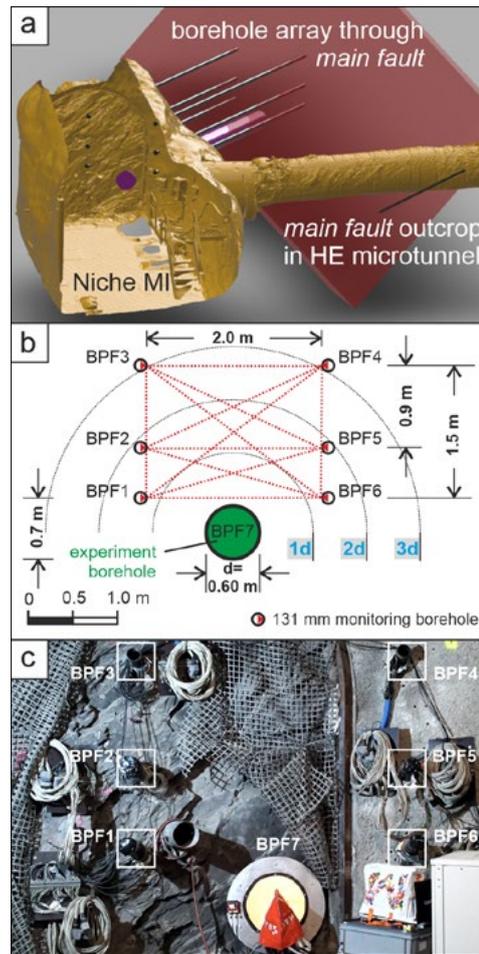


Abbildung 22:
a) Laserscanmodell der MI-Nische und des HE-Mikrotunnels (gelb) zur Abschätzung der Schnittpunkte der Hauptstörungszone (rot) mit den sechs Beobachtungsbohrungen (grau) und der Experimentbohrung (violett).
b) Anordnung der Beobachtungsbohrungen (BPF-1 bis BPF-6) oberhalb der Experimentbohrung (BPF-7, grün).
c) Übersichtsfoto des Experimentstandorts in der MI-Nische nach Abschluss der Installationen.
(Bild: Forscherbericht der ETH Zürich 2020)

Entwicklung von tiefen, strukturkontrollierten Verbrüchen und von tiefer, mikroskopisch kleiner Gebirgsschädigung verbessern.

Projektziele des Berichts-jahres und deren Umsetzung

Die Experimentphase für die Wiederauf-sättigung des Opalinustons in der Nähe der Experimentbohrung (BPF-7), die Ende Juli 2022 begann, wurde im Berichtsjahr fortgesetzt. Die umgebende Gesteinsmasse wurde bis etwa März 2023 zu den Bedingungen vor der Ventilationsphase rückgesättigt. Seit dem Frühsommer 2023 lag die relative Luftfeuchtigkeit in BPF-7 zwischen 92 und 98 Prozent.

Seit der Fertigstellung der Experimentbohrung BPF-7 wurden geophysikalische Datensätze gewonnen und das Experimentbohrloch regelmässig photogrammetrisch vermessen. Eine Kombination aus optischen

Bohrlochbildern zur Identifizierung von neuen Bruch- und Ausbruchsformationen und tektonischen Verwerfungen sowie geophysikalischer Tomographie wurde eingesetzt. Damit sollten die Art der Schädigung und deren Entwicklung untersucht und potenzielle Schadensausmasse der gestörten Gesteinsmasse in situ lokalisiert werden. Auszüge aus den photogrammetrischen Aufnahmen sind in der Abbildung 23 dokumentiert. Die seit Beginn der Wiederaufsättigungsphase beobachteten Gesteinsrisse und Gesteinsabbrüche aus Ausbruchszonen sowie Störungsbrüche dauern noch an (untere Zeile in Abbildung 23). Insbesondere die makroskopische Rissausbreitung und einige Ausbrüche innerhalb der Störungszone in der Rücksättigungsphase sind hier zu erwähnen, da die Störungszone während der längeren Belüftungszeit keine wesentlichen Deformationsmerkmale aufwies. Die sichtbare Tiefe der tiefsten Ausbrüche erreichte im August 2023 etwa zwölf Zentimeter. Die bereits erwähnte, leicht abfallende tektonische Störungsebene führt bis August 2023 zu einem radialen Versatz von etwa zwei Zentimetern. Risse entlang und quer zur Schichtung innerhalb der Ausbrüche und Verwerfungen lassen vermuten, dass die maximalen radialen Schäden im Gestein wesentlich tiefer reichen.

Die seit Ende 2020 laufenden Messungen des elektrischen Widerstands im Gebirge und die Datenanalyse durch Fachleute der deutschen Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) wurden im Jahr 2023 fortgesetzt. Abbildung 24a zeigt einen Ausschnitt mit der Verteilung des elektrischen Widerstands für diesen Zeitraum. Die Ober- und Unterkanten des Teils der Hauptstörung mit Mikroscherflächen («scaly clay») sind als diagonale Ebenen im Raum dargestellt. Die höchsten Widerstände sind in der Nähe der Beobachtungsbohrungen zu sehen, insbesondere um die Bohrung BPF-1. Hier ist jedoch ein grösserer Teil der Elektroden nicht mit dem Gestein verbunden, andere sind teilweise schwach verbunden. Die Störungszone ist durch niedrige spezifische Widerstände gekennzeichnet. Betrachtet

man die Veränderungen zur Referenzmessung vom Dezember 2020 (Abbildung 24b), so fällt vor allem das angrenzende Gebirge im Liegenden der Hauptstörung auf (also in der Abbildung rechts davon), das einen deutlich verringerten elektrischen Widerstand aufweist und dessen Volumen im Laufe der Zeit zugenommen hat. Der Hauptunterschied zur vorherigen Messung vom November 2022 besteht darin, dass der Bereich mit den niedrigeren Widerständen nun auch das Hauptbohrloch vollständig umgibt (Experimentbohrung BPF-7, Abbildung 24c). Da die Lüftung in BPF-7 im Juli 2022 abgeschaltet wurde, scheint sich hier Feuchtigkeit auszubreiten.

Die BGR hat in den letzten Jahren wiederholt seismische Durchschallungsmessungen vor Ort durchgeführt, um die Laufzeiten von Kompressionswellen zu messen und daraus dreidimensionale Geschwindigkeitsmodelle und deren Veränderung mit der Entwicklung der beobachteten Gesteinsmasse abzuleiten. Im März 2023 hat die BGR erneut solche Messungen vor Ort durchgeführt, aber diesmal nur in den Beobachtungsbohrungen BPF-3 und BPF-4. Diese seismischen Messungen offenbaren das anisotrope Verhalten der Opalinuston. Eine einfache Geschwindigkeitsanalyse der Daten zeigt dies eindrucksvoll.

Im Rahmen der permanenten seismischen Überwachung der Umgebung um die Experimentbohrung BPF-7 werden seit April 2021 durch den Schweizerischen Erdbebendienst (SED) zwölf Schallemissions-Sensoren und zwölf Ultraschallsender betrieben. Sie sind gleichmässig über eine Länge von 6 Metern in Tiefen von 7 bis 13 Metern entlang der Beobachtungsbohrungen BPF-1, BPF-6, BPF-2 und BPF-5 auf zwei parallelen Ebenen oberhalb der Experimentbohrung BPF-7 verteilt. Diese Anordnung ermöglicht häufige aktive seismische Untersuchungen mit einer im Vergleich zu den Untersuchungen der BGR geringeren räumlichen Auflösung und die Überwachung von Bruchstellen im Zentimeter- bis Metermassstab. Von Dezember 2021 bis August 2023 wurden jede Nacht zwei Messserien aufgenommen. Zwischendurch

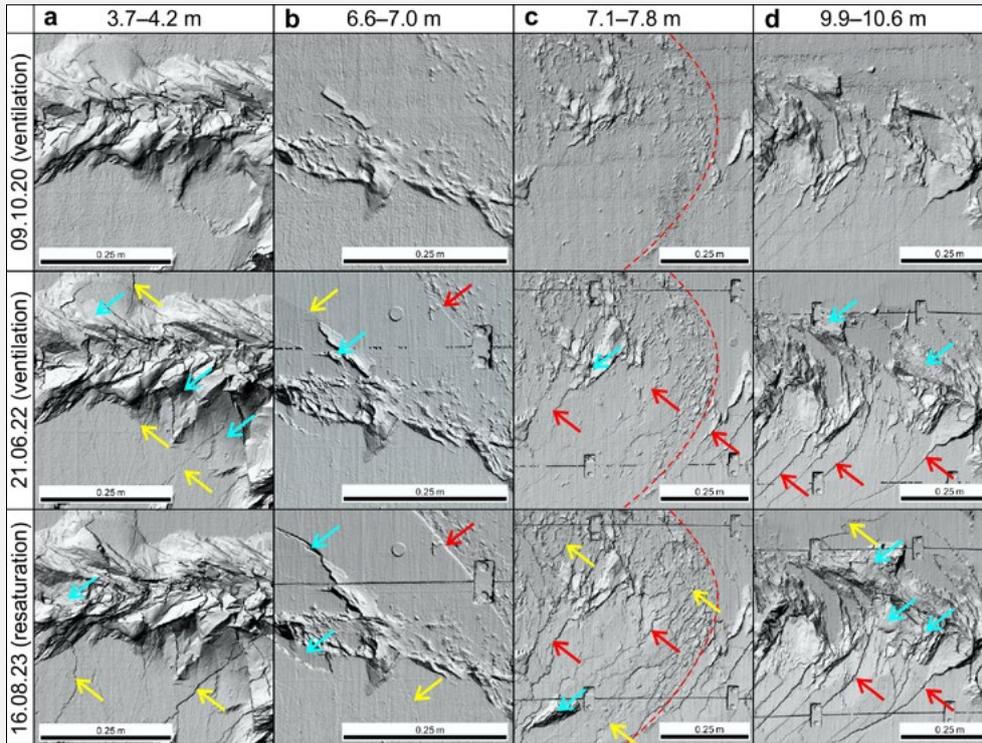


Abbildung 23: Ungestützte Bohrlochwandabschnitte a) bis d) entlang der Bohrung BPF-7. Entwicklung von Ausbrüchen (blaue Pfeile), Bildung neuer Risse (gelbe Pfeile) und Gleiten entlang tektonischer Störungen (rote Pfeile) zu drei verschiedenen Zeitpunkten (Ausgangssituation: erste Zeile). Spalten a) und d): Bohrloch-Ausbruchszonen; b): Gleiten entlang markanter Störungsebene; c): Hauptstörung mit Mikroscherflächen («scaly clay»). Gestrichelte rote Linie markiert die Unterkante der Störungszone. (Bild: Forscherbericht von swisstopo, 2023)

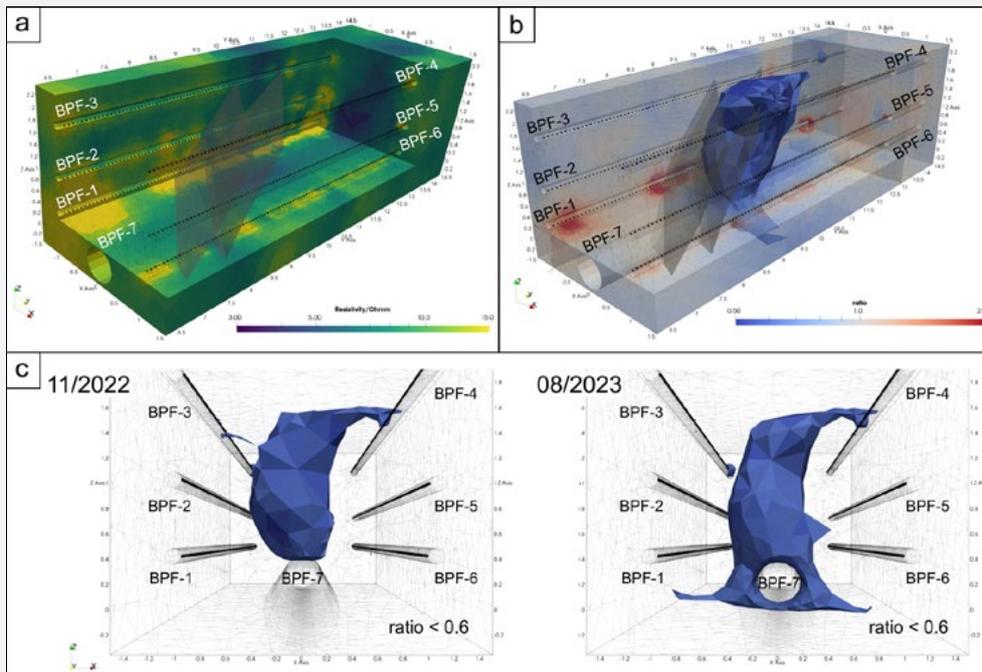


Abbildung 24: a) Gemessener elektrischer Widerstand um Bohrung BPF-7, August 2023. Die Hauptstörung mit Mikroscherflächen («scaly clay») ist als graue diagonale Ebenen gekennzeichnet. b) Relative Änderung des gemessenen elektrischen Widerstands von Dezember 2020 bis August 2023; Volumenelemente mit Verhältnis von weniger als 0,6 zwischen zuletzt gemessenen Widerständen und Referenzmesswerten (Dezember 2020) sind hervorgehoben. c) Blick entlang Bohrchachse der Bohrung BPF-7 mit Entwicklung der Volumenelemente zwischen November 2022 (links) und August 2023 (rechts). (Bild: Forscherbericht von swisstopo, 2023)

wurden die Sensoren entfernt, damit die BGR ihre Wiederholungsmessungen durchführen konnte. Fachleute des SED haben die aufgenommenen Daten analysiert (siehe Anhang A).

Im Berichtsjahr wurden weitere numerische Simulationen mit dem entwickelten 3D-Modell durchgeführt. Das Modell basiert auf der Methode der diskreten Elemente und soll die räumlich-zeitliche Entwicklung der Bruchverschiebung und des Risswachstums während und nach der Bohrung des Experimentbohrung BPF-7 simulieren.

Zum PF-Experiment wurden im Berichtsjahr zwei Fach- und Forschungsberichte sowie zwei Konferenz- und Zeitschriftenpublikationen verfasst.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die für das Jahr 2023 gesetzten Projektziele wurden mehrheitlich erreicht. Die bisherigen Zwischenergebnisse des Experiments wurden publiziert und bei internationalen Fachtagungen vorgestellt. In den letzten vier Jahren wurden mit dem PF-Experiment umfassende Datensätze gewonnen. Zusammen mit den Ergebnissen der bisherigen numerischen Simulationen des Experiments sind sie von grosser Bedeutung für die Untersuchung des Ausmasses von Gebirgsschäden und die Identifizierung von relevanten Prozessen im Opalinuston sowie für die Bewertung ihrer räumlichen und zeitlichen Entwicklung.

Die aus dem PF-Experiment gewonnenen Daten und Erkenntnisse sind relevant für die Planung, den Bau und die Einschätzung der Leistungsfähigkeit eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle in tonhaltigen Gesteinen. Tektonische Störungen und Störungszonen im Opalinuston führen, wie das PF-Experiment und die daraus abgeleitete numerische Studie zeigen, zu einem heterogenen Spannungsfeld, das ein Versagen des Gesteins (Bohrlochausbrüche) begünstigt. Sie sind potenzielle Wege für den Wasserfluss, wenn sie reaktiviert werden, und tragen, abgesehen von schwachen Schichtflächen, zu einer strukturbedingten

Steuerung von Schäden und Niederbrüchen bei. Die Deformationen um das Experimentierbohrloch (BPF-7) sind noch nicht abgeschlossen und sie waren während der Bohrarbeiten und in der späteren Wiederaufsättigungsphase ausgeprägter als in der dazwischen gelegenen Ventilationsphase.

Das aktuelle Konzept der Nagra sieht vor, dass im Bereich von Verbrüchen des Opalinustons entlang der zu erstellenden Lagerstollen und -kavernen keine radioaktiven Abfälle eingelagert werden. Dies kann bei erhöhter tektonischer Zergliederung zu einem signifikanten Anstieg des Platzbedarfs für das Gesamtlager führen. Mit dem PF-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 durchgeführten Untersuchungen und numerischen Modellierungen sind somit stark an die Bedürfnisse des Sachplans geologische Tiefenlager (SGT) gekoppelt und sollen für die Bewertung der bautechnischen Machbarkeit und des Platzbedarfs in Etappe 3 SGT wichtige Entscheidungsgrundlagen liefern.

Ausblick

Das PF-Experiment wurde Ende Juni 2023 abgeschlossen. Weitere Untersuchungen und Forschungsarbeiten an den bestehenden Bohrlöchern laufen seit Juli 2023 im Rahmen des PF-A-Experiments unter der Leitung vom Bundesamt für Landestopografie swisstopo mit Beteiligung des ENSI und der bisherigen Partner. Damit soll die längerfristige Schadensentwicklung im gleichen Bereich unter gesättigten Bedingungen untersucht werden. Im Rahmen des PF-A-Experiments werden die Materialeigenschaften der Hauptstörung im Opalinuston und das hydromechanische Verhalten im Detail untersucht. Ziel ist, die numerischen Modelle besser parametrisieren zu können und die numerischen Modelle so weiterzuentwickeln, dass sie zeitabhängige hydromechanische Prozesse berücksichtigen können.

Der Abschlussbericht zum PF-Experiment soll dem ENSI im Lauf des Jahres 2024 eingereicht werden. Eine wissenschaftliche Publikation über das PF-Experiment in einer Fachzeitschrift ist in Vorbereitung.

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

**Projektpartner: Bundesamt für Landes-
topografie swisstopo und Schweizeri-
scher Erdbebendienst (SED)**
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner
Bericht der Forschenden 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 und
- Task 4: Datenanalyse und geomechanische Modellierung.

An dem Projekt sind neben dem ENSI die Partner Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Chevron, «Lawrence Berkeley National Laboratory» (Principal Investigator), ETH Zürich, «Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire» (IRSN), «Japan Atomic Energy Agency» (JAEA), Bundesamt für Landestopografie swisstopo sowie die Erdölfirmer TOTAL und Shell als externe Sponsoren 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 Experi-

mente 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

Neben der weiteren Auswertung der bereits erfolgten Injektionstests wurde 2023 ein weiterer Test durchgeführt. Bei diesem Test war das Ziel, den Einfluss der Wassereigenschaften auf die Aktivierung der Störung zu untersuchen. Dazu wurde anstatt des bei den vorherigen Tests verwendeten Pearson-Wasser ein CO₂-gesättigtes Pearson-Wasser verwendet. Das Pearson-Wasser kann in grossem Massstab hergestellt werden und ist in seiner Zusammensetzung ähnlich dem Porenwasser des Opalinustons im Felslabor Mont Terri. Durch die Sättigung mit CO₂ steigt einerseits die Dichte des Wassers und das chemische Verhalten verändert sich ebenfalls. Die Versuche zeigten, dass die Bewegung der Störung nach Injektion des CO₂-gesättigten Pearson-Wassers deutlich kleiner war als bei einer Injektion von Pearson-Wasser. Die genauen Ursachen werden weiter untersucht. Es wird vermutet, dass die erhöhte Dichte des Wassers aufgrund der relativ kurzen Versuchsdauer eine Rolle spielen könnte.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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 von 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. Die bisher gewonnenen Ergebnisse machen einen sehr vielversprechenden Eindruck. Insbesondere die flächenhafte Beobachtung der Reaktivierung der Störungszone wird ein verbessertes Verständnis der ablaufenden Prozesse ermöglichen und Aufschluss über den Wirkungsradius geben.

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 für geologische Tiefenlager einschätzen zu können. Dazu nutzt das ENSI auch mathematische Modelle, um zum Beispiel einzelne Tests des Experiments nachzuvollziehen und die Auswirkungen auf die Eigenschaften der Störung zu analysieren. Basierend auf den Ergebnissen der Experimente und den Berechnungen ist das ENSI in der Lage, die Integrität des Opalinustons als geologische Barriere für die radioaktiven Abfälle im Rahmen des Sicherheitsnachweises zu beurteilen. Es kann mögliche Folgen für die Ausbreitung der radioaktiven Stoffe im Umfeld des geologischen Tiefenlagers durch die Aktivierung einer Störung besser abschätzen. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am FS-Experiment die internationale Vernetzung mit anderen Projektpartnern.

Ausblick

Im Jahr 2024 wird ein weiterer Test geplant, in dem die Injektion von Pearson-Wasser über einen längeren Zeitraum gestreckt wird. Dies dient dazu, den Einfluss des zeitlichen Verlaufs des Porenwasserdruckanstiegs auf die Aktivierung der Störung zu untersuchen. Die weiteren Arbeiten werden sich dann auf die Auswertung der erzielten Ergebnisse konzentrieren.

1.7.6 Felslabor Mont Terri:

PD-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen

Projektpartner: «Division of Earth and Planetary Sciences», Universität Kyoto
ENSI-Projektbegleiter: Meinert Rahn

Einleitung

Die Schichten des Opalinustons liegen in der Nordschweiz über weite Flächen relativ ruhig gelagert vor. Beim Platzieren eines geologischen Tiefenlagers und dessen Einlagerungsbereichen wird grösseren Störungszonen ausgewichen, sofern diese vorgängig seismisch detektierbar waren. Störungszonen mit beschränkten vertikalen oder nur horizontalen Versätzen können jedoch mit den Mitteln der seismischen Erkundung von der Oberfläche aus nicht detektiert werden und würden erst beim Auffahren der untertägigen Hohlräume entdeckt. Bei der Bildung von Störungszonen wird das Wirtgestein des Opalinustons lokal massiv zerschert: Wie Aderfüllungen aus den Bohrungen der Nordschweiz beweisen, werden zumindest lokal Fluide freigesetzt und neue Minerale gebildet. Bei der Bildung oder Reaktivierung einer Störung ist daher von mechanischen und chemischen Prozessen auszugehen, die im Verlauf der späteren Abdichtung der Störungsfläche zu einem neuen mechanischen und chemischen Gleichgewicht führen. Mit Hilfe der strukturellen, chemischen und isotopischen Signatur können Aussagen über die geologische Geschichte der Störung gemacht werden (Zwingmann et al. 2019), so dass die entsprechende Störung im Idealfall sicherheitstechnisch eingeordnet werden kann (Alter, Grösse, Reaktivierbarkeit etc.). Im PD-Experiment werden diese Prozesse anhand von vier wenig bis stark deformierten Opalinuston-Proben aus dem Felslabor Mont Terri studiert. Diese Proben werden mittels verschiedener Mühlen unter trockenen und feuchten Bedingungen sowie unterschiedlich lange gemahlen. So wird der Einfluss von Deformationsprozessen, wie sie auch in Störungszonen stattfinden, simuliert (den Hartog et al. 2012). Die Proben werden

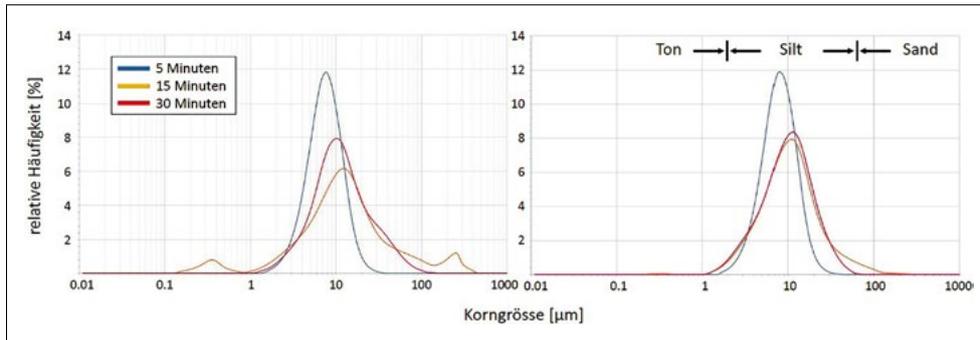


Abbildung 25: Korngrößenverteilung des Opalinustons, beprobt nahe der Hauptstörung im Felslabor Mont Terri (Probe B), nach Mahlen (5, 15 und 30 Minuten) in einer McCrone-Mühle und halbtägiger Trocknung der Probe bei 50 °C (links) und 100 °C (rechts). Korngrössenmessungen erfolgten in einer Messzelle, in der deionisiertes Wasser und beigemengte Probe (10 mg) mit Hilfe von rotierenden Magnetstäbchen in Suspension gehalten wurden. Längere Mahldauern scheinen eine Aggregatbildung zu verursachen. (Bild: ENSI)

anschliessend teilweise bei 100 °C wärmebehandelt. Die auftretenden Effekte, zum Beispiel durch die im Schervorgang freigesetzte Wärme (Zwingmann et al. 2019), sind zurzeit noch nicht ausreichend verstanden. Durch die im Experiment definierten und überwachten Vorgänge sollen die Effekte quantitativ erfasst und damit auch die Möglichkeiten einer Datierung der Bewegungen entlang solcher Störungszonen evaluiert werden.

Das ENSI unterstützt dieses Projekt gemeinsam mit dem deutschen Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vier Proben (A bis D) wurden 2021 aus der Bohrung BFS-1 im Felslabor Mont Terri entnommen. Die Proben umfassen den ungestörten Opalinuston auf der einen Seite der Hauptstörung (Probe A), nahe der Störung (B), aus der Hauptstörung selbst (C, «scaly clay») und jenseits der Störung im wieder ungestörten Wirtgestein (D). Die Proben wurden in verschiedene Subproben aufgeteilt und diese 2023 in einer Reihe von Mahlexperimenten an der Universität Bern bearbeitet. Das gemahlene Material wurde in weiteren Subproben bei Zimmertemperatur belassen oder über Nacht bei 100 °C erhitzt. An allen Proben wurden die jeweiligen Korngrößenverteilungen mit Hilfe von Laser-Messgeräten bestimmt, die Proben mittels Raster- und Transmissions-Elektronenmikroskop untersucht, Subproben mit der Kalium-Argon-Methode datiert und

mineralogische Analysen mittels Röntgendiffraktometrie vorbereitet.

Die Messungen an den gemahlene Proben zeigen, dass die Mahlvorgänge am Material zu beschränkten Korngrössenverschiebungen führen. In gewissen Proben ist zu beobachten (Abbildung 25), dass die Korngrösse mit zunehmender Mahldauer zunimmt. Dieses unerwartete Resultat könnte dahingehend interpretiert werden, dass die vorhandenen Gesteinsfragmente durch das Mahlen zwar zerbrochen werden, bei den vorhandenen Schichtsilikaten (vor allem Illit) aber durch das Brechen positiv geladene Kanten entstehen. Diese dürften zusammen mit den negativ geladenen Oberflächen der Illite kartenhausähnliche Gerüste bilden, die zur Aggregatbildung beitragen. Entsprechende Körneraggregate lassen sich im Raster-Elektronenmikroskop beobachten. Beobachtungen am Transmissions-Elektronenmikroskop zeigen, dass der kristallographische Abstand zwischen den Gitterschichten der Schichtsilikate auch nach 30 Minuten Mahlen immer noch dem eines (mehrheitlich) illitischen Ausgangsmaterials entspricht.

Das Mahlen hat jedoch einen Einfluss auf das in den Tonmineralen gemessene Kalium-Argon-Alter. Da Argon durch den Zerfall von Kalium-40 in der Glimmerstruktur angereichert wird, dort aber als Edelgas keine Bindungen eingeht, wird es im Mahlvorgang mit zunehmender Dauer aus der Kristallstruktur freigesetzt und führt zu einer scheinbaren Reduktion der Alter. Dies ist bemerkenswert, da hier möglicherweise keine Mineralneubildung vorliegt, sondern nur ein Verlust des

Argons aus der Kristallstruktur. Vergleiche zwischen den Alterswerten aus den Mahlversuchen zeigen denn auch, dass die in einem Teil der Versuche verwendete Kugelmühle substanziell stärker zum Verlust von Argon führt als in den Versuchen mit einer alternativ verwendeten McCrone-Mühle: Nach 30-minütigem Mahlen und Aufheizen bei 100 °C zeigt eine mit der Kugelmühle behandelte Probe C ein scheinbar halbiertes Alter. Die detaillierte Auswertung der Daten steht erst am Anfang, insbesondere die chemischen und mineralogischen Analysen lagen Ende 2023 noch nicht vor.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das ENSI hat sich in seiner Forschung im Felslabor Mont Terri verstärkt mit den Effekten von Störungszonen im Opalinuston hinsichtlich Lagerbau und Langzeitsicherheit beschäftigt (vgl. Kapitel 1.7.4). Auch in einem tektonisch ruhigen Gebiet, in dem die 3D-Seismik keine Anzeichen von Störungen gezeigt hat, können bedeutende Störungen vorliegen, sodass beim Auffahren eines untertägigen Stollens vor Ort entschieden werden muss, welche bau- und sicherheitstechnischen Konsequenzen sich daraus ergeben. Das ENSI will mit dem PD-Experiment die Prozesse verstehen, die entlang der Störungen auf struktureller, mineralogischer und chemischer Ebene ablaufen. Dazu trägt der multi-methodische Ansatz des PD-Experiments bei. Aufgrund Pandemie-bedingter Verzögerungen haben die Hauptarbeiten in dem 2020 lancierten Projekt erst 2023 stattgefunden. Ob sich aus den Ergebnissen regulatorische Vorgaben ergeben werden, ist zurzeit noch nicht abschätzbar.

Ausblick

Die Auswertung der Daten wird insbesondere im Jahr 2024 stattfinden. Die aktuell vorliegenden Daten sollen mit zusätzlichen Analysen ergänzt werden. Die Mineralogie der Mahlprodukte soll mittels Röntgendiffraktometrie (XRD) untersucht und die beim nassen Mahlen verwendeten Wässer sollen geochemisch analysiert werden.

Das Projekt soll in der zweiten Hälfte des Jahres 2024 abgeschlossen, und die Resultate sollen in einer Fachzeitschrift veröffentlicht werden. 2024 soll auch entschieden werden, ob, und wenn ja wie, die Untersuchungen ausgeweitet werden. Erste Ideen dazu liegen bereits vor, sollen jedoch erst auf Basis einer vollständigen Analyse der Resultate weiterentwickelt werden.

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.

1.7.7 Felslabor Mont Terri:

ML-Experiment – Differenzierung von Diskontinuitäten und Deformation in Tongesteinen mit Hilfe von maschinellen Lernroutinen

Projektpartner: Bundesamt für Landestopografie swisstopo (wissenschaftliche Leitung), Eidgenössische Forschungsanstalt für Wald, Schnee und Landschaft WSL und Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich) für das Doktorat

ENSI-Projektbegleiter: Marc Hugentobler

Einleitung

Die zunehmende Digitalisierung im Bauwesen verändert die Art und Menge der verfügbaren Daten, die während dem Ausbruch von Untertagebauwerken aufgenommen werden können. Die klassische baubegleitende geologische Dokumentation der Gesteinsoberfläche wird mittlerweile oft durch die Aufnahme von hochauflösenden Fotos und die Erstellung von 3D-Oberflächenmodellen ergänzt oder teilweise ersetzt. Es ist zu erwarten, dass in naher Zukunft die Aufnahme solcher digitalen Oberflächendaten fix in den Bauablauf integriert wird,

vor allem bei Bauwerken mit hohen Anforderungen an die Qualitätssicherung und Dokumentation, wie das bei einem geologischen Tiefenlager der Fall ist. Dies führt zu grossen Datenmengen, die eine teilweise automatisierte Auswertung und Analyse unumgänglich machen. Das hier angesprochene ML-Experiment betrachtet solche automatisierten Auswertungen im Rahmen eines dazu geeigneten Forschungsprojekts.

Am Projekt sind neben dem ENSI die Partner Bundesamt für Landestopografie swisstopo (wissenschaftliche Leitung), ANDRA (Nationale Agentur für das Management radioaktiver Abfälle, Frankreich), BGE (Bundgesellschaft für Endlagerung, Deutschland) und NWS («Nuclear Waste Services», Grossbritannien) beteiligt. Das Forschungsprojekt läuft von 2023 bis 2027 und wird im Rahmen eines gemeinsamen Doktorats an der Eidgenössischen Forschungsanstalt für Wald, Schnee und Landschaft WSL und der Eidgenössischen Technischen Hochschule Zürich (ETH Zürich) durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel des ML-Experiments ist es, maschinelle Lernroutinen zu entwickeln, zu testen und zu implementieren, um digitale geologische Oberflächenaufnahmen wie 3D-Modelle und Orthofotos effizient auszuwerten. Solche Auswertungen beinhalten beispielsweise das automatisierte Erkennen von Diskontinuitäten, die Unterscheidung von Diskontinuitätstypen (zum Beispiel Schichtung, Klüfte, tektonische Störungszonen, bauinduzierte Brüche), das Extrahieren von geometrischen Informationen und Interpretationen zu Spannungsfeld und Gebirgsverhalten.

Das ML-Projekt wurde im Jahr 2023 gestartet. Bis Ende 2023 haben mehrheitlich Vorbereitungsarbeiten stattgefunden wie Literaturrecherchen, Definition der Zielsetzung und die Ermittlung bestehender Datensätze für das Experiment. Zudem wurden zusätzliche Forschungspartner gesucht und die Doktoratsstelle besetzt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Mit der Beteiligung am ML-Experiment will das ENSI das interne Wissen über die Möglichkeiten und Grenzen dieser automatisierten Anwendungen und die Anforderungen an die Qualität der Datengrundlage erweitern. Durch eine frühzeitige Beschäftigung mit diesem Thema hat das ENSI Zugang zur Forschungsfront und kann dort regulatorische Anforderungen beispielsweise an die Datenqualität für spätere gezielte Vorgaben an die zukünftigen Projektphasen des geologischen Tiefenlagers entwickeln.

Ausblick

Im Jahr 2024 sollen die Literaturrecherche fortgesetzt sowie die technisch und wissenschaftlich durch das Projekt zu beantwortenden Fragen noch genauer definiert werden. Die bestehenden geologischen Datensätze sollen aufbereitet und kompiliert werden. Nach einer Evaluation von verschiedenen ML-Ansätzen wird eine bevorzugte Vorgehensweise gewählt. Diese Arbeiten werden von der für das Projekt gewählten Doktorandin in einem Forschungsplan (PhD-Proposal) zusammengefasst. Voraussichtlich Ende 2024 nach erneuter Diskussion der Projektinhalte und gewählten Methodik wird der Forschungsplan verabschiedet.

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

Projektpartner: Verbundprojekt des Karlsruher Instituts für Technologie (KIT), der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH und der TU Bergakademie Freiberg (TUBAF)
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. Insbesondere Siegelemente limitieren den Wasserfluss im Tiefenlager und stellen

eine räumliche Trennung der Abfälle sicher. Das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) hat hierfür das sogenannte Sandwich-System entwickelt. Dessen Funktionsprinzip basiert auf einer gleichmässigen Aufsättigung durch Wechsellagen aus hydraulisch dichten Segmenten und hydraulisch leitenden Potenzialausgleichs-Schichten (Abbildung 26).

Dieses System soll eine gleichmässige Verteilung von eindringendem Wasser innerhalb der Potenzialausgleichs-Schichten bewirken und zur Ausbildung homogener Potenzialflächen für die anschliessenden tonhaltigen Schichten führen. Hierdurch soll die Entwicklung 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 beziehungsweise eingebaut. 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 ist ein Zusammenschluss des Sandwich-Hauptprojekts (Sandwich-HP) und der internationalen Beteiligung der Mont-Terri-Partner. Nach einem Vorprojekt (Emmerich et al. 2019) von Mitte 2017 bis Mitte 2019, das unter anderem Laborversuche und Überlegungen zur Auslegung und Instrumentierung des Experiments im Felslabor Mont Terri (Hauptprojekt) beinhaltet, lief von 2019 bis 2023 das Hauptprojekt (Sandwich-HP: 7/19-6/23; FKZ 02E11799). Für dieses wurden in zwei Schächten im Felslabor Mont Terri Versuche aufgebaut und durchgeführt. Seit Mitte 2023 läuft das Hauptprojekt Teil 2 (Sandwich-HP2: 7/23-6/27; FKZ 02E12163), in dem der Schwerpunkt vermehrt auf Datenauswertung und

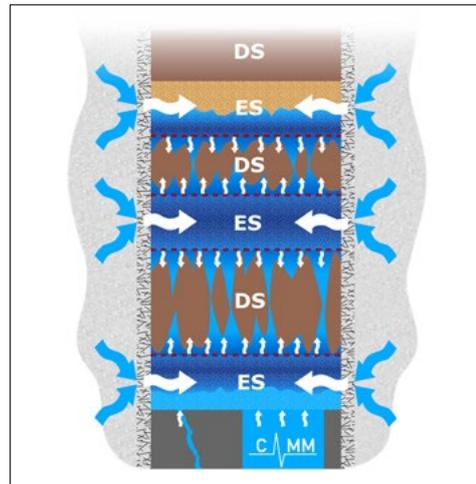


Abbildung 26:
Das Sandwich-
System.
DS = Dichtsegmente,
ES = Äquipotenzial-
segmente.
(Bild: SW-A-Experi-
ment)

Modellierung liegt. Die Versuche in den beiden Schächten laufen während des zweiten Teils weiter. Das SW-A-Experiment wird neben den internationalen Beteiligungen der Mont-Terri-Partner durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) in Deutschland gefördert.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Aufsättigung von Schacht-1 konnte während des gesamten Berichtsjahrs fortgesetzt werden. Es wurden Daten zur Aufsättigung und zum damit verbundenen Quellenverhalten des Bentonit erhoben. Aufgrund der sehr niedrigen hydraulischen Durchlässigkeiten des Gesteins und der Dichtelemente erfolgt die Aufsättigung über einen langen Zeitraum.

Zu Beginn des Berichtsjahres wurde der Aufbau und die Instrumentierung von Schacht-2 abgeschlossen und die Aufsättigung von Schacht-2 konnte gestartet werden. Schacht-2 dient dazu, die gewonnenen Erkenntnisse und Daten aus Schacht-1 um folgende Punkte zu ergänzen:

- Es werden zwei verschiedene Materialien (Calcigel, Secursol MHP1) für die Dichtsegmente verwendet.
- Die Aufsättigung findet von oben und unten statt, was die Aufsättigung beschleunigt. In Schacht-1 wurde lediglich von unten aufgesättigt. Zugleich wird die Aufsättigung

von oben ausschliesslich durch die Schwerkraft getrieben.

■ Die Auflockerungszone an der Wand von Schacht-2 ist stärker ausgeprägt als in Schacht-1, weil Schacht-2 über zwei Jahre belüftet wurde. Dies ändert den Verlauf der Aufsättigung und hat eine veränderte Interaktion zwischen Siegelement und Gestein zur Folge.

■ Erfahrungen im Umgang mit der Abdichtung von Kabeln und Schläuchen für die Messverfahren und die Bewässerung des Systems aus Schacht-1 werden umgesetzt und erprobt.

■ Faseroptische Messungen der Verformung und kabellose Signalübertragung werden erprobt.

Die Aufsättigung von Schacht-2 begann Ende des zweiten Quartals des Berichtsjahres und wurde bis Mitte des dritten Quartals durch die Schwerkraft vorangetrieben. Anschliessend wurde der Injektionsdruck auf 0,5 MPa erhöht, um die Aufsättigung zu beschleunigen. Die bisher analysierten Daten der beiden Schächte ergeben ein konsistentes Bild und das Prinzip der homogenen Aufsättigung nach dem Sandwich-Prinzip kann beobachtet werden. Die Dokumentation der Installation, der Messergebnisse und Berechnungsergebnisse des Hauptprojekts (Sandwich-HP) wurde zum Ende des Berichtsjahres abgeschlossen und wird im Verlauf des Jahres 2024 veröffentlicht. In den vorherigen Jahren wurden für die Kalibrierung von Computermodellen Resultate von sogenannten Mini-Sandwich-Experimenten verwendet. Diese Experimente wurden im Labor durch das Institut für Gebirgsmechanik in Leipzig durchgeführt. Basierend auf den dabei gewonnenen Messdaten haben die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) und das ENSI 2021 Berechnungen mithilfe verschiedener Simulationsprogramme und unterschiedlicher Ansätze durchgeführt. Im Berichtsjahr wurden diese Computermodelle anhand neuer Daten von weiteren Mini-Sandwich-Experimenten ver-

feinert. Zusätzlich laufen Laborexperimente in der Meter-Skala, aus welchen Messdaten genutzt werden, um das Systemverständnis zu verbessern und die genutzten Computermodelle zu kalibrieren.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Hauptziel des SW-A-Experiments ist die Erforschung der Funktionalität des Sandwich-Dichtsystems unter möglichst realistischen Gegebenheiten oder Randbedingungen. Dies beinhaltet auch die Erprobung der Machbarkeit vertikaler Verschlussbauwerke und der Funktionsweise moderner Mess- und Überwachungstechnik. Im Rahmen der Erarbeitung weiterer Vorgaben für ein geologisches Tiefenlager durch das ENSI fliessen Erkenntnisse und Erfahrungen hieraus ein. Für die Beurteilung des Rahmenbewilligungs- und des Baubewilligungsgesuchs für ein geologisches Tiefenlager der Nagra muss das ENSI die von der Nagra geplanten Verschlussbauwerke beurteilen können. Hierfür ist es notwendig, die Langzeitsicherheit mittels Computermodellen zu untersuchen. Im Zuge des SW-A-Experiments werden Parameter ermittelt und Referenzdaten erhoben, die gebraucht werden, um besagte Computermodelle zu erstellen und verfeinern.

Aktuell verläuft das Experiment nach Zeitplan, inklusive der Aufsättigung der beiden Schächte. Wie vorgesehen wurden Computermodelle erstellt, verglichen und mit experimentellen Daten verfeinert. Ebenso konnten Erkenntnisse aus dem Experiment gewonnen und das Sandwich-Prinzip bestätigt werden. Im Verlauf des Experiments können ENSI-Mitarbeiterinnen und -Mitarbeiter sowie ENSI-Expertinnen und -Experten durch den Vergleich mit Resultaten internationaler Fachleute ihre Fähigkeiten in Bezug auf Berechnungen verbessern.

Ausblick

Die Bewässerung der beiden Schächte wird weiter fortgesetzt, wobei zusätzliche Daten erfasst und die Funktionsweise der Messinstrumente kontinuierlich überwacht wird.

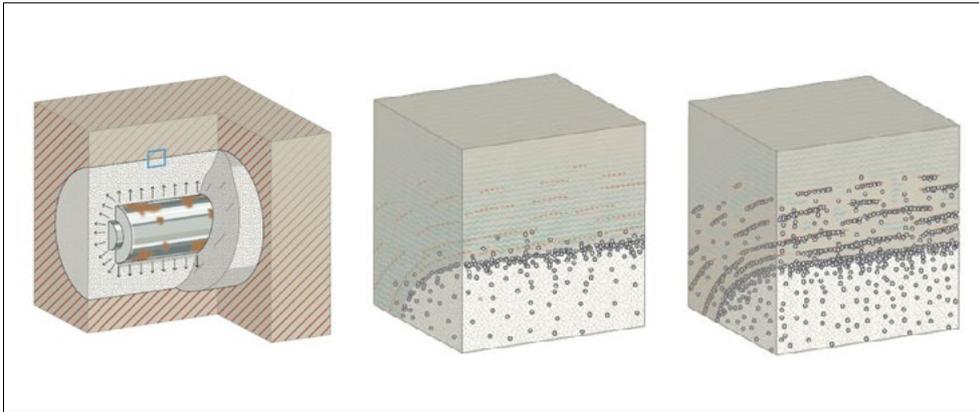


Abbildung 27:
Links: Korrosion des Lagerbehälters verursacht Gas (weisse Punkte).
Mitte: Vergrößerung des blauen Rechtecks der linken Seite. Das Gas diffundiert und verdrängt teilweise das Wasser.
Rechts: Neue Wege für den Gastransport werden im Wirtgestein aufgrund von Mikrorissen erzeugt. (Bild: ENSI)

Nach weiteren Kalibrierungen der bestehenden Computermodelle sind numerische Berechnungen der Versuche in den beiden Schächten für das Jahr 2024 geplant. Ausserdem werden die Daten weiter analysiert und weitere Computermodelle erstellt und kalibriert. Die gewonnenen Erkenntnisse werden regelmässig auf nationalen und internationalen Konferenzen präsentiert.

Zitierte Literatur

■ K. Emmerich, R. Schuhmann, F. Königer, P. Bohac, L. Delavernhe, K. Wiczorek, O. Czaikowski, J. Hesser, H. Shao, D. Jaeggi, P. Bossart, J. Hansmann, M. Gruner, M. Hofmann, Martin, J. Aurich, C. Rölke, T. Popp, R. Diedel, M. Schellhorn, S. Häußler, U. Glaubach, T. Wilsnack, G. Kemper, J.L. García-Siñeriz, M. Villar, C. Gutiérrez-Álvarez, R. Iglesias (2019): 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, von KIT/GRS.

1.7.9 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen

Projektpartner: Solexperts, «British Geological Survey» (BGs) und Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich)

ENSI-Projektbegleiter: Manuel Sentís
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Gas entsteht in einem geologischen Tiefenlager hauptsächlich aufgrund von Metallkorrosion der Abfälle und Lagerteile, die vor allem Wasserstoff freisetzt. Da der Opalinuston ein dichtes Wirtgestein ist und das Gas nicht einfach wegtransportiert werden kann, verursacht die Gasbildung einen Druckanstieg, der die Sicherheitsbarrieren beeinträchtigen kann.

Nach aktuellem Kenntnisstand gibt es vier grundlegende Gastransportmechanismen im Tonstein. Dazu zählt neben dem diffusiven Transport, dem visko-kapillaren Zweiphasenfluss und dem dilatanzgesteuerten auch der durch Brüche gesteuerte Gasausbreitungsprozess (Abbildung 27).

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. Am Projekt beteiligen sich derzeit die Organisationen gemäss Tabelle 1.

Um den Gastransport zu untersuchen, wird Helium sowohl in Laborversuchen als auch im In-Situ-Experiment verwendet, weil Helium im Vergleich zu Wasserstoff nicht reaktiv ist und die Moleküle ähnlich gross sind. Betreffend Diffusionsuntersuchungen wurde ebenfalls Wasserstoff und zusätzlich Methan verwendet, da experimentelle Resultate über Methan vorhanden sind.

Teilnehmer	Aufgabe
Amphos21, Spanien	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 (belgisches Kernenergiezentrum)	Durchführung von Diffusionsexperimenten im Labor
Solexperts	Durchführung des Felslaborexperiments
Bundesamt für Landestopografie swisstopo	Diverse In-kind-Leistungen im Felslaborexperiment

Tabelle 1:
Teilnehmende
Organisationen am
GT-Experiment im
Felslabor Mont Terri.

Zeitperiode	Schritt
November 2020 bis Mai 2021	Bohrlöcher und Instrumentierung angelegt
Februar 2021	Hydraulischer Pulstest im Beobachtungsbohrloch
Februar 2021	Hydraulischer Konstantdruck-Injektionstest im Beobachtungsbohrloch
Juni 2021	Hydraulischer Pulstest im Injektionsbohrloch
September 2021	Installation der Injektionsinstrumentierung und der Fiberoptik
November 2021	Hydraulischer Pulstest im Injektionsbohrloch
Dezember 2021 bis Januar 2022	Hydraulischer Konstantdruck-Injektionstest im Injektionsbohrloch
März 2022 bis Mai 2022	Hydraulischer Stufeninjektionstest
Juli 2022 bis September 2022	Hydraulischer Konstantdruck-Injektionstest
September 2022 bis September 2023	Stufenweiser Gasinjektionstest
Oktober 2023 bis November 2023	Deinstallation der Fiberoptik und der Instrumentierung

Tabelle 2:
Verlauf des In-Situ-
GT-Experiments von
2020 bis 2023

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2023 lag der Fokus der Arbeit auf dem In-Situ-Experiment. Andere Aufgaben wurden entweder im Jahr 2023 abgeschlossen oder mit geringerer Intensität durchgeführt. In der zweiten Hälfte 2023 beschäftigte sich das Projektteam mit der allgemeinen Interpretation der Ergebnisse. Zudem wurden eine Doktorarbeit an der Eidgenössischen Technischen Hochschule Zürich (ETH Zürich) und ein DECOVALEX-Arbeitspaket mit dem Namen Hymar zum GT-Experiment definiert (Kap. 1.7.12).

In-Situ-Experiment

In den vergangenen drei Jahren wurden verschiedene Schritte im Rahmen des GT-Experiments durchgeführt (siehe Tabelle 2). Die Gasinjektion begann nach fast zwei Jahren Vorbereitungsarbeit am 28. September 2022. Der erste Durchbruch im Gasdruck wurde nach etwa 250 Tagen bei einem Injektionsdruck von 4.2 MPa im Mai 2023 erreicht (siehe Abbildung 28). Alles deutet darauf hin,

dass der Durchbruch durch dilatanzgesteuerten Gastransport verursacht wurde. Nach einer Stabilisierungsphase im Gefolge des ersten Durchbruchs und einem weiteren Anstieg des Gasinjektionsdrucks wurde ein zweiter Durchbruch mit einem Injektionsdruck von 3.7 MPa am Tag 850 beobachtet. Das In-Situ-Experiment wurde damit abgeschlossen.

Laborversuche

Mittels Triaxialversuchen wurden Proben des Opalinustons in vier verschiedenen Tests untersucht. Der vierte Test wurde im Jahr 2023 abgeschlossen. Diese Ergebnisse bestätigen, dass die Hauptdehnung durch die Bewegung des Gases senkrecht zur Schichtung entsteht, unabhängig von der Richtung des Gasflusses, während eine geringere Dehnung in Richtung der Schichtung auftritt. (siehe Abbildung 29).

Im Jahr 2023 lag der Schwerpunkt des Experiments auf dem In-Situ-Experiment, weshalb die Laborversuche verzögert wurden. Dies hat allerdings den Vorteil, dass die

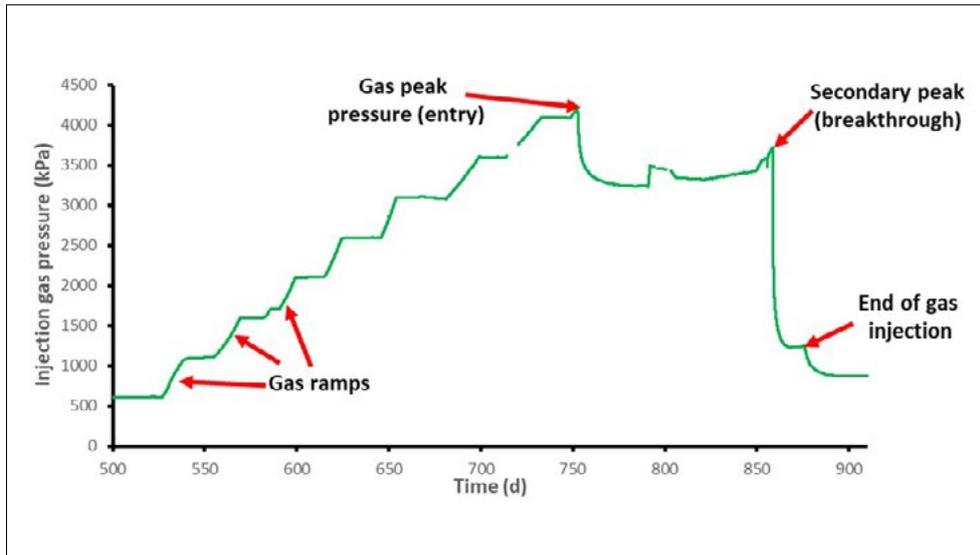


Abbildung 28: Verlauf der Druckinjektion in verschiedenen Intervallen des Injektionsbohrlochs 10 während der Gasinjektionstests in den Jahren 2022 und 2023. Die Abbildung zeigt zunächst die schrittweise Gasinjektion («Gas Ramps») bis zur Erreichung des ersten Gasdurchbruchs («Gas Peak Pressure»). Anschließend wurde ein zweiter Gasdurchbruch («Secondary Peak») verzeichnet. (Bild: Solexperts)

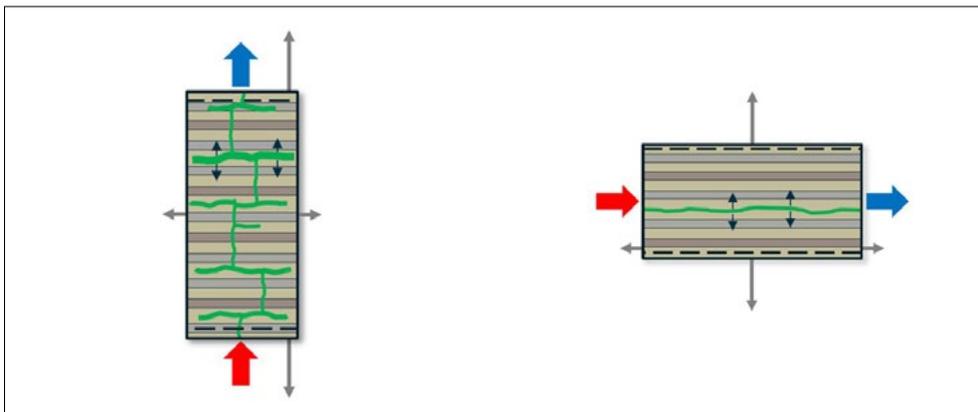


Abbildung 29: Orientierung der bisher durchgeführten Laborversuche. Die ersten beiden Tests haben eine Orientierung senkrecht zur Schichtung (links). In den Tests 3 und 4 wurde die Probe parallel zur Schichtung ausgerichtet (rechts). (Bild: BGS)

Interpretation des In-Situ-Experiments und potenzielle Laborversuche parallel durchgeführt werden können, was die Synergien zwischen beiden Teilen fördert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Im Opalinuston wird der Gastransport durch verschiedene Mechanismen (Diffusion, Zweiphasenfluss, Dilatanz, Rissbildung) gesteuert, deren Eintreten abhängig von der Höhe des Gasdrucks ist. Falls der Gasdruck trotz des Gasflusses im Tiefenlager weiter ansteigt, kann Dilatanz oder Rissbildung des Porenraums die Folge sein. Dies kann zu einer Beeinträchtigung der Barrierewirkung des Wirtgesteins führen und neue Wege für den Transport von Radionukliden erzeugen. Der Übergang zwischen den beiden Trans-

portmechanismen Zweiphasenfluss und dilatanzgesteuertem Gastransport ist abrupt. Das Ziel des GT-Experiments ist es, diese Übergänge im Detail zu untersuchen.

Die Gastransportberechnungen des ENSI für geologische Tiefenlager basieren auf Diffusion und Zweiphasenfluss. Das GT-Experiment hilft, zu bestimmen, ob und in welcher Form die Dilatanz in den Gastransportberechnungen durch das ENSI zu berücksichtigen ist. Aufgrund der Corona-Pandemie sowie Defekten in einer Pumpe und im Lüftungssystem verzögerte sich das GT-Experiment um ein Jahr. Trotz dieser Verzögerungen konnte der Projektplan eingehalten werden und sogar um eine Doktorarbeit erweitert werden. Die Auswertung der Ergebnisse steht noch aus, und danach wird entschieden, ob das In-Situ-Experiment fortgesetzt wird.

Ausblick

Das Projektteam wird sich mit der Interpretation und der Modellierung der Ergebnisse beschäftigen. Diese Aufgaben werden durch die Doktorarbeit und verschiedene Vergleichsrechnungen (Benchmarks) im Rahmen des Projekts DECOVALEX im Jahr 2024 intensiviert. Die Doktorarbeit und das DECOVALEX-Projekt erstrecken sich voraussichtlich bis 2027.

Im Jahr 2024 werden gegebenenfalls neue Laborversuche (wie Rissbildungstests oder weitere Tests zur Bestätigung spezieller Aspekte) definiert und eine Evaluierung der Tests durchgeführt. Die Labortests dienen als Grundlage für den ersten Benchmark des DECOVALEX-Arbeitspakets Hymar, der im Jahr 2024 starten wird.

Das Ziel für die kommenden Jahren besteht zudem darin, die Ergebnisse des In-Situ-Experiments zu interpretieren und zu modellieren. Abhängig von der Interpretation der Ergebnisse wird das Projektteam eine zweite Phase des Experiments in Erwägung ziehen.

des Experiments ist es daher, das Prozessverständnis für dieses Szenario zu verbessern. Da das Experiment in der sandigen Fazies des Opalinustons stattfindet, kann mit ihm ausserdem die Datenbasis zur Diffusion in dieser Fazies verbessert werden.

Das Projekt wird von der belgischen Aufsichtsbehörde FANC geleitet, daneben sind das ENSI und das Bundesamt für Landestopografie swisstopo, der französische Endlagerprojektant ANDRA («Agence nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs»), das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE, Deutschland), die zur Helmholtz-Gemeinschaft gehörenden Forschungszentren in Leipzig (Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung, UFZ) und in Karlsruhe (Karlsruher Institut für Technologie, KIT) sowie das belgische Forschungszentrum für Kernenergie (SCK CEN) beteiligt. Seit dem Berichtsjahr beteiligt sich auch der britische Endlagerprojektant («Nuclear Waste Services») am Experiment. Die Arbeiten begannen 2018 und derzeit wird ein Abschluss im Jahr 2026 erwartet.

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

Projektpartner: Bundesamt für Landestopografie swisstopo
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte DR-C-Experiment untersucht den Einfluss eines Wärmegradienten auf die Diffusion verschiedener Radionuklide im Opalinuston. 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. Denn zum Zeitpunkt des Versagens der Tiefenlagerbehälter werden die erhöhten Temperaturen von deutlich über 100 °C am Tiefenlagerbehälter bereits abgeklungen sein. Im Fall eines frühzeitigen Versagens eines Tiefenlagerbehälters können erhöhte Temperaturen jedoch eine Rolle spielen. Ziel

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für das Experiment werden zwei parallele Bohrungen benötigt, von denen eine geheizt und die andere nicht geheizt wird (Abbildung 30). Durch den Vergleich der Diffusionslängen kann man dann den Einfluss des Temperaturgradienten ermitteln. Im Jahr 2023 erfolgten für die zwei Referenzbohrungen BDR-C1 («heated») und BDR-C2 die hydraulischen Tests. Dazu wurden Pulstests und Tests mit konstantem Druckaufschlag durchgeführt, um die hydraulische Anbindung zu prüfen. Ausserdem wurde weiter an der Zusammensetzung der im Experiment zu verwendenden Tracern (Markierstoffen) gearbeitet. Für die Verwendung von radioaktiven Tracern ist eine strahlenschutzrechtliche Bewilligung erforderlich. Um diese zu beantragen, wurde 2023 mit der Erstellung einer Risikobewertung begonnen.

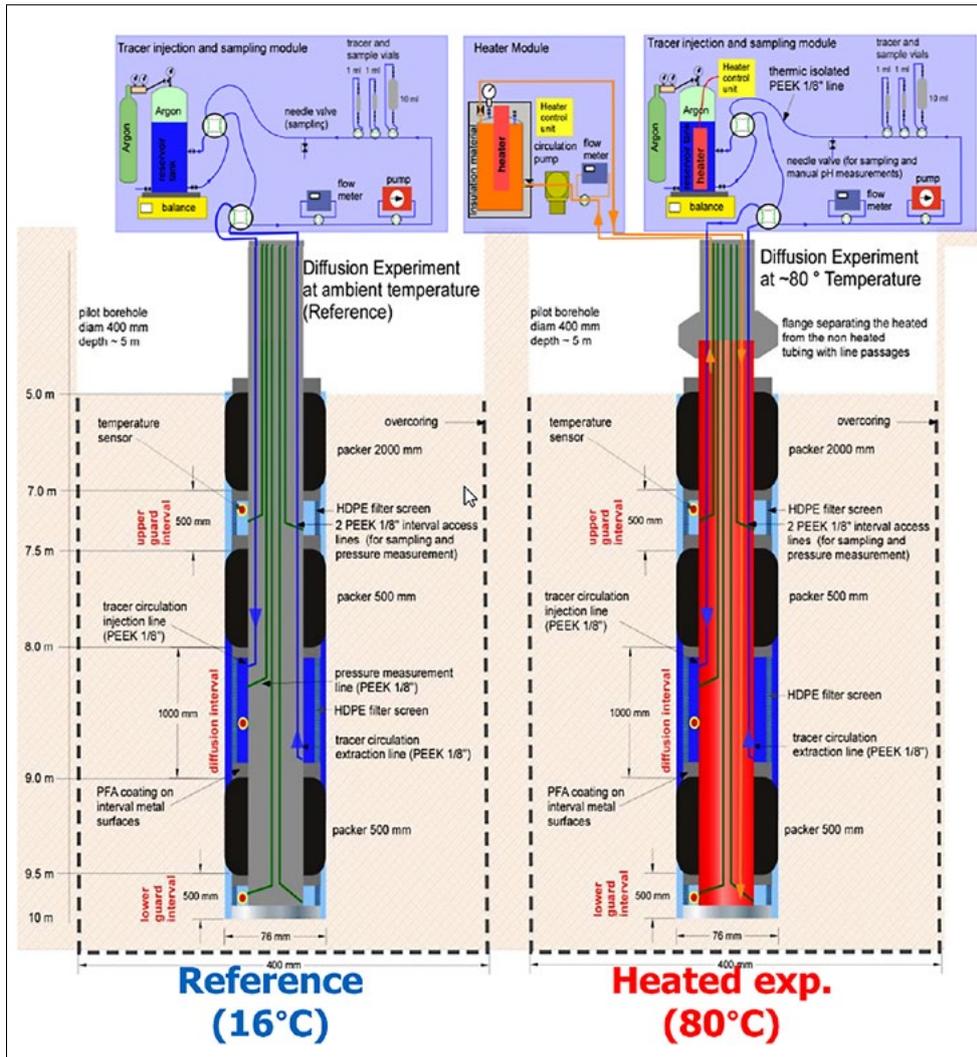


Abbildung 30:
Darstellung des
DR-C-Experiments
mit zwei parallelen
Bohrungen, von
denen eine nicht
geheizt (links) und
die andere auf 80 °C
geheizt wird (rechts).
(Bild: FANC)

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Für die Langzeitsicherheit der eingelagerten radioaktiven Abfälle spielt nach dem Versagen des Behälters die Diffusion eine wichtige Rolle. Die Diffusion sorgt dafür, dass Radionuklide, die aus der Abfallmatrix freigesetzt werden und schlecht sorbieren, sehr langsam im Opalinuston transportiert werden und erst nach einer sehr langen Zeit von einigen 10'000 Jahren in die Biosphäre gelangen können. Mit Hilfe des Experiments werden Diffusionskoeffizienten für erhöhte Temperaturen (etwa 80°C) ermittelt. Diese Daten werden in die Sicherheitsanalysen des ENSI einfließen, um die möglichen Konsequenzen eines frühzeitigen Behälterversagens zu berücksichtigen. Das DR-C-Experiment ver-

bessert damit das Prozessverständnis und die Datenbasis für den Radionuklid-Transport. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am DR-C-Experiment die internationale Vernetzung mit anderen Projektpartnern, insbesondere mit anderen Aufsichtsbehörden. Derzeit sind die Arbeiten bedingt durch die Corona-Pandemie leicht verzögert, verglichen mit der ursprünglichen Planung.

Ausblick

Im Jahr 2024 soll die Zirkulation des Wassers in beiden Bohrungen beginnen. Dabei werden noch keine Tracerelemente hinzugegeben. Ausserdem wird die strahlenschutzrechtliche Bewilligung für die Durchführung des Experiments mit radioaktiven Tracern beantragt.

1.7.11 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston

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

Einleitung

Die Analyse der Standsicherheit von Tunnelbauwerken erfordert aufgrund der in der Regel komplexen Untergrundverhältnisse und der während der Bauzustände auftretenden dreidimensionalen Spannungs- und Verformungszustände numerische Berechnungsverfahren. 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 Bedingungen und Zustände berücksichtigen. Mit Hilfe eines Materialmodells kann beispielweise der Zusammenhang zwischen Verschiebungen und Spannungen im Gebirge spezifiziert werden. Die Parameter werden überwiegend mittels Labor- und Feldversuche bestimmt. Die Gültigkeit des Materialmodells hängt deshalb mehr oder weniger stark von der Übertragbarkeit der Versuchsbedingungen auf die Verhältnisse vor Ort ab.

Ziel des Forschungsprojekts ist die Integration von bestehenden und neuen hydro-mechanisch (HM) gekoppelten Labor- und Feldexperimenten sowie numerischen Simulationen zur Entwicklung, Implementierung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston in der Nordschweiz. 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.

In der ersten Phase des Forschungsprojekts (bis März 2022) wurde ein hydromechanisch gekoppeltes Materialmodell entwickelt und anhand von Triaxialversuchen an Proben des Opalinustons aus dem Felslabor Mont Terri kalibriert (siehe auch Erfahrungs- und Forschungsbericht 2021, Kapitel 1.7.11). Das Modell wird seit April 2022 hinsichtlich des Kriechens des Opalinustons und der Temperatureinwirkung weiterentwickelt. Folgende Hauptaktivitäten sind bis zum Abschluss des Forschungsprojekts im März 2025 geplant:

- Entwicklung von Versuchsprotokollen für triaxiale Kriechversuche an Proben des Opalinustons mit verschiedenen Belastungspfaden und unterschiedlichen Temperaturen,
- Durchführung einer Reihe von triaxialen Kriechversuchen im Labor zur Bestimmung des thermo-hydromechanisch (THM) gekoppelten Kriechverhaltens von vollständig gesättigtem Opalinuston unter entwässerten mehrstufigen Belastungsbedingungen,
- Anwendung der Versuchsprotokolle für die Entwicklung von Testkonfigurationen unter Berücksichtigung der Materialanisotropie und des Einflusses der Temperatur auf das Kriechverhalten,
- Identifizierung und Analyse von mikrostrukturellen Kriechmechanismen im Opalinuston auf der Grundlage des Kriechverformungscharakters in Kombination mit der Untersuchung verformter Proben unter Verwendung eines Rasterelektronenmikroskops,
- Erweiterung des in der Phase 1 entwickelten numerischen Codes des HM-gekoppelten Materialmodells durch die Implementierung der THM-Wirkung, einschliesslich des Kriechverformungsverhaltens,
- Kalibrierung, Verifizierung und Validierung des entwickelten Materialmodells mit den Daten aus den laufenden Laborversuchen sowie aus den Triaxialversuchen der Nagra, die an Proben des Opalinustons aus den Tiefbohrungen in den potenziellen Lagerstandorten in der Nordschweiz durchgeführt wurden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Eine Langzeitversuchskampagne mit Proben aus der tonigen Fazies des Opalinustons im Felslabor Mont Terri wurde gestartet. Alle Versuche zielen auf die Charakterisierung des Kriechverformungsverhaltens von vollständig gesättigten Proben des Opalinustons unter Berücksichtigung des unterschiedlichen Belastungspfad, der strukturellen Anisotropie und unterschiedlicher Temperaturen ab.

Im Berichtsjahr wurde der erste mehrstufige Kriechversuch, der im Jahr 2022 begonnen wurde, und ein zweiter mehrstufiger Kriechversuch mit einem modifizierten differentiellen Belastungspfad erfolgreich abgeschlossen (Abbildung 31). Beide Versuche wurden an P-Proben (Schichtung der Probe ist parallel zur Belastungsachse) aus der tonigen Fazies des Opalinustons im Felslabor Mont Terri bei einer Temperatur von 30°C durchgeführt. Der Vergleich der Versuchsergebnisse ermöglicht erste Einblicke in das spannungsabhängige Kriechverhalten und die Langzeitfestigkeit des untersuchten Opalinustons unter dem Einfluss der Dehnungsakkumulation während des Kriechens. Des Weiteren wurden Kriechversuche an S-Proben (Schichtung der Probe ist senkrecht zur Belastungsachse) unter vergleichbaren Versuchsbedingungen gestartet. Die geplante Untersuchung der Auswirkungen erhöhter Temperaturen wurde noch nicht durchgeführt.

Ferner wurde im Berichtsjahr ein neues konstitutives Modell zur Beschreibung der zeitabhängigen Verformung des Opalinustons entwickelt, die bei Langzeit-Kriechversuchen beobachtet wurde. Das Modell verwendet eine elasto-viskoplastische Formulierung, die in den numerischen Multiphysik-Code MOOSE implementiert wurde, um das Kriechverhalten des Opalinustons aus der tonigen Fazies im Felslabor Mont Terri unter konstanten Spannungsbedingungen zu simulieren. Das Modell berücksichtigt auch die anisotropen Eigenschaften des Opalinustons sowohl im elastischen als auch im unelastischen Bereich. Ein Schä-

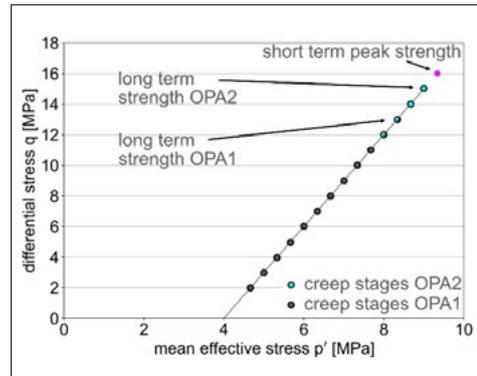


Abbildung 31: Kriechstufen der an den Proben des Opalinustons (OPA1 und OPA2) durchgeführten mehrstufigen Kriechversuche. Dargestellt sind die ermittelten Langzeitfestigkeiten (Versagen der Proben bei einer Differentialspannung q von circa 13 beziehungsweise 15 MPa) im Vergleich zur Kurzzeitspitzenfestigkeit von rund 16 MPa («Short Term Peak Strength») entlang des drainierten Spannungspfad. (Bild: Forscherbericht RWTH Aachen)

digungsmodell wurde in dieses Modell integriert, um das zeitabhängige Versagen des Opalinustons (tertiäres Kriechen) unter konstanter Belastung zu beschreiben. Das Schädigungsmodell charakterisiert die zeitabhängige Mikrorissbildung, die jenseits einer kritischen Schadensschwelle auftritt. Zur Validierung des entwickelten Modells wurde seine Leistungsfähigkeit anhand von zwei mehrstufigen Kriechversuchen an vollständig gesättigten P-Proben des Opalinustons im entwässerten Zustand bewertet.

Die geplante Kalibrierung des HM-gekoppelten Materialmodells anhand der Daten aus den Triaxialversuchen an Proben des Opalinustons aus den Tiefbohrungen der Nagra in den potenziellen Lagerstandorten wurde noch nicht durchgeführt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das hydromechanisch gekoppelte Materialmodell des Opalinustons wurde planmässig bis Ende März 2022 entwickelt. Damit wurde die erste Phase des Projekts erfolgreich abgeschlossen. Das Modell berücksichtigt das wesentliche Materialverhalten des Opalinustons aus der tonigen Fazies im Felslabor Mont Terri. Zudem berücksichtigt das Materialmodell die Kopplung zur Hydraulik, insbesondere das poro-elastische Verhalten, die Veränderung der Porosität und Permeabilität durch Schädigungsprozesse sowie die durch Entlastung verursachte Entsättigung. Dank der gezielten Durchführung von geomechanischen Tests und der damit verbundenen Mikrostrukturanalyse deformierter

Proben, die für die Modellierung und Weiterentwicklung des Stoffmodells erheblich sind, konnten neue, wichtige Aspekte in das Materialmodell implementiert werden. Die Kombination aus den unter kontrollierten Bedingungen durchgeführten Laborversuchen an Proben des Opalinustons und den komplexen numerischen Modellierungen haben die Arbeiten zur Erstellung eines neuen Materialmodells für Opalinuston weit vorangebracht. Die weitere Entwicklung des Materialmodells in der zweiten Projektphase hinsichtlich des Kriechens des Opalinustons und der Temperatureinwirkung läuft planmässig.

Zur Beurteilung der bautechnischen Machbarkeit eines Tiefenlagers im Opalinuston ist sowohl für die Bauphase als auch die Langzeitentwicklung ein Verständnis der Prozesse, welche für das Verhalten des Gebirges um die Untertagebauwerke bestimmend sind, von grosser Bedeutung. Insbesondere spielen dabei die hydromechanischen Eigenschaften des 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:

- für die Vorhersage der kurz- und langfristigen Entwicklung der infolge des Lagerstollenvortriebs gestörten Bereiche (Auflockerungszone) im Opalinuston,
- für die Dimensionierung des Ausbaus der Lagerstollen und
- 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 der Aufsicht über die weiteren Projektierungsphasen bis zum Bau eines Tiefenlagers. Das ENSI will dabei unabhängige Berechnungen mit einem

eigenen Modell durchführen. Damit können die Berechnungen der Nagra für die Beurteilung des Gebirgs- und Systemverhaltens anhand von Vergleichsberechnungen überprüft werden.

Ausblick

Im Jahr 2024 wird die Langzeitversuchskampagne mit weiteren mehrstufigen Kriechversuchen fortgesetzt, um die Auswirkungen der Anisotropie und erhöhter Temperaturen auf das Kriechverhalten des Opalinustons zu analysieren. Die Auswirkung der Anisotropie wird durch Kriechversuche an Proben mit unterschiedlichen Orientierungen der Schichtung zur Belastungsachse analysiert (Konfiguration P-Proben versus S-Proben). Darüber hinaus soll anhand postexperimenteller Untersuchungen der Mikrostruktur der Proben das bisherige Verständnis der Kriechmechanismen auf verschiedenen Skalen verbessert werden.

Ferner wird im Jahr 2024 das entwickelte Materialmodell anhand der Daten aus den konsolidierten undrainingierten Triaxialversuchen kalibriert, die von der Nagra an Proben des Opalinustons aus den Tiefbohrungen Bözberg-1 (Bohrung BOZ1-1), Bülach (Bohrung BUL1-1) und Trüllikon (Bohrung TRU1-1) durchgeführt wurden. Eine vereinfachte Version des Materialmodells mit wenigen Materialparametern wird vorgestellt, um das hydromechanische Verhalten des Opalinustons auf möglichen Lagerebenen zu simulieren.

1.7.12 DECOVALEX-2023

Projektorganisation: «Lawrence Berkeley National Laboratory» (LBNL)

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das Projekt DECOVALEX soll das Verständnis für gekoppelte thermische, hydraulische, mechanische und chemische Prozesse (THMC) in geologischen Systemen vertiefen und die Fähigkeit zur numerischen Modellierung dieser Prozesse verbessern. DECOVALEX steht für «DEvelopment of COupled models and their VALidation

against EXperiments in nuclear waste isolation». Das Projekt begann auf Anregung der schwedischen Aufsichtsbehörde 1992 mit der Phase I. Es hat seitdem entscheidend dazu beigetragen, Rechenprogramme zur numerischen Modellierung gekoppelter Prozesse zu entwickeln, zu verbessern und anzuwenden. An dem Projekt sind Entsorgungspflichtige für radioaktive Abfälle, Aufsichtsbehörden sowie Forschungseinrichtungen aus verschiedenen Ländern Europas, Asiens und Amerikas beteiligt.

Im April 2020 begann die bis Ende 2023 laufende Phase VIII. Neben dem ENSI nahmen am Projekt siebzehn finanzierende Organisationen teil (Tabelle 3). Diese sogenannten «Funding Organisations» konnten wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen.

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

- Task A: «Heat and Gas Fracking» (Leitung: ANDRA),
- Task B: «Modelling Advection of Gas in Clays» (Leitung: «British Geological Survey»),
- Task C: «Full-scale Emplacement Experiment at Mont Terri URL» (Leitung: ENSI),
- Task D: «Full-scale Engineered Barrier System at Horonobe URL» (Leitung: «Japan Atomic Energy Agency»),
- Task E: «Heated Brine Availability Test in Salt» (Leitung: «Sandia National Laboratories»),
- Task F: «Performance Assessment Benchmark» (Leitung: «Sandia National Laboratories») und
- Task G: «Understanding of Shear Reactivation of Pre-Existing Discontinuities for Brittle Host Rocks» (Leitung: Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI hatte den Task C vorgeschlagen und leitete diesen mit Unterstützung der Firma Quintessa. An dem Task nahmen neben dem ENSI die Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe/Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung (BGR/UFZ), die «Chinese Academy of Sciences», die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, das «Korea Atomic Energy Research Institute», das «Lawrence Berkeley National Laboratory» (LBNL), die «Nuclear Waste Management Organization», die Technische Universität Bergakademie Freiberg und die «Sandia National Laboratories» teil. Der Task befasste sich mit der Modellierung des Full-scale-Emplacement-Experiments (FE) im Felslabor Mont Terri (Abbildung 32). Die Daten wurden von der Nagra und den weite-

Abkürzung	Organisation	Land	Funktion
ANDRA	«Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs»	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	«Centrale organisatie voor radioactief afval»	Netherlands	Betreiber
DOE	«U.S. Department of Energy» und «Lawrence Berkeley National Laboratory»		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	«Czech Radioactive Waste Repository Authority» («Správa úložišť radioaktivních odpadů»)	Tschechien	Betreiber
SSM	«Swedish Radiation Safety Authority»	Schweden	Aufsichtsbehörde
Taipower	«Taiwan Power Company»	Taiwan	Betreiber

Tabelle 3:
Am Projekt
DECOVALEX-2023
teilnehmende
Organisationen.

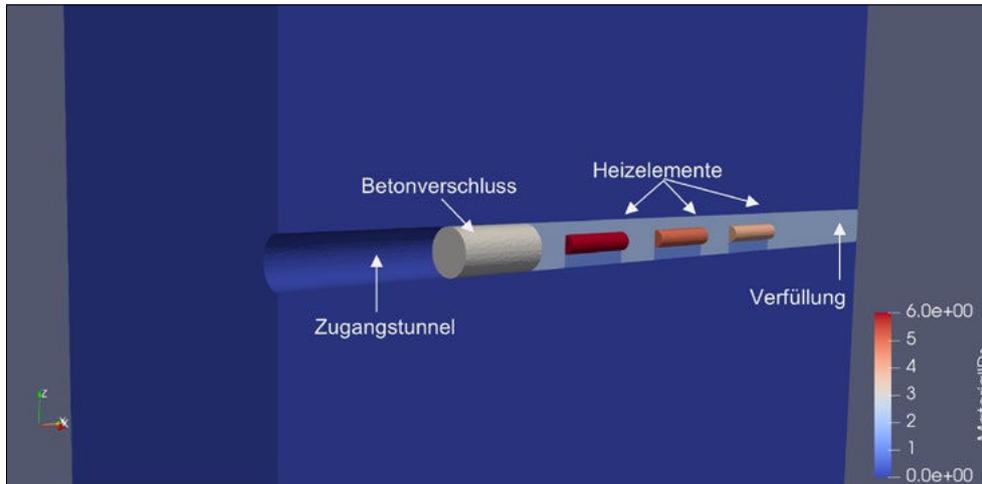


Abbildung 32:
Modelltechnische
Abbildung des
FE-Experiments.
(Bild: ENSI)

ren Partnern des Experiments zur Verfügung gestellt. Für den Task wurden drei Arbeitsschritte definiert. Im ersten Schritt erfolgte eine Vergleichsrechnung (Benchmark) mit einem geometrisch vereinfachten zweidimensionalen Modell, das die wesentlichen auftretenden Prozesse berücksichtigt. Anschliessend wurde im zweiten Arbeitsschritt das FE-Experiment mit einer vereinfachten 3D-Geometrie berechnet. Dabei erfolgte zuerst eine modellbasierte Vorhersage durch die Teams (sogenannte Blindrechnung), bevor die Messwerte zur Verfügung gestellt wurden. Anschliessend kam die Kalibrierung der Modelle anhand der Messergebnisse. Im dritten Schritt erfolgte eine realitätsnähere rechnerische Abbildung des FE-Experiments unter Berücksichtigung der detaillierten Tunnelgeometrie sowie der Auswirkungen des Tunnelausbruchs und der anschliessenden Belüftungsphase. Im vierten Schritt wurde basierend auf den kalibrierten Modellen eine Prognose für die im März 2023 erfolgte Änderung des experimentellen Ablaufs über die nächsten zehn Jahre vorgenommen; ab diesem Zeitpunkt wurde die Wärmeleistung für ein Jahr um 10 Prozent erhöht, anschliessend auf 75 Prozent der ursprünglichen Wärmeleistung von 1350 W reduziert.

Der Vergleich der 2023 erzielten Ergebnisse der kalibrierten Modelle der Teams für die Temperatur im dritten Schritt ist in Abbildung 33 dargestellt. Es ist eine sehr gute Übereinstimmung mit den Messergebnis-

sen zu erkennen und auch die Abweichungen zwischen den Teams sind relativ klein. Dies gilt sowohl für das Heizelement als auch für den Opalinuston. Um dies zu erreichen, wurden die Wärmedurchlässigkeiten von Bentonit und Opalinuston durch die Teams angepasst. Da die Wärmeleitfähigkeit der Bentonitblöcke aber deutlich höher ist als die Wärmeleitfähigkeit des granularen Bentonits, hat sich die Repräsentation der Heizelemente als volumenbasierte Wärmequelle anstatt als oberflächenbasierte Wärmequelle als vorteilhaft erwiesen.

In Abbildung 34 ist ausserdem der Vergleich der Ergebnisse der kalibrierten Modelle der Teams für den Porenwasserdruck im dritten Schritt dargestellt. Die unterschiedlich grau dargestellten Zeiträume stellen die drei Phasen des Experiments dar. Dabei steht Hellgrau für die Exkavation des Tunnels, Mittelgrau für die etwa zweieinhalb-jährige Belüftung und Dunkelgrau für die Heizphase. Einige Teams haben alle Phasen berechnet, während sich andere Teams auf die Heizphase konzentriert haben. Der Vergleich der Ergebnisse mit den Messungen zeigt eine gute Übereinstimmung sowohl für den Ablauf des Experiments als auch für die resultierenden Druckänderungen. Es ist aber auch zu erkennen, dass insbesondere in den Sensoren nah am Heizelement grössere Abweichungen zu den Messungen auftreten. Manche Teams überschätzen den durch die Wärmefreisetzung verursachten

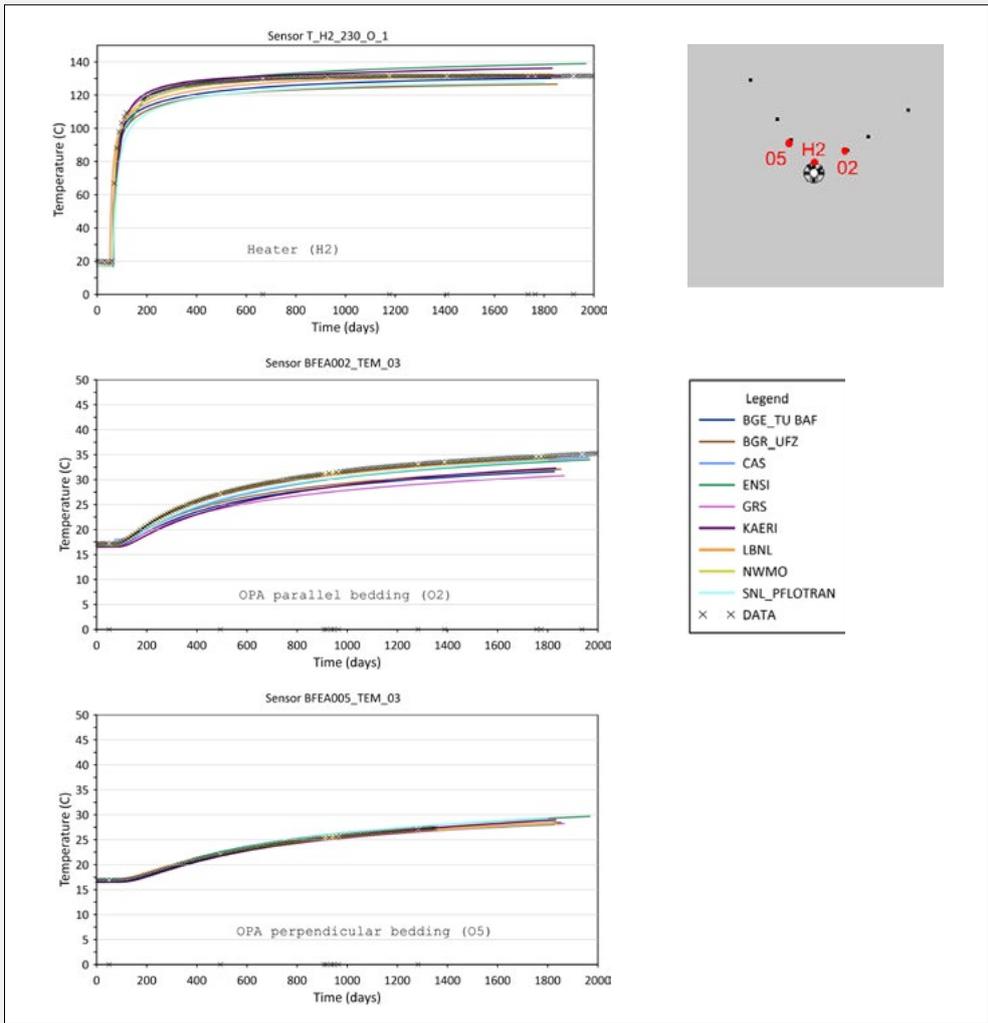


Abbildung 33: Vergleich der Temperaturentwicklung am Heizelement (oberstes Bild) sowie im Opalinuston parallel zur Schichtung (mittleres Bild) und senkrecht zur Schichtung (unterstes Bild) für das thermisch-hydraulische Modell für alle beteiligten Teams. (Bild: ENSI)

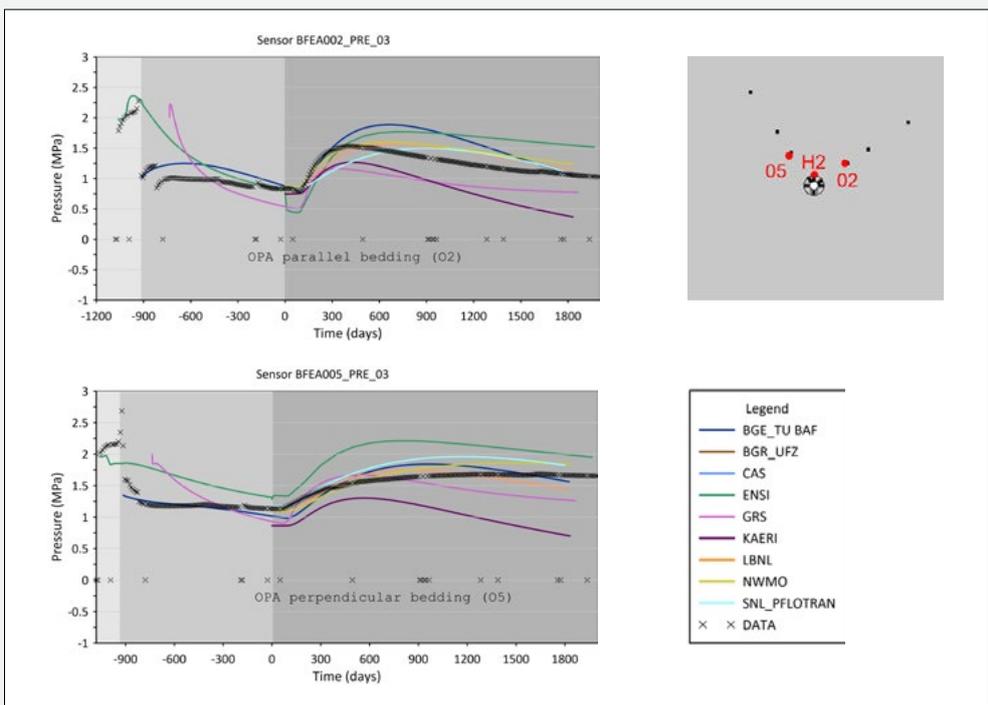


Abbildung 34: Vergleich der Entwicklung des Porenwasserdrucks im Opalinuston parallel zur Schichtung (oben) und senkrecht zur Schichtung (unten) für das thermisch-hydraulische Modell aller beteiligten Teams. (Bild: ENSI)

Anstieg des Porenwasserdrucks, andere überschätzen den Drainageeffekt, mit dem der erhöhte Porenwasserdruck über die Zeit abgebaut wird. Hierfür könnte zum Beispiel die teilweise nicht berücksichtigte Rolle der Auflockerungszone relevant sein.

Insgesamt zeigen die erzielten Ergebnisse, dass ein gutes Verständnis der vorherrschenden Prozesse im Nahfeld vorhanden ist. Allerdings besteht ein weiterer Forschungsbedarf, um die Prozesse noch besser abbilden zu können und um in der Lage zu sein, die Entwicklung ohne die vorherige Kenntnis von Messdaten prognostizieren zu können. Die Prognose der Temperatur ist bereits mit guter Qualität möglich, aber Parameter wie der Anstieg des Porenwasserdrucks, Verformungen und Verschiebungen können derzeit nur mit hohen Ungewissheiten vorausgesagt werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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. Das ENSI führte neben der Leitung des Tasks auch die dargestellten Berechnungen selbst durch. Die entwickelten Modelle und ähnliche Modelle werden zur sicherheitstechnischen Beurteilung der in der Planung befindlichen Tiefenlagerprojekte eingesetzt. Dabei geht es insbesondere um die Barrierenintegrität im Rahmen des Sicherheitsnachweises.

Das Projekt verlief in etwa planmässig, auch wenn der erste Arbeitsschritt deutlich länger benötigte als ursprünglich geplant. Es hat sich gezeigt, dass das Modellverständnis teilweise unterschiedlich war. Ausserdem hat sich die Corona-Pandemie negativ auf den Fortschritt ausgewirkt, da keine persönlichen Treffen stattfinden konnten, sodass ein gemeinsames Verständnis der relevanten Prozesse und deren Abbildung im Mo-

dell nur sehr langsam erreicht werden konnte. Glücklicherweise konnten die Workshops ab Herbst 2022 wieder persönlich stattfinden. Dadurch lief die Bearbeitung deutlich effizienter ab und es konnten zum Schluss alle geplanten Ziele erreicht werden.

Das wichtigste Ziel des Projekts war die Nachbildung der wesentlichen Messdaten des Experiments (insbesondere Temperatur, relative Luftfeuchte, Porenwasserdruck) durch die Modelle. Die Berechnungsergebnisse stimmen insgesamt gut mit den Messdaten überein, auch wenn es noch kleinere Abweichungen insbesondere für den Porenwasserdruck gibt. Des Weiteren konnten mehrere Teams eine Prognose für die zukünftige Entwicklung des Experiments in Folge der veränderten Heizleistung erstellen, die einen relativ geringen Unsicherheitsbereich aufweist. Die Ergebnisse wurden auf dem Abschluss-symposium präsentiert und es gab sehr positive Rückmeldungen. DECOVALEX stärkt die internationale Vernetzung des ENSI. So wurden intensive fachliche Kontakte unter anderem zum LBNL, zum Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung, zur TU Freiberg und zu BGR/UFZ ausgebaut.

Ausblick

Das Projekt DECOVALEX-2023 ist abgeschlossen und derzeit wird der Abschlussbericht erstellt. Im Laufe des nächsten Jahres beginnt dann das Nachfolgeprojekt DECOVALEX-2027. Dafür hat das ENSI einen Task zum GT-Experiment vorgeschlagen, der auf reges Interesse gestossen ist und im April 2024 beginnen wird.

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

Projektorganisation: Technische Universität Clausthal
ENSI-Projektbegleiter: Manuel Sentís

Einleitung

Das Projekt BenVaSim II ist das Nachfolgeprojekt von BenVaSim I (2017–2021). Das Projekt wurde im Jahr 2023 gestartet und wird

Teilnehmer im Forschungsprojekt BenVaSim	Verwendetes Rechenprogramm
Technische Universität (TU) Clausthal (Projektleitung)	FTK 4.0 (FLAC3D 7.0 + TOUGH3)
Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR)	OpenGeoSys
Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE)	PFLOTRAN
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)	Code Bright
«Lawrence Berkeley National Laboratory» (LBNL)	FLAC3D-TOUGH2
«Environmental and Water Resource Consulting Firm» (INTERA)	Code Aster
Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI	COMSOL

Tabelle 4:
Teilnehmer am
Projekt BenVaSim II.

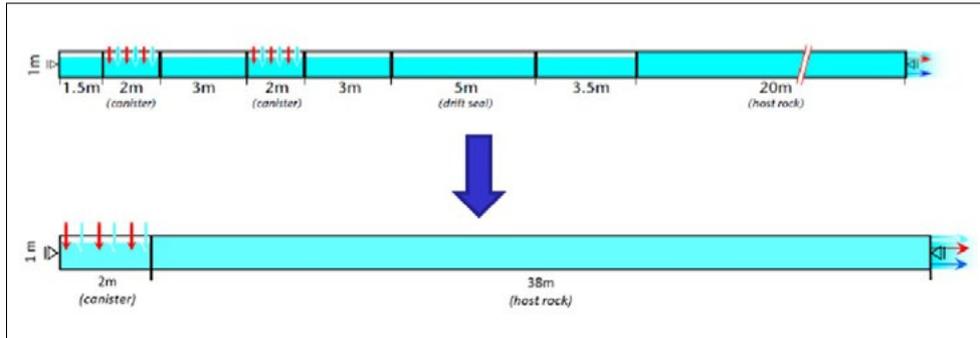


Abbildung 35:
Modell 1 des
BenVaSim-II-
Benchmarks. Das
ursprüngliche Modell
im oberen Teil
besteht aus zwei
Behälterbereichen,
einem Streckenver-
schluss und dem
Wirtgestein. Das
vereinfachte Modell
im unteren Teil
besteht aus einem
Behälterbereich und
einem Wirtgestein.
Die Anfangs- und
Randbedingungen
sind in beiden
Modellen gleich. Die
unbeschrifteten
Abschnitte im oberen
Teil stellen die
Verfüllung dar.
(Bild: BenVaSim-
Projekt)

drei Jahren dauern. Das Ziel des Forschungsprojekts BenVaSim ist es, einen internationalen Vergleich von TH²M-Simulatoren (Temperatur, Zweiphasenfluss und Geomechanik) durchzuführen, einen sogenannten Benchmark. Um eine gute Vergleichbarkeit sicherzustellen, werden, wann immer möglich, analytisch lösbare Rechenmodelle für fluid-dynamische und mechanische Prozesse in Tiefenlagersystemen bevorzugt. Am Benchmark beteiligen sich Organisationen aus Deutschland, der Schweiz und den USA, die verschiedene Rechenprogramme verwenden (siehe Tabelle 4).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Februar 2023 fand eine Startsituation statt, bei dem die ersten Rechenfälle des Benchmarks definiert wurden. Modell 1 (siehe Abbildung 35 oben) wurde bereits in BenVaSim I eingeführt, jedoch konnte der Benchmark damals nicht erfolgreich abgeschlossen werden. Es traten auch Diskrepanzen in den Ergebnissen verschiedener Teams auf, und die Analyse dieser Unterschiede wurde auf BenVaSim II verschoben. Das Modell berücksichtigt zusätzlich thermische Prozesse, und seine Geometrie wurde erweitert. Es wurden nicht nur ein Verschluss für den Abfall-

behälter und verfüllte Bereiche integriert, sondern auch zwei Abschnitte mit verfüllten Hohlräumen rund um zwei hitzeerzeugende Abfallbehälter sowie ein Abschnitt des Wirtgesteins hinter dem Eingang des Einlagerungsstollens. An der linken Modellgrenze herrschen Symmetriebedingungen – kein Fluss und keine Verformung. An der äusseren Grenze des Wirtgesteins herrschen währenddessen Fernfeldbedingungen vor, das heisst, Drücke, Sättigungen und Temperaturen sind auf ihren Anfangszustand festgelegt. Aufgrund der Komplexität des Modells wurde in der ersten Phase von BenVaSim II beschlossen, Modell 1 gemäss dem unteren Teil von Abbildung 35 zu vereinfachen. Das vereinfachte Modell 1 besteht aus einem Heizelement und dem Wirtgestein. Die Randbedingungen wurden nicht geändert. Im Benchmark werden Temperatur, Aufsättigung und Ausdehnungen in verschiedenen Punkten des Modells verglichen. Erste vorläufige Ergebnisse für Modell 1 wurden im Berichtsjahr präsentiert.

Als nächsten Schritt im Projekt wurde vorgeschlagen, die Untersuchung von TH²M-gekoppelten Prozessen auf zweidimensionale Systeme auszuweiten. Es wurde beschlossen, zwei weitere Teile aus dem generischen zweidimensionalen Modell in Abbildung 36

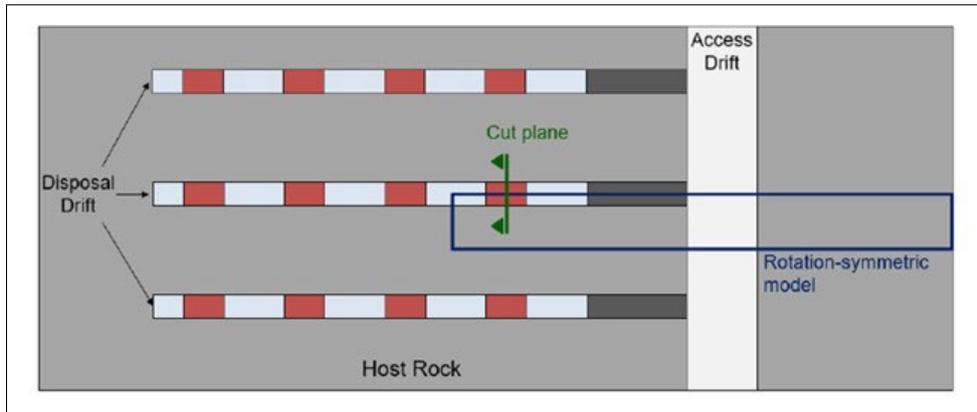


Abbildung 36: Eine generische Darstellung eines Tiefenlager-Konzepts für wärmeabgebende radioaktive Abfälle wird zusammen mit zwei möglichen Abschnitten für die Anwendung von 2D-Modellen gezeigt. Das Modell zeigt drei Lagerkavernen und einen Zugangstunnel im Wirtgestein. (Bild: BenVaSim-Projekt)

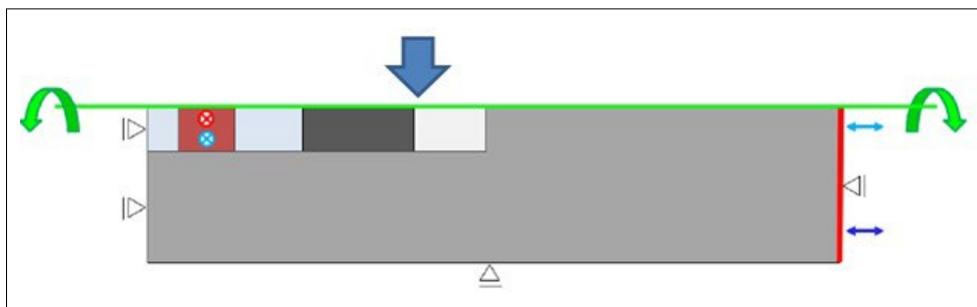


Abbildung 37: Modell 2 des BenVaSim-II-Benchmarks. Modell 2 wird auf Grundlage des blau umrandeten Abschnitts in Abbildung 36 erstellt. Dieses rotations-symmetrische Modell besteht aus einer Lagerkaverne, Verfüllungselementen und einem Verschluss und ist in das Wirtgestein eingebettet. Es werden thermohydro-mechanische Prozesse in einem Zweiphasenfluss mit einer Wärmequelle und einer Gasquelle betrachtet. (Bild: BenVaSim-Projekt)

auszuwählen. Modell 2 (Abbildung 37) ist ein rotations-symmetrisches Modell entlang der Lagerkammer, während Modell 3 (Abbildung 38) ein zweidimensionales Modell senkrecht zur Lagerkammer darstellt. Erste vorläufige Ergebnisse für Modell 3 wurden im Berichtsjahr präsentiert. Derzeit wird darüber diskutiert, ob Modell 2 weiterhin untersucht werden soll, oder ob stattdessen neue Modelle definiert werden sollen. In beiden Benchmark-Modellen werden die Ergebnisse der Temperatur, der Aufsättigung und der Ausdehnungen in verschiedenen Punkten des Modells verglichen. Das ENSI bereitet sich derzeit darauf vor, Berechnungen mit dem Programm COMSOL durchzuführen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt befindet sich noch in der Anfangsphase. Die Vorgehensweise ähnelt der von BenVaSim I und basiert auf einfachen Modellen. Aus Sicht des ENSI ist diese Herangehensweise geeignet, um Simulationenwerkzeuge zu vergleichen und gegebenenfalls zu verifizieren. Dadurch werden in

Zukunft mehrere voneinander unabhängige Simulatoren verfügbar sein, die in ihrer grundlegenden Funktionalität verifiziert sind und zur Analyse der gekoppelten mechanischen und hydraulischen Prozesse in Tongesteinen verwendet werden können. Diese Verbesserung wird die Beurteilung von Prozessen in Tiefenlagern stärken. Darüber hinaus werden solche verifizierten Simulatoren auch in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager eingesetzt. Sie ermöglichen zuverlässige modelltheoretische Untersuchungen im Rahmen standortbezogener Tiefenlagersystem-Analysen zur Überprüfung von Rahmenbewilligungsgesuchen.

Für das ENSI bieten diese Benchmarks, die auf einfachen Modellen basieren, zudem eine gute Gelegenheit, die von ENSI verwendeten Rechenwerkzeuge im Hinblick auf hydromechanische Modellierungen mit anderen Modellierern zu vergleichen. Dadurch erweitert das ENSI seine interne Fachkompetenz im Bereich der hydromechanischen Modellierung.

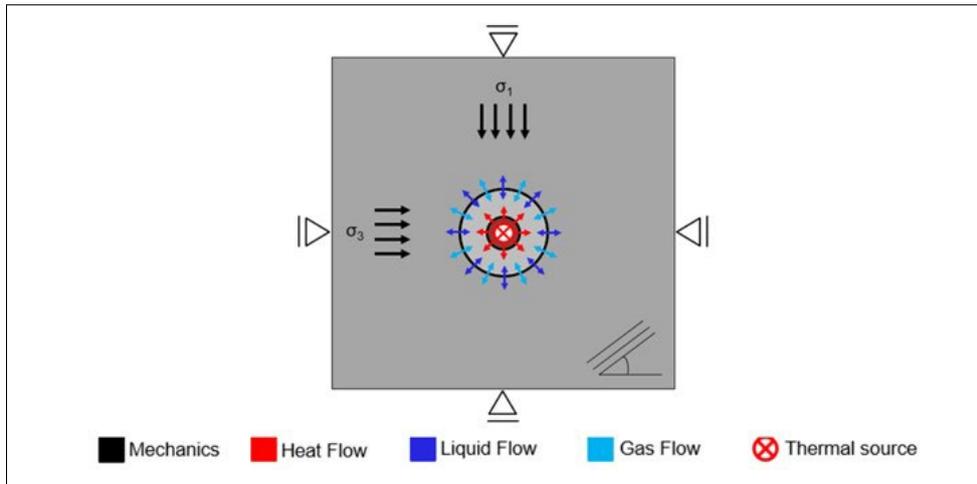


Abbildung 38:
Modell 3 des
BenVaSim-II-
Benchmarks. Modell 3
wird auf Grundlage
der grün markierten
Schnittebene in
Abbildung 36 erstellt.
Es umfasst eine
Lagerkaverne, ein
Verfüllungselement,
eine Gasquelle, eine
Wärmequelle und das
Wirtgestein. Thermo-
hydromechanische
Prozesse in einem
Zweiphasenfluss mit
einer Wärmequelle
und einer Gasquelle
werden untersucht.
(Bild: BenVaSim-
Projekt)

Ausblick

In der nächsten Phase des Projekts werden mehr Ergebnisse erwartet, und ein Vergleich zwischen diesen Ergebnissen steht an. Das ENSI rechnet damit, erste Ergebnisse in der zweiten Hälfte des Jahres 2024 zu erhalten.

1.7.14 Forschung im Rahmen des «NEA Clay Club»

Projektpartner: «Nuclear Energy Agency» (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

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

derstanding of Water Flow through Argillaceous Media», kurz «Clay Club» genannt. Das ENSI nimmt sowohl im RWMC als auch an beiden internationalen Arbeitsgruppen teil, in denen Aufsichtsbehörden, Endlagerprojektanten und Forschungsinstitutionen aus 17 (IGSC) beziehungsweise 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 «Clay Club» unterstützt im Rahmen seiner Tätigkeit gezielt Forschungsarbeiten, mit denen offene Fragen zu grundlegenden Aspekten des Sicherheitsnachweises in Tongesteinformationen angegangen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Bericht zum Forschungsprojekt CLAYWAT («Binding state and mobility of WATER in CLAY-rich media») konnte abgeschlossen werden. Mit dem Projekt wurden verschiedene Methoden zur Charakterisierung der Poren-

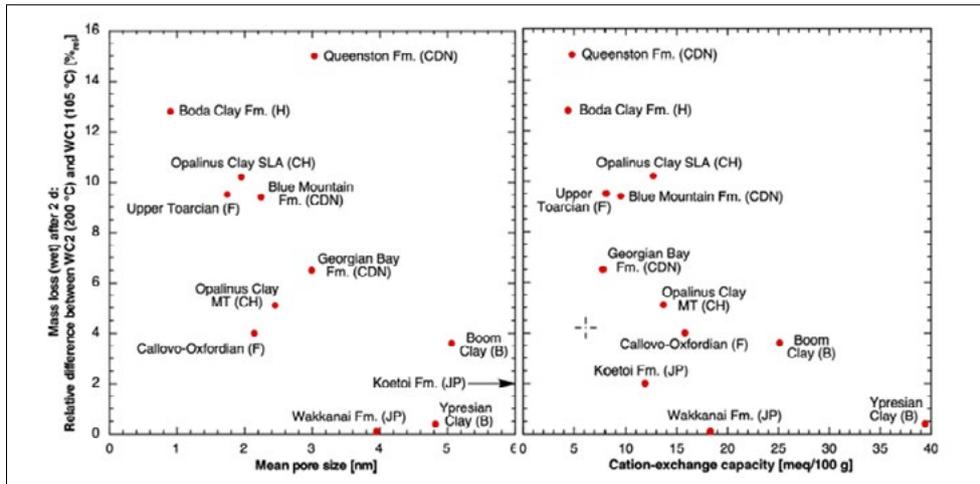


Abbildung 39: Darstellung der Wasserverlust-Porosität der untersuchten Formationen über die mittlere Porengrösse und die Kationenaustauschkapazität. (Bild: CLAYWAT-Abschlussbericht)



Abbildung 40: Vorbereitung der zylindrischen Proben für die NMR-Untersuchung durch die Universität Bern. (Bild: CLAYWAT-Abschlussbericht)

raum-Architektur und zur Bestimmung der Interaktion von Wassermolekülen mit der Tonoberfläche angewendet und deren Ergebnisse für zwölf verschiedenen Tonsteinformationen verglichen. Eines der Ergebnisse: Die Porosität kann am einfachsten über den Wasserverlust durch die Probenheizung ermittelt werden. Dabei ist zu beachten, dass bei erhöhten Temperaturen neben der Verdampfung des Wassers auch Oxidationsreaktionen (so beim Pyrit) und die Verflüchtigung organischer Stoffe eine Rolle spielen. In Abbildung 39 ist die Wasserverlust-Porosität der verschiedenen Formationen dargestellt. Opalinuston liegt im Vergleich zu den anderen Formationen im mittleren Bereich. Ausserdem hat sich die cryo-NMR-Methode als sehr geeignet für die Ermittlung der Porengrössenverteilung erwiesen, also die Kernspinresonanz-Spektroskopie an gefrorenen Proben. Im Vergleich zu den ebenfalls angewendeten Methoden

wie H₂O-Isotherme oder Quecksilber-Intrusion liegt der Vorteil der cryo-NMR-Methode darin, dass keine Trocknung der Proben notwendig ist. Artefakte wie Risse, die zu einer Verfälschung der Porengrössenverteilung führen würden, können so vermieden werden. Diese Erkenntnisse liefern für zukünftige Untersuchungen des Opalinustons im Schweizer Entsorgungsprogramm einen wichtigen Beitrag hinsichtlich der geeigneten Methoden. Die notwendige Aufbereitung für die Untersuchungen mit der cryo-NMR sind in Abbildung 40 zu sehen.

Der Entwurf des Berichts wurde durch die Mitglieder des «Clay Club», durch externe Expertinnen und Experten und durch die IGSC geprüft und vom «Clay Club» zur Veröffentlichung frei gegeben. Der Bericht liegt seit Sommer dem Sekretariat der NEA vor und soll von der NEA veröffentlicht werden. Der «Clay Club» möchte ein neues Forschungsprojekt zur Untersuchung von

Druckanomalien in Tongesteinen starten. Aufgrund der aufwändigen Vertragsverhandlungen hat sich das Projekt verzögert. Im Berichtsjahr sind die Verhandlungen weit fortgeschritten und das Projekt soll Anfang 2024 beginnen

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt CLAYWAT hat sehr gute und für das ENSI wichtige Ergebnisse zum Porenwasser in Tongesteinen und hier insbesondere in dem für die Schweiz wichtigen Opalinuston geliefert. Leider wurde das Projekt einerseits durch die Corona-Pandemie erheblich verzögert, weil durch die Schliessung von Laboren bestimmte Labormessungen länger dauerten und Sitzungen zur Diskussion der Ergebnisse erst mit Verzögerung stattfinden konnten. Andererseits haben sich einige Messungen als aufwändiger erwiesen als ursprünglich geplant. Zudem ist der Publikationsprozess der NEA relativ langwierig. Insgesamt liefern die Forschungsprojekte des Clay-Clubs jedoch Ergebnisse, die über die nationalen Forschungsprogramme hinausgehen und den Vergleich zwischen den verschiedenen Tongesteinsformationen erlauben. Damit stellen diese eine wichtige Ergänzung zu den nationalen Forschungsprojekten dar.

Der «Clay Club» der NEA ist eine wichtige internationale Plattform für die Tongesteinsforschung, in der Vertreterinnen und 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

Anfang 2024 soll das Projekt zu Druckanomalien in Tongesteinen beginnen.

1.7.15 «Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel»

Projektpartner: Institut für Geologie, Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager verbleibenden drei Standortgebiete für geologische Tiefenlager liegen alle in der Nordschweiz und sind teilweise mit Sedimenten der quartären Eiszeiten bedeckt (Preusser et al. 2011). Die hier vorhandenen quartären Deckenschotter sind für das Verständnis der Landschaftsentwicklung im nördlichen Alpenvorland von grossem Interesse. Sie wurden zu einer Zeit abgelagert, als die Landschaftsoberfläche wenige hundert Meter höher lag als heute. Seither wurde 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.

Zwei seitens ENSI finanzierte Doktorarbeiten (Claude 2016; Dieleman 2021) konnten zeigen, dass Altersbestimmungen der Deckenschotter mittels der kosmogenen Nuklide von Beryllium (^{10}Be), Aluminium (^{26}Al) und Chlor (^{36}Cl) prinzipiell möglich sind. Die erzielten Ergebnisse, besonders jene unter Anwendung des Isochron-Burial-Dating-Verfahrens, stellen einen wertvollen Beitrag zum Verständnis der Entwicklung der Erosionsbasis der Flussläufe dar, müssen aber durch weitere Daten wissenschaftlich überprüft und untermauert werden. Insbesondere die erfolgten Untersuchungen der Deckenschotter-Vorkommen am Irchel (Claude et al. 2019; Dieleman et al. 2022) konnten die Altersfrage der Deckenschotter nicht ausreichend robust klären und haben Fragen zum internen Aufbau der auf dem Irchel abgelagerten Schotter aufgeworfen.

Aus diesem Grund wurde Ende 2021 ein Projekt am Institut für Geologie der Universität

Bern gestartet, mit welchem der morpho- und lithostratigraphische Aufbau und die zeitliche Abfolge der Sedimentkörper am Irchel mit Geländearbeiten und weiteren Isochron-Burial-Datierungen gezielt untersucht werden. Das ursprünglich als zweijähriges Projekt konzipierte Forschungsvorhaben wurde im Spätsommer 2023 um ein Jahr und damit bis Ende 2024 verlängert. Zusätzlich wurde der Projektumfang um geophysikalische Messungen zur flächenhaften Kartierung des am Irchel als Hasli-Formation bekannten stratigraphischen Leithorizonts erweitert.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachdem sich vorgängige Arbeiten auf natürliche Aufschlüsse der quartären Bedeckung des Irchel beschränkten, wurden Ende 2022 die Bewilligungen zur Erstellung neuer, künstlicher Aufschlüsse beantragt. Konkret wurden bei den zuständigen kommunalen und kantonalen Behörden Anträge gestellt für drei Baggerschlitze (Sondiergrabungen bis etwa fünf Meter Tiefe an den Lokationen «Amselboden», «Rütelbuck» und «Wilemer Irchel») sowie drei Bohrungen (Kernbohrungen mit mobilem Bohrergerät bis rund 50 Meter Tiefe an den Lokationen «Hochwacht», «Wilemer Irchel» und «Irchelboden»). Um die Pflanzen- und Tierwelt so wenig wie möglich zu stören, konnten schliesslich im Sommer des Berichtsjahrs die Sondiergrabungen und im Herbst darauf die Bohrarbeiten ausgeführt werden. Das Hauptziel der Baggerschlitze war es, das Vorhandensein der Hasli-Formation an den genannten Lokationen zu überprüfen. Sollte die Hasli-Formation nicht nachgewiesen werden können, könnte dies als Indiz für die von den Forschenden vertretene Hypothese des Cut-and-Fill-Aufbaus des Irchelplateaus bewertet werden (Details siehe Claude et al. 2019; Dieleman et al. 2022). Nach dieser Hypothese wurden Teile der bereits abgelagerten Deckenschotter ausgeräumt und die entstandenen Talungen später wieder aufgeschottert. Dies wiederum hätte Konsequenzen für die Interpreta-



Abbildung 41: Bohrarbeiten am Platz «Hochwacht» am nordwestlichen Ende des Irchel-Plateaus. Im September und Oktober 2023 wurden die Deckenschotter des Irchel an den Lokationen «Hochwacht», «Wilemer Irchel» und «Irchelboden» durchbohrt. Damit wurden die sonst in Plateaulage unzugänglichen Sedimentschichten aufgeschlossen, also für Beschreibungen und Probenentnahmen zugänglich gemacht. Die Mitarbeitenden der fretus AG haben insgesamt knapp 150 Meter Gestein abschnittsweise in ein Meter langen Bohrkernen zu Tage gefördert. (Bild: A. Dehnert, ENSI)

tion der vorhandenen Datierungen, da ältere Ablagerungen neben jüngeren vorkommen könnten, was bei der klassischen Sichtweise (lagenweiser Aufbau mit konstant jüngeren Schichten über älteren; z. B. Graf 1993) nicht der Fall wäre. Die Baggerschlitze erreichten Tiefen von 4,5 bis 7,5 Metern und enthielten den Feldbeschreibungen nach, bis auf diejenige am «Wilemer Irchel», keine klaren Hinweise auf die Hasli-Formation. Die erstellten drei Aufschlüsse wurden für verschiedene Analysen intensiv beprobt. Neben Proben für Isochron-Burial-Datierungen wurden beispielsweise auch Proben für die Bestimmung von Mollusken-Fossilien (hauptsächlich Schnecken und Muschelschalen) gewonnen. Die Bearbeitung des gewonnenen Probenmaterials läuft bis ins Jahr 2024. Die aufwändigste Probenbeschaffung erfolgte schliesslich im September und Oktober 2023 mit der Abteufung von drei Kernbohrungen (siehe Abbildung 41). Mit Hilfe eines mobilen Kleinbohrergerätes wurden an den Lokationen «Hochwacht», «Wilemer Irchel» und «Irchelboden» circa 55, 53 und 38 Meter tiefe Bohrungen erstellt, welche die Sedimentbedeckung vollständig erfassen konnten. Die Gesteinsproben wurden in einen Meter langen Bohrkernen geborgen und zu den weiteren Untersuchungen in die Labore der

Universität Bern überführt. Dort wurden bis zum Ende der Berichtsperiode für alle Kernsegmente mit Hilfe eines Multi-Sensor-Core-Loggers (MSCL-Scanner) zerstörungsfreie Messungen der Gesteinsdichte und der magnetischen Suszeptibilität vorgenommen. Ausserdem wurde bereits gut die Hälfte des Kerns der Lokation «Wilemer Irchel» geöffnet, und die erbohrten Sedimente sowie deren Strukturen wurden detailliert wissenschaftlich beschrieben. Das zeitintensive Öffnen der Kernsegmente, deren Beschreibung und Beprobung (analog zu den Bagger-schlitzten) wird die Forschenden voraussichtlich bis etwa Mitte April 2024 beschäftigen. Durch die aufwändige Probenbeschaffung mittels Baggersondierungen und Bohrungen wurden auch Medien auf die Arbeiten aufmerksam. So wurde im März 2023 in den Regionalzeitungen «Der Landbote», «Zürcher Unterländer» sowie in den «Schaffhauser Nachrichten» über die geplanten Arbeiten berichtet. Zusätzlich wurde im Herbst die Bohrstelle Hochwacht von Journalistinnen und Journalisten besucht und erneut im September 2023 über das Projekt sowie die laufenden Bohrarbeiten in «Der Landbote», dem «Zürcher Unterländer» und der «Anderfingener Zeitung» berichtet. Aufgrund des öffentlichen Interesses an den Arbeiten und Untersuchungen der Universität Bern wurde von der Universität Bern (C. Dieleman) am 21. Oktober 2023 ein «Tag der offenen Bohrstelle» durchgeführt. Dabei wurden rund 50 Interessierte kompetent über die Arbeiten und über die wissenschaftlichen Besonderheiten des Irchels informiert. Neben den invasiven Probennahmetechniken wurden 2023 auch nicht-invasive, geophysikalische Untersuchungen am Irchel angewandt. Im Rahmen eines studentischen Feldkurses wurde vom Institut für Geophysik der ETH Zürich im Sommer 2023 eine etwa 1,2 Kilometer lange Messstrecke im Bereich «Wilemer Irchel» mittels Refraktionsseismik, geoelektrischen Widerstandsmessungen und elektromagnetischen Messungen untersucht. Mit bereits verhältnismässig geringem Aufwand konnten dabei von den Studierenden vielversprechende Resultate

in Form von Profilschnitten durch die Sedimentbedeckung des Irchel generiert werden. Die gewonnenen Erfahrungen und Erkenntnisse fliessen in eine für 2024 vorgesehene, ausgedehnte geophysikalische Messkampagne ein.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Prozessverständnis zur Landschaftsentwicklung, insbesondere zur langfristigen Entwicklung der Erosionsbasis, spielt im Hinblick 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.

Die erwarteten Ergebnisse werden als essenziell für das qualitative Verständnis sowie die Quantifizierung der quartären Landschaftsdynamik beurteilt. Sie fliessen in die ENSI-Beurteilung der Standortgebiete im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager ein. Durch die Forschungsarbeiten der vergangenen Jahre hat sich gezeigt, dass die langfristige Erosion ein wichtiges Kriterium für die Platzierung des Tiefenlagers für hochaktive Abfälle darstellt. Deshalb sollen die Wissensbasis und Datengrundlage so weit wie möglich verbessert werden und dem ENSI methodisch eigenständige, von der Nagra unabhängige Beurteilungsgrundlagen zur Verfügung stehen.

Ausblick

Neben dem Abschluss der Aufbereitung des Probenmaterials aus den Felduntersuchungen der Jahre 2022 und 2023 sollen Anfang 2024 die offengehaltenen Bohrlöcher mittels geophysikalischer Methoden (zum Beispiel Seismik, Elektromagnetik und Geoelektrik) untersucht werden. Ebenfalls Anfang 2024 sollen weitere geophysikalische Vermessungen stattfinden. Mit Hilfe von elektromagnetischen (EM) und/oder seismischen Messungen soll versucht werden, die Hasli-Formation grossflächig auch abseits von natürlichen und künstlichen Aufschlüssen zu kartieren. Das EM-Verfahren ist

ein neues Messverfahren, bei dem mittels an der Oberfläche erzeugter Magnetfelder ein elektrischer Strom im sedimentären Untergrund induziert wird, der ein wiederum an der Oberfläche messbares sekundäres magnetisches Feld erzeugt. Das Verfahren wurde im Aaretal südöstlich von Bern bereits erfolgsversprechend angewandt (Neven et al. 2021).

Auf Basis aller gewonnenen Erkenntnisse soll schliesslich bis Mitte 2024 eine integrale Rekonstruktion der Entstehungsgeschichte des Irchel-Plateaus werden. Daraus könnten weitreichende Rückschlüsse für die Landschaftsgeschichte der Nordschweiz in Raum und Zeit abgeleitet werden. Das Projekt soll Ende 2024 abgeschlossen werden.

Zitierte Literatur

- 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., Akçar N. (2022): Early Pleistocene complex cut-and-fill sequences in the Alps. *Swiss Journal of Geosciences* 115, 1–25.
- Graf H.R. (1993): Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz, Dissertation ETH Nr. 10205 ETH Zürich, Zürich.
- Neven A., Maurya P.K., Christiansen A.V., Renard P. (2021): tTEM20AAR: a benchmark geophysical data set for unconsolidated fluvio-glacial sediments. *Earth System Science Data* 13, 2743–2752.
- 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 Overdeepened Alpine Valleys»

Projektpartner: Forschungsgemeinschaft «International Continental Scientific Drilling Program – Drilling Overdeepened Alpine Valleys» (ICDP-DOVE)
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert
Bericht der Forschenden 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 Eis- und Warmzeiten 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 Eisvorstössen ersetzt worden (Preusser et al., 2011). Während der Vorstösse wurden die Täler im nördlichen Alpenvorland zum Teil mehrfach durch Gletscher ausgeräumt und anschliessend wieder mit Lockersedimenten aufgefüllt. 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 oder Becken, glaziale Tröge, «Overdeepened Valleys») finden sich in allen drei Standortgebieten oder angrenzend daran. Glaziale Übertiefungen sind erosiv geschaffene Hohlformen, die bis unter die lokale fluviale Erosionsbasis greifen. Ihre Entstehung wird nach heutigen Erkenntnissen im Wesentlichen 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 werden mit Schmelzwasser geflutet und formen Seen, die nach und nach mit Sedimenten aufgefüllt werden. Sofern inzwi-

schen vollständig verfüllt, sind sie in der heutigen Landschaft häufig 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 ist, das heisst, ältere Sedimente können als Zeugen der früheren Vorstösse erhalten bleiben.

Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager ist es mitentscheidend 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 Vereisungs- und Landschaftsgeschichte 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 – sechs glaziale Übertiefungen auf der Alpennordseite mit dem Ziel, neue Erkenntnisse zu gewinnen betreffend:

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Tannwald

Im Jahr 2021 wurden 50 Kilometer nordöstlich des Bodensees bei Tannwald nördlich von Bad Waldsee, Deutschland, drei Forschungsbohrungen (eine Kern- und zwei Spülbohrungen) in den westlichen Teil eines maximal circa 220 Meter tiefen glazialen Beckens des Rhein-Gletschers erstellt. Im Berichtsjahr 2023 wurde die Aufnahme der 168 Meter tiefen Kernbohrung (ICDP No. 5068-1) am Institut für Geologie der Universität Bern abgeschlossen. Durch die detaillierte Bestimmung und Beschreibung der erbohrten Sedimente konnten drei Ablagerungseinheiten identifiziert werden, die folglich auf mindestens drei Eisvorstösse des Rheingletschers bis nördlich des Bodensees schliessen lassen. Durch die Verknüpfung der erlangten Kenntnisse mit bestehenden Bohrungsdaten der Umgebung und vor allem mit den seismischen Daten aus den zwei Spülbohrungen kann vermutet werden, dass diese drei Vorstösse den in Baden-Württemberg als Hosskirch-, Riss- und Würm-Vergletscherung bezeichneten Vorstössen entsprechen. Proben für numerische Datierverfahren (optisch stimulierte Lumineszenz, kosmogene Nuklide und Edelgase in Porenwässern) wurden entnommen und werden in den jeweiligen Speziallaboren bearbeitet. Vorläufige Auswertungen erster Datensätze lassen jedoch (noch) keine konkreten Altersangaben zu. Ebenfalls im Jahr 2023 wurden erste Probensätze auf Anzeichen biologischer Rückstände (Palynomorphe) untersucht. Zahlreiche der untersuchten 32 Proben waren dabei jedoch «steril», demnach enthielten sie keine verwertbaren Palynomorphe. Die anderen Proben enthalten hauptsächlich Blütenpollen, Pilzsporen sowie Dinoflagellatenzysten (einzellige Algen). Die Funde zeigen jedoch Anzeichen von Wiederaufarbeitung von deutlich älterem Ausgangsmaterial (Miozän bis Frühpleistozän, teilweise sogar mesozoische Koniferenpollen) und lassen sich daher nicht für eine biostratigraphische Einstufung sowie eine Umweltrekonstruktion

des Ablagerungszeitpunkts verwenden. Die vorliegenden, umfangreichen seismischen Datensätze (3D-Oberflächen- und Bohrlochseismik) wurden im Berichtsjahr abschliessend aufgearbeitet. Es wurden unter anderem Störgeräusche entfernt, verschiedene Frequenzfilter angewandt, seismische Formationsgrenzen identifiziert, scheinbare seismische Geschwindigkeiten bestimmt und schliesslich eine iterative Vollwellenform-Inversion (Full-Waveform-Inversion; FWI) durchgeführt. Eine FWI ist ein datengesteuertes bildgebendes (rechenintensives) Verfahren, bei dem ein Modell der physikalischen Eigenschaften des Untergrunds erstellt wird, das die im Bohrkern erkannte Sedimentabfolge erklären kann. Dabei zeigte sich eine hervorragende Übereinstimmung der seismischen Daten mit dem Bohrkernmaterial im Dezimeter-Massstab, was eine hochauflösende Darstellung und Analyse der Beckenfüllung auch abseits der Kernbohrung erlaubt.

Basadingen

Der Kern ICDP No. 5068-2 der 2021 bei Basadingen, zehn Kilometer südöstlich von Schaffhausen erstellten, 253 Meter tiefen Bohrung wurde bereits im Jahr 2022 beprobt und detailliert beschrieben. Diese Arbeiten wurden im Oktober 2023 in einer wissenschaftlichen Fachzeitschrift veröffentlicht (Schaller et al., 2023). Die dortige Rinnenfüllung zeigt einen dreiphasigen Aufbau und besteht im Wesentlichen aus einer Abfolge von komplexen, aber charakteristischen Beckensedimenten:

- 0 bis 11 Meter Tiefe: diamiktische Moränenablagerungen, vermutlich dem letzteiszeitlichen Rheingletscher zugehörig,
- 11 bis 48 Meter Tiefe: typische Flussablagerungen, korreliert mit den lokal bis regional vorkommenden Buechberg-Schottern (siehe auch Müller 2013) und
- 48 bis 252 m Tiefe: Diamikte, Schmelzwassersedimente und Rutschmassen.

Aus der Abfolge interpretieren die Forschenden gegenwärtig eine Ablagerungsgeschichte, die mindestens drei Vereisungs-

phasen im Raum Basadingen umfasst. Die für eine konkretere zeitliche Einordnung nötigen Datierungsarbeiten sind noch nicht abgeschlossen. Mit Hilfe der letztjährig ausgeführten geophysikalischen Messungen an den Bohrkernen wurden im Berichtsjahr die vorhandenen seismischen 2D-Messlinien von einer reinen Laufzeit-Analyse in eine tiefenabhängige Interpretation überführt («Time-to-depth Conversion»). Mit Hilfe weiterer Daten wie beispielsweise einem Modell der Felsoberfläche oder einem digitalen Terrainmodell konnte eine erste 3D-Darstellung der Basadinger Übertiefung und ihrer komplexen Sedimentfüllung erstellt werden, welches zukünftig weiter verbessert werden soll.

Schäftlarn

Die 2017 erstellte, circa 200 Meter tiefe Bohrung Schäftlarn (ICDP No. 5068-3), etwa 18 Kilometer südlich von München, dokumentiert die Ablagerungen des Isar-Loisach-Gletschers und des sich nach dessen Rückzug ausbildenden Gletschersees. Im Jahr 2023 wurden an den Bohrkernen geophysikalische Eigenschaften wie Gesteinsdichte oder Stärke der natürlichen Gammastrahlung gemessen und für ausgewählte Bohrkernsegmente computertomographische Detailaufnahmen erstellt. Die Auswertung dieser Messungen wurde im Jahr 2023 vom Wiener Projektteam weit vorangebracht. Dasselbe gilt für die Bearbeitung der bereits im Jahr 2022 genommenen Proben betreffend geotechnischer und sedimentologischer Parameter, Pollenanalysen und Lumineszenz-Datierungen. Neben den Proben der Bohrung Schäftlarn wurden auch die Proben des Ende 2022 untersuchten Oberflächenaufschlusses bei Baierbrunn (südlich von München) im Wiener Lumineszenzlabor analysiert. Im Umfeld der Bohrung Schäftlarn wurden im Berichtsjahr 2D-seismische Messungen über 3,8 (P-Wellenseismik) beziehungsweise 2,6 Kilometer (S-Wellenseismik) ausgeführt. Durch die Auswertung dieser Messungen soll ein grossflächiger Einblick in die Geometrie des Beckens und dessen Füllungen ermöglicht werden.



Abbildung 42: Geoelektrische Messungen im Oktober 2023 in Bad Aussee im steirischen Salzkammergut. Studierende der Universität Salzburg richten unter neugierigen Blicken eine Messanordnung zur Bestimmung des elektrischen Widerstands im Untergrund ein. Die Übertiefung von Bad Aussee reicht bis circa 1000 Meter unter die mit saftigem Gras bedeckte Geländeoberfläche. (Bild: C. Schmalfluss, Universität für Bodenkultur, Wien)

Neusillersdorf

Die bereits vor dem Projekt erbohrten Sedimente der Neusillersdorf-Rinne (Deutschland, etwa elf Kilometer nordwestlich von Salzburg; ICDP No. 5068-4) wurden im Jahr 2022 vollständig neu untersucht. Im Jahr 2023 wurde der gewonnene, umfangreiche Probensatz in verschiedenen Laboren der Projektmitglieder in Freiburg i. Br. (Deutschland), in Wien (Österreich) und in Bern bearbeitet. Am Neusillersdorf-Kern wurde die Lumineszenzmethodik, die für alle ICDP-DOVE-Bohrungen zur Anwendung kommen soll, intensiv getestet und abgestimmt. Diese aufwändigen Untersuchungen wurden im Projektjahr sorgfältig dokumentiert und sollen zeitnah in einer wissenschaftlichen Fachzeitschrift veröffentlicht werden.

Reitern 1 bei Bad Aussee

Ebenfalls schon vor Jahren und ausserhalb des Projekts wurden mit der Bohrung Reitern 1 bei Bad Aussee (Österreich; ICDP No. 5068-5) 900 Meter Sedimente einer vermutlich bis zu 1100 Meter tiefen Rinne erbohrt (van Husen und Mayr 2007). Im Berichts-jahr wurden die Beprobung des Bohrkerns sowie die Laboranalysen des bereits im Vorjahr beprobten Materials fortgesetzt.

Vorbereitend auf eine für 2024 angesetzte Seismikkampagne wurden im Herbst 2023 geoelektrische Messungen (Widerstandstomographie, Abbildung 42) ausgeführt. Diese Messdaten werden gegenwärtig aufgearbeitet und ausgewertet.

Gaisbeuren

Im Jahr 2016 wurde vom Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau Baden-Württemberg (LGRB) das glazial übertiefte Becken bei Gaisbeuren, etwa 14 Kilometer nordöstlich von Ravensburg und 10 Kilometer südlich der Bohrung Tannwald erbohrt. Der resultierende Bohrkern ICDP No. 5068-6 konnte 2023 neu ins Projektportfolio aufgenommen werden, da er bis anhin vom LGRB nicht bearbeitet werden konnte. Die Bohrung Gaisbeuren reicht bis in 144 Metern Tiefe und dokumentiert dabei circa 133 Meter Lockersedimente. Die geborgenen Bohrkernsegmente sind noch ungeöffnet und werden von den Forschenden im Jahr 2024 analog zu den oben genannten Bohrungen detailliert beschrieben und beprobt. Vom Leibniz-Institut für Angewandte Geophysik (Hannover) liegen umfangreiche in Bohrlöchern gewonnene geophysikalische Datensätze sowie Messungen an den Bohrkernsegmenten vor, zum Beispiel solche der magnetischen

Suszeptibilität. Auch diese werden vom Projektteam im Jahr 2024 zur Charakterisierung des Gaisbeurener Beckens und dessen sedimentärer Füllung verwendet werden.

Neben den bereits erwähnten Lumineszenzdatierungen werden im Projekt auch Altersbestimmungen mittels kosmogener Nuklide angewandt. Bei dieser Methode werden die im Gestein in winzigsten Spuren vorhandenen Radioisotope von Beryllium (^{10}Be) und Aluminium (^{26}Al) bestimmt. Aus dem heutigen $^{26}\text{Al}/^{10}\text{Be}$ -Verhältnis und weiteren Informationen wie Produktions- und Zerfallsraten, können die Forschenden den ungefähren Ablagerungszeitpunkt der Sedimente in den glazialen Übertiefungen bestimmen. Neben den Proben aus den fünf Bohrungen Tannwald, Basadingen, Schäftlarn, Neusillersdorf und Reitern 1 wurde 2023 auch eine Probe aus der Petrefaktenhöhle im benachbarten Lahnfriedtal bei Obertraun zu Vergleichszwecken im Speziallabor der Universität für Bodenkultur in Wien aufbereitet. Erste Messdaten deuten darauf hin, dass in den Bohrkernproben fast keine kosmogenen Nuklide detektierbar sind, was entweder auf sehr hohe Ablagerungsalter oder sehr grosse Erosionsraten im Ursprungsgebiet der erbohrten Sedimente (in den Alpen) schliessen lässt. Sehr hohe Ablagerungsalter, also Alter von mehreren Millionen Jahren, sind jedoch aufgrund der geologischen Randbedingungen sehr unwahrscheinlich.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Ermittlung der Art und Weise sowie des Zeitpunkts der Ausräumung der übertieften Täler ist, zusammen mit der Datierung der Deckenschotter, ein zentrales Thema der Forschung zur Landschaftsentwicklung im frühen und mittleren Quartär («Eiszeitalter»). 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 wann und wie oft diese später ausgeräumt und teils weiter vertieft wurden,

ist bisher nicht im Detail bekannt. Die anvisierten Ergebnisse des Forschungsprojekts werden vom ENSI als essenziell für das Verständnis der Tiefenerosion von Gletschern, für deren Quantifizierung, sowie für die quartäre Landschaftsdynamik angesehen. Sie fliessen in die Beurteilung des Standortvergleichs im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager ein. Neben den für das ENSI wichtigen Fragestellungen hat das im Zeitplan liegende Projekt auch einen hohen Stellenwert für die internationale Quartärforschung.

Ausblick

Im Jahr 2024 werden wie oben erwähnt seismische Messungen um die Bohrung Bad Aussee durchgeführt. Ausserdem werden die Kerne der Bohrung Gaisbeuren geöffnet, beschrieben und beprobt. Die im Vorjahr begonnenen Probenahmen und Datenerhebungen sollen im Jahr 2024 abgeschlossen und die erhaltenen Resultate interpretiert, also, im wissenschaftlichen Kontext gedeutet werden.

Bereits vorliegende Daten, Erkenntnisse und Schlussfolgerungen werden fortlaufend für die Veröffentlichung in wissenschaftlichen Fachzeitschriften zusammengestellt und aufbereitet. So sind beispielsweise für Anfang 2024 eine Publikation zur Geologie der Bohrung Tannwald und im Jahresverlauf zur Geologie Bohrung Schäftlarn sowie zu den aufwändigen Lumineszenzdatierungen vorgesehen.

Im Jahr 2024 soll auch die zweite Projektphase, die sich auf glaziale Übertiefungen der Alpensüdseite fokussiert, weiter konkretisiert werden. Zusammen mit den wissenschaftlichen Kollegen und Partnern aus Frankreich, Italien und Slowenien sollen geeignete Bohrstandorte bestimmt werden.

Zitierte Literatur

- Müller E.R. (2013): Mittelpleistozäne Schottervorkommen zwischen dem Thurtal und Schaffhausen. Swiss Bulletin für angewandte Geologie 18, 3–27.
- 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.

■ Schaller S., Buechi M.W., Schuster B., Anselmetti F.S. (2023): Drilling into a deep buried valley (ICDP DOVE): a 252 m long sediment succession from a glacial overdeepening in northwestern Switzerland. *Scientific Drilling* 32, 27–42.

■ 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

Projektpartner: «Géosciences et Environnement» (GEC), «CY Cergy Paris Université»

ENSI-Projektbegleiter: Meinert Rahn, Thomas van Stiphout

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Mit Hilfe von 3D-seismischen Messungen hat die Nagra in den verbleibenden drei Standortgebieten des Sachplans geologische Tiefenlager die Lage der Schichten im geologischen Untergrund abgebildet (zum Beispiel Nagra 2019). Die Verteilung der tektonischen Störungen innerhalb dieser Schichten reflektiert die verschiedenen Spannungszustände der obersten Erdkruste über deren gesamte geologische Geschichte. Die Nagra nutzt diese Daten, um tektonisch möglichst ungestörte Bereiche zu finden, in denen die verschiedenen Lagerteile platziert werden sollen. Für den Bau des Lagers sollen die bautechnischen Eigenschaften des Gesteins nicht durch tektonisch zerscherte Gesteinspartien vermindert werden, für den Langzeit-Sicherheitsnachweis sollen die geologischen Verhältnisse einfach und gut prognostizierbar sein.

Geologische Tiefenlager müssen die Sicherheit über einen Betrachtungszeitraum von bis zu einer Million Jahre gewährleisten. Dazu stellt sich die Frage, inwiefern die bereits vorhandenen tektonischen Elemente aufgrund des aktuell messbaren Spannungsfeldes im Betrachtungszeitraum wieder re-

aktiviert werden können oder sich in einem noch ungestörten Gesteinsvolumen neue Störungen ausbilden würden (ENSI 33/470). Gestützt auf diese Frage wurde zusammen mit dem Bundesamt für Landestopografie swisstopo und der «CY Cergy Paris Université» eine Dissertation gestartet. Deren Ziel war es, Modellierungswerkzeuge zur Abklärung der Spannungszustände eines Krustenblocks zu testen, dessen Geometrie sich an der Situation und den Spannungsverhältnissen der Nordschweiz orientiert. Im Rahmen des Projekts sollten folgende Fragen untersucht werden:

■ Wie gut kann ein Spannungsaufbau an verschiedenen Strukturen in diesem Block in 2D und 3D modelliert werden?

■ Kann mit solchen Modellen aufgezeigt werden, an welchen Orten Spannungskonzentrationen auftreten könnten, die im untersuchten Krustenblock existierende Strukturen reaktivieren oder neue Strukturen ausbilden würden (Mary et al. 2013)?

Eine direkte Übertragung der Resultate aus dem Forschungsprojekt auf die noch verbleibenden Standortgebiete war nicht möglich, da die 3D-seismischen Datensätze der Nagra (darunter Nagra 2019) für dieses Projekt nicht zur Verfügung standen. Ziel des Projekts war primär, die Robustheit der verwendeten Modellierungsprogramme zu testen und die Ungewissheiten der daraus abgeleiteten Resultate zu eruieren.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten zu diesem Forschungsprojekt fokussierten im Berichtsjahr auf Modellierungen in 3D unter Berücksichtigung wichtiger, in der Nordschweiz vorhandener tektonischer Elemente. Über die Methodik der Störungserkennung wurde ein erster Fachartikel verfasst (Adwan et al. 2023).

Die vorangegangenen 2D-Modelle wurden auf 3D erweitert und im Blockmodell einetelweise überdeckte Antiklinale über einer Aufschubung eingebaut. Bei der Modellierung wurden der Winkel der basalen Abscherfläche und der Winkel der Aufschubung unter

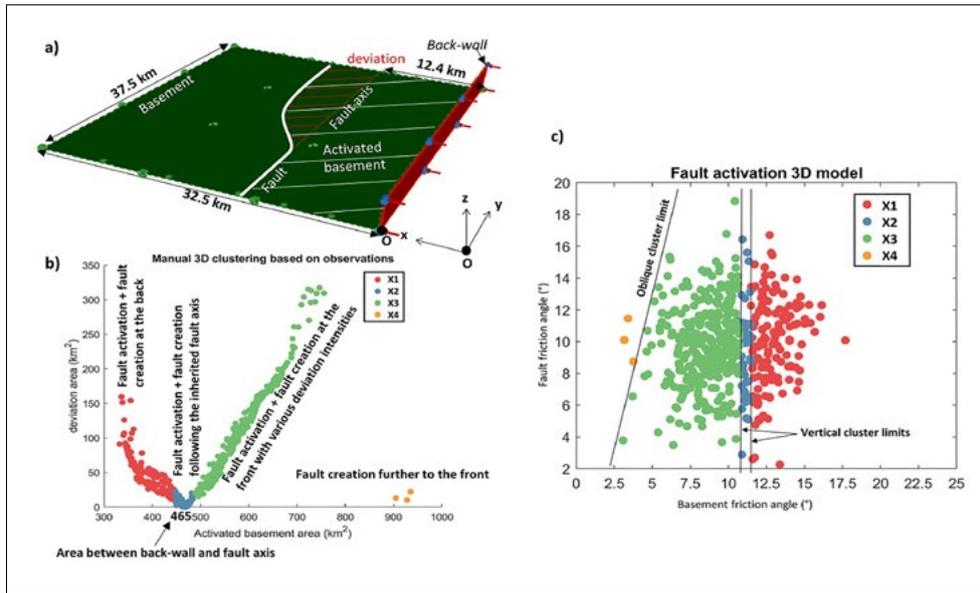


Abbildung 43: Resultate aus 500 Simulationen in 3D-Krustenblock (variable Steigung der basalen Abscherfläche in Grün, variabler Winkel einer ererbten, partiell in den Block hineinreichenden Abscherfläche, der Schichtstapel der auflagernden Sedimente ist nicht sichtbar). Resultate wurden in vier Kategorien (X1 bis X4. Fig. b und c) aufgeteilt, wobei verschiedenfarbige Punkte verschiedene Entwicklungen angeben. (Bild: Figur 4.6 aus Adwan 2023)

Anwendung einer Monte-Carlo-Simulation variiert, wobei 2500 Modellierungen durchgeführt wurden. In den Modellen wurde nach der in Adwan et al. (2023) beschriebenen Methode nach planaren Spannungskonzentrationen gesucht, die jeweils in paarweisen Flächen mit entgegengesetzter Steigung (einem Buchstaben «v» entsprechend) auftreten. Die Orte, an denen die v-förmigen Spannungskonzentrationen auftreten, und die Anzahl der auftretenden v-Zonen erlaubten es, die Resultate in drei Gruppen zu unterteilen. Die entstehenden Cluster zeigen, dass die Bildung neuer Störungen nach einheitlichen Mustern erfolgt, die sich aus den gebirgsmechanischen Parametern und Geometrien der Elemente ergeben. Sobald beispielsweise die im Blockmodell vorhandene Aufschiebung deutlich steiler als 30 Grad ist, wird die Bewegung dort blockiert und die Spannungskonzentrationen verlagern sich zu einer anderen Stelle. Je flacher die Aufschiebung aber ist, desto grösser wird der Einfluss der bereits bestehenden Aufschiebung. Ebenso wurde festgestellt, dass ein Winkel kleiner als 10 Grad für die basale Abscherfläche dazu führt, dass der Keil instabil wird und neu entstehende Rupturen rückwärtig in den Keil verlegt werden. Grössere Winkel stabilisieren den Keil, die Ruptur wandert im Keil nach aussen.

Mit abnehmendem Winkel zwischen basaler Abscherfläche und Aufschiebung hingegen wird der Einfluss der Abschiebung grösser: Bei grossen Winkeln bilden sich Störungen nah des proximalen Blockrandes, unterhalb eines Winkels von 24 Grad ergeben sich erste Bewegungen entlang der Aufschiebung und einer sich rückwärtig dazu ausbildenden Zone.

Die im Blockmodell vorhandene Aufschiebung läuft lateral über mehr als zehn Kilometer aus und es stellt sich die Frage, wie sich diese bei fortschreitender Kompression des Blockes weiterentwickelt. Eine solche Situation ist an mehreren Stellen in den verbleibenden Standortgebieten vorhanden, wo entsprechende Antiklinalen lateral ab- oder auftauchen. Zu dieser Frage wurden weitere 500 Modelle gerechnet, mit variablem Winkel der Aufschiebung gegenüber der basalen Abscherfläche (Abbildung 43). Bei diesen Modellen zeigt sich, dass sich die Aufschiebung entweder lateral fortsetzt oder aber zum proximalen oder distalen Rand des Blockes abknickt (wobei die Abscherfläche kleiner oder grösser wird). Nur in seltenen Fällen blieb die Aufschiebungsfläche inaktiv und die Deformationsfront wanderte zum äusseren Ende des Blockes.

Wie bereits bei früheren Modellierungen beobachtet zeigen die Ergebnisse, dass die

Bruchbildung klaren Regeln folgt. Vorgegeben durch die gewählten Geometrien, insbesondere durch die Winkel der Abscherfläche und die Winkel der ererbten Störungssysteme, beschränken sich die Spannungskonzentrationen auf gewisse Gebiete und reaktivieren dort die ererbten oder bilden neue Bruchflächen. Zwischen diesen Gebieten liegen grössere Volumina, in denen keine Spannungskonzentrationen auf die Bildung neuer Brüche hindeuten. Die Resultate legen nahe, dass das Auftreten von Überschiebungen in der Nordschweiz deutlich von der Geometrie der Abscherflächen im Untergrund abhängig ist und sich vor allem an bereits ererbten Strukturen orientieren sollten.

Die in der Dissertation (Adwan 2023) berücksichtigte Dynamik der Störungsbildung fokussiert in erster Linie auf eine Tektonik mit einer Abscherfläche an der Basis der mesozoischen Sedimente in Form einer duktilen Salzschiefer (sogenannte Thin-Skinned-Tektonik). Für die Berücksichtigung einer allfälligen Reaktivierung von im vor-mesozoischen Untergrund bereits vorhandenen Störungssystemen (diese wird als Thick-Skinned-Tektonik bezeichnet, vgl. Roche et al. 2020, Schöpfer et al. 2023) müssten die in der Dissertation entwickelten Modelle angepasst und neu berechnet werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Beurteilung der in der Nordschweiz in Etappe 3 des Sachplanverfahrens verbliebenen drei Standortgebiete wird sich stark auf die 3D-seismischen Datensätze der Nagra abstützen. Die Nagra hat mit Hilfe seismischer und bohrtechnischer Daten ein räumliches Bild des Ist-Zustands des geologischen Untergrundes erstellt, und es werden mit dessen Hilfe die am besten geeigneten untertägigen Bereiche für eine zukünftige Lagerplatzierung ausgewählt. Anhand von in den Bohrlöchern beobachteten Randausbrüchen hat die Nagra auch das Spannungsfeld im Untergrund der Nordschweiz untersucht (laufende Arbeiten mit Prof. O. Heidbach, GFZ Potsdam, vgl.

Reinecker et al. 2010) und wird daraus eigene Überlegungen ableiten, welche tektonischen Trennflächen im Untergrund innerhalb des Betrachtungszeitraums reaktiviert werden könnten. Für die Beurteilung dieser Arbeiten durch das ENSI ist die Dissertation von A. Adwan eine wichtige Grundlage.

Ausblick

Die Dissertation wurde am 8. Dezember 2023 mit der Verteidigung abgeschlossen. Aus der Dissertation liegt bereits ein Fachartikel publiziert vor (Adwan et al. 2023). Weitere drei bis vier Arbeiten sind bereits in der Dissertation angelegt und sollen in Kürze veröffentlicht werden.

Bereits in ihrer Einfachheit (Vernachlässigung diverser Prozesse, homogene mechanische Eigenschaften der modellierten Gesteinskörper) haben die gebirgsmechanischen Modelle gezeigt, dass die mechanische Reaktion innerhalb der Krustenblöcke kompliziert ist. Die Belastbarkeit einer Prognose durch die Modellierung ist daher beschränkt und es sollten aufgrund der Resultate keine Prognosen für die Nordschweiz erstellt werden. Selbst mit der Einfügung aller aus der 3D-Seismik erkannten Störungen in einem Modell wäre die Komplexität des Krustenblockes noch nicht erfasst. Denn die gebirgsmechanischen Eigenschaften variieren in den einzelnen Schichten und neben den berücksichtigten Störungen würden alle in der Seismik nicht sichtbaren Störungen fehlen. Darüber hinaus müsste ein Modellansatz zwangsweise auch die mechanischen Eigenschaften des prä-mesozoischen Untergrundes einschliessen. Gerade diese lassen sich in den Standortgebieten anhand der Erhebungen der Nagra nur beschränkt erfassen. Aus diesem Grund wird der Ansatz einer derartigen Modellierung vom ENSI aktuell nicht weiterverfolgt. Das Projekt wird mit der Veröffentlichung der noch ausstehenden Fachartikel abgeschlossen.

Zitierte Literatur

■ Adwan, A. (2023): Stochastic mechanical analysis of 3D compressive geological structures overlying a rigid basement. Doktors-

manuskript zur Verteidigung am 08.12.2023, CY Cergy Paris Universität, 169 S.

■ Adwan, A., Maillot, B., Souloumiac, P., Barnes, C. (2023): Fault detection methods for 2D and 3D geomechanical numerical models. *International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics*, DOI: 10.1002/nag.3652.

■ 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.

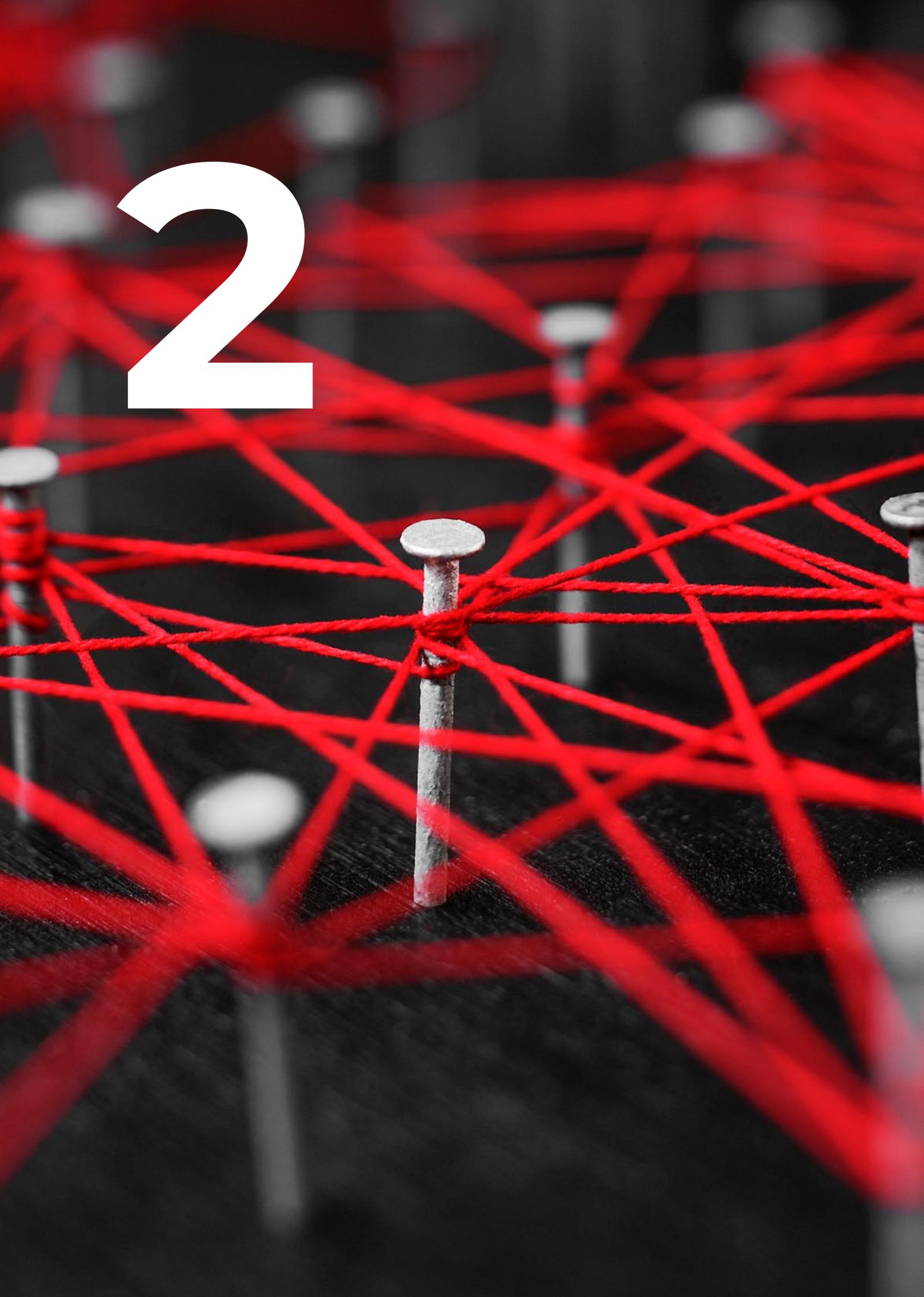
■ Nagra (2019): Preliminary horizon and structure mapping of the Nagra 3D seismics NL-16 (Nördlich Lägern) in time domain. *Nagra Arbeitsbericht NAB 18–35*, 77 S.

■ Reinecker, J., Tingay, M., Müller, B., and Heidbach, O. (2010): Present-day stress orientation in the molasse basin. *Tectonophysics* 482, 129–138.

■ Roche, V., Childs, C., Madritsch, H., Camanni, G., (2020): Layering and structural inheritance controls on fault zone structure in three dimensions: a case study from the northern Molasse Basin, Switzerland. *Journal of the Geological Society*, DOI: 10.1144/jgs2019-052.

■ Schöpfer, K., Decker, K., Nazari, F., Madritsch, H. (2023): 3D-seismic evidence for thick-skinned tectonics in a “classic” thin skinned tectonics region (external Alpine foreland, Switzerland). *Terra Nova*, DOI: 10.1111/ter.12701.

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. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieses Austausches von Betriebserfahrungen.

Zwei wesentliche Knotenpunkte des internationalen Netzwerks sind die Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA) mit Sitz in Wien und 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 radiologischen Ereignissen erstellt und dient als Kommunikationsmittel gegenüber der Öffentlichkeit.

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 (www-news.iaea.org/).

Im Kalenderjahr 2023 wurden der IAEA ein Vorkommnis der INES-Stufe 0 (Ereignis ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung), drei Vorkommnisse der INES-Stufe 1 (Anomalie), sieben Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) und kein Vorkommnis der INES-Stufe 3 (ernsthafter Zwischenfall) oder höher gemeldet. Alle elf Vorkommnisse wurden endgültig eingestuft. Zwei davon ereigneten sich in einem Kernkraftwerk (beide INES 2). Die restlichen Vorkommnisse traten in anderen Anlagen, während medizinischer oder industrieller Anwendungen sowie während des Transportes radioaktiver Quellen, auf.

Im Jahre 2008 wurde das «European Clearinghouse on Nuclear Power Plants Operational Experience Feedback» mit Sitz im niederländischen Petten (https://joint-research-centre.ec.europa.eu/scientific-activities-z/clearinghouse_en) gegründet. Die Schweiz ist ebenfalls Mitglied. Diese Institution unterstützt ihre Mitglieder bei der Bereitstellung und Umsetzung von Betriebserfahrung auf nationaler Ebene und führt Analysen zu Schwerpunktthemen durch.

Als weitere Informationsquellen dienen periodische Berichte ausländischer Kernanlagen und Aufsichtsbehörden sowie internationale Arbeitsgruppen. Dazu gehören beispielsweise die folgenden Arbeitsgruppen unter dem Dach der NEA:

- «Working Group on Policy and Licensing» (WGPL),
- «Working Group on Leadership and Safety Culture» (WGLSC),
- «Working Group on New Technologies» (WGNT),
- «Working Group on Reactor Oversight» (WGRO) und
- «Working Group on Supply Chain» (WGSUP).

Zusätzliche wichtige Hinweise liefern auch die Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit

(GRS) in Deutschland. Im Jahre 2023 wurden von der GRS fünf Vorkommnisse mit Empfehlungen veröffentlicht.

Die Betreiber von Kernanlagen haben sich ihrerseits zum Verband der «World Association of Nuclear Operators» (WANO) zusammengeschlossen. Der Verband verfügt über ein eigenes Informationsnetzwerk bezüglich sicherheitsrelevanter Vorkommnisse. Zudem sind die Betreiber weiteren Vereinigungen angeschlossen, wie zum Beispiel der Technischen Vereinigung der Grosskraftwerksbetreiber (VGB) in Europa, ebenfalls mit dem Ziel eines breit angelegten Erfahrungsaustausches.

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen. Interne Fachspezialistinnen und Fachspezialisten werten diese Meldungen aus. Sofern ein Vorkommnis eine Relevanz für Schweizer Kernanlagen hat, fordert das ENSI die Betreiber der Kernanlagen auf, vertiefte Untersuchungen durchzuführen.

Im Jahr 2023 gab es – wie oben bereits angeführt – weltweit zwei INES-2-Vorkommnis-Meldungen in Kernkraftwerken (KKW). Das erste betrifft die Kontamination eines Arbeiters oberhalb des jährlich zulässigen Grenzwertes bei Arbeiten in einem französischen KKW. Aus dem Vorkommnis resultieren keine grundsätzlich neuen Erkenntnisse respektive erforderlichen Massnahmen für die Schweizer KKW. Das zweite Vorkommnis hat die bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2022 als IRS-Meldung behandelte Spannungsrisskorrosion in französischen KKW zum Gegenstand. Die Hintergründe zu diesem Vorkommnis werden nachfolgend erörtert.

2.1 Frankreich – Spannungsrisskorrosion (INES 2)

In mehreren französischen Reaktorblöcken waren Rissbefunde an nicht absperrbaren Leitungsabschnitten, die an den Reaktor-Kreislauf einbinden, festgestellt worden. Solche Schäden wurden erstmalig Ende 2021 im Rahmen der alle zehn Jahre stattfindenden Sicherheitsprüfung des Druckwasser-

reaktors von Civaux-1 festgestellt. Wie bereits im Erfahrungs- und Forschungsbericht 2022 des ENSI dargelegt, waren die Schäden auf ein unerwartetes Spannungsrisskorrosions-Phänomen an der Innenseite der Rohre in der Nähe der Schweissnaht zurückzuführen. Schliesslich wurden in einer Reihe von Reaktoren in Frankreich ähnliche Befunde entdeckt und mehrere Reaktoren ausser Betrieb genommen, um Instandsetzungsarbeiten durchzuführen.

Entsprechend den Erkenntnissen der französischen Aufsichtsbehörde aus dem Jahr 2022 sind Leitungen, in denen thermische Schichtungen auftreten, besonders anfällig für das beobachtete Korrosionsphänomen, da solche Schichtungen zu Spannungen innerhalb des Rohres führen können. Das Vorliegen von Spannungen ist eine Voraussetzung für die Initiierung von Spannungsrisskorrosion.

Im Zuge der Überprüfungen in weiteren französischen Kernkraftwerken wurde im Jahr 2023 im Kernkraftwerk Penly-1 ein Riss entdeckt, der sich – anders als bei den bis dahin vorgefundenen Auffälligkeiten – in einem Leitungsbereich befand, in dem keine thermische Schichtung auftritt. Dieser Riss wies noch dazu deutlich grössere Abmessungen auf als die bisher entdeckten Befunde. Die Untersuchungen zeigten, dass es sich bei der betroffenen Schweissnaht um eine im Zuge der Herstellung reparierte Naht handelt. Hier waren durch die Reparatur Spannungen an der Innenseite hervorgerufen worden, die die Initiierung von Spannungsrisskorrosion ermöglichten.

Bei dem Befund in der Anlage Penly-1 wurde aufgrund seiner Länge und Tiefe von einer erhöhten Wahrscheinlichkeit eines Leitungsbruchs und den damit einhergehenden möglichen sicherheitstechnischen Auswirkungen ausgegangen, sodass in diesem Fall eine Einstufung als INES-2-Ereignis erfolgte. Die in den übrigen Reaktoren vorgefundenen Risse wurden als INES-1-Ereignis eingestuft.

Auswirkungen auf die Schweiz

In den Revisionsabstellungen 2022 waren Sonderprüfungen an Schweissnähten von nicht absperrbaren Leitungsabschnitten, die an den Reaktorkreislauf einbinden, mittels Ultraschalls (UT) durchgeführt worden. Die verwendete UT-Prüftechnik war für das Detektieren von Spannungsrisskorrosion qualifiziert. Die Ergebnisse der Sonderprüfungen in den schweizerischen Druckwasserreaktoren bestätigten, dass kein latenter Fehler aufgrund des in Rede stehenden Schädigungsmechanismus zu unterstellen ist.

Aufgrund der im Jahr 2023 aktualisierten Erkenntnisse aus Frankreich wurde der Überprüfungsumfang für die Schweizer Anlagen noch einmal ausgeweitet. Hierbei wurde insbesondere überprüft, ob Reparaturschweißungen im Zuge der Herstellung durchgeführt worden waren. Auch hier ergaben sich keine Anhaltspunkte, dass ein latenter Fehler aufgrund des in Rede stehenden Schädigungsmechanismus in einem der schweizerischen Kernkraftwerke zu unterstellen wäre.

3

3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des ENSI dient der kontinuierlichen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung in der Schweiz und weltweit sowie der Stärkung der nuklearen Aufsicht. Das ENSI setzt sich damit auch auf internationaler Ebene für hohe 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) arbeitet 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, sind es über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI permanent Einsitz haben (siehe Anhang B). Zudem nehmen ENSI-Expertinnen und -Experten an internationalen Symposien teil und empfangen am ENSI-Sitz in Brugg Delegationen ausländischer Behörden und Organisationen. Für verschiedene Gremien führt das ENSI periodisch auch Veranstaltungen in der Schweiz durch.

Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf die Artikel 87 und 104 des Kernenergiegesetzes (KEG) und Artikel 2 Absatz 2 des ENSI-Gesetzes (ENSIG). Die bilaterale und multilaterale Zusammenarbeit ist in Staatsverträgen geregelt (SR 0.732).

Das internationale Engagement des ENSI ist in der Strategie zur internationalen Zusammenarbeit festgehalten (siehe www.ensi.ch/de/dokumente/strategie-international-des-ensi). Die Strategie legt fest, welche Ziele das ENSI auf internationaler Ebene verfolgt, welche Positionen es in Gremien vertritt und welche Schwerpunkte es setzt. Die internationale Strategie des ENSI wird derzeit überarbeitet.

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»),
- 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») und
- 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.

Das Jahr 2023 war geprägt von Diskussionen über die Situation in der Ukraine und den dortigen Kernkraftwerken. Konkret ging es um die Sicherheit und Sicherung der Kernkraftwerke sowie um die Unterstützung, den Austausch und den Erkenntnisgewinn für die Zukunft. Ein Schwerpunkt des Jahres 2023 war für das ENSI die kombinierte achte und neunte Überprüfungskonferenz zum Übereinkommen über nukleare Sicherheit (CNS). Nachfolgend sind die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr 2023 zusammengefasst.



Abbildung 1:
Ein Teil der ENSI-
Delegation während
der CNS-Über-
prüfungskonferenz
im Berichtsjahr.
(Bild: ENSI)

3.1 Internationale Übereinkommen

Internationale Übereinkommen sind völkerrechtliche Verträge, das heisst Willensübereinstimmungen zwischen mehreren Staaten, in denen sich diese zu einem bestimmten Verhalten verpflichten. Die Schweiz hat verschiedene internationale Übereinkommen unterzeichnet und das ENSI engagiert sich laufend in den entsprechenden Gremien.

3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit (CNS)

Das internationale Übereinkommen über nukleare Sicherheit CNS («Convention on Nuclear Safety») hat zum Ziel, weltweit einen hohen Standard an nuklearer Sicherheit zu erreichen und aufrechtzuerhalten. In Kernkraftwerken sollen wirksame Vorkehrungen gegen mögliche radiologische Gefahren getroffen werden, um Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen der Radioaktivität zu schützen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die heute 91 Vertragsparteien haben sich verpflichtet, die Grundsätze der Konvention umzusetzen und alle drei Jahre einen Staatenbericht zu erstellen. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft.

Der neunte Länderbericht der Schweiz wurde fristgerecht bei der IAEA im August 2022 eingereicht. Die achte reguläre Überprüfungskonferenz, zur Überprüfung des achten

Länderberichts von 2019, sollte ursprünglich im Frühjahr 2020 in Wien stattfinden. Aufgrund der Corona-Pandemie wurde sie auf März 2021 verschoben. Im Dezember 2020 beschloss das Präsidium z, die achte CNS-Konferenz offiziell abzusagen. Im Berichtsjahr fand stattdessen die Überprüfungskonferenz vom 20. bis zum 31. März 2023 in Wien statt. Dabei wurden sowohl der achte als auch der neunte Länderbericht überprüft und diskutiert. Neben dem Peer-Review fanden auch Plenumsdiskussionen zur Sicherheitskultur und zum Alterungsmanagement statt, an denen das ENSI teilnahm.

Die Schweizer Erfüllung des internationalen Übereinkommens über die nukleare Sicherheit wurde durch den Peer-Review-Prozess bestätigt. Die offene und technisch detaillierte Berichterstattung wurde gelobt. Insgesamt erhielt die Schweiz eine «Challenge», drei «Areas of Good Performance» und eine «Good Practise», die nachfolgend aufgelistet sind und im «Country Review Report» detailliert nachgelesen werden können (www.ensi.ch/de/dokumente/switzerland-country-review-report-2023/).

■ **«Good Practice 1»:** Die Zuweisung eines zweckgebundenen Jahresbudgets durch den Schweizer Staat an das ENSI mit dem notwendigen rechtlichen Rahmen, um speziell die Durchführung von Forschung und die Teilnahme an Forschungsprojekten zur Unterstützung der Regulierungstätigkeit zu ermöglichen.

■ **«Area of Good Performance 1»:** Projekte und Änderungen unterliegen einem vierstufigen Verfahren, das aus dem Konzept, dem detaillierten Entwurf, der Installation und der Inbetriebnahme der Systeme besteht. Dies bedeutet, dass vor der Umsetzung Sicherheitsvorlagen eingereicht und genehmigt werden müssen, um sicherzustellen, dass sie angemessen sind und den Sicherheitsanforderungen entsprechen.

■ **«Area of Good Performance 2»:** Der umfassende Regelwerksrahmen des ENSI zum Alterungsmanagement, auch für nicht zugängliche Anlagenbereiche, unter Einbezug der Anforderungen des revidierten «IAEA Safety Guide SSG-48» und der Zusammenarbeit mit der IAEA und ENSREG.

■ **«Area of Good Performance 3»:** Das ENSI-Projekt «Oversight Safety Culture» (2012 initiiert und nach der IRRS-Mission 2021 aktualisiert) mit dem Ziel, die Sicherheitskultur im ENSI zu bewerten, Mängel zu identifizieren und Korrekturmaßnahmen zu definieren.

■ **«Challenge 1»:** Ein Mangel an qualifiziertem Personal (für Betreiberinnen, Subunternehmen und Aufsichtsbehörden für nukleare Sicherheit), der aufgrund des Verbots des Neubaus von Kernkraftwerken und des erhöhten Bedarfs im Rahmen von Stilllegungsaktivitäten eine ernsthafte Herausforderung für die Aufrechterhaltung der Kompetenz auf mittlere bis lange Sicht darstellt.

In einem gemeinsamen Abschlussbericht wurden die identifizierten Herausforderungen für die internationale Gemeinschaft festgehalten. Dazu gehören Themen wie die Auswirkungen des Klimawandels auf den sicheren Betrieb kerntechnischer Anlagen, das Alterungsmanagement und der Langzeitbetrieb sowie die Stärkung der internationalen Zusammenarbeit beim Notfallschutz.

Der Krieg in der Ukraine und die Sicherheit der dortigen Kernkraftwerke prägten auch die Diskussionen während der CNS-Konferenz. Die Ukraine berichtete unter anderem über Schwierigkeiten bei der Einhaltung des Übereinkommens aufgrund der russischen Besetzung der ukrainischen Kernanlagen.

Die Besorgnis der Schweiz und vieler Vertragsstaaten über die Sicherheit der ukrainischen Kernanlagen infolge der russischen Invasion wurde zudem in einem Joint-Statement zum Ausdruck gebracht.

3.1.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle («Joint Convention»)

Ziel des 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 aufrechtzuerhalten. Im Jahr 2022 traten Malawi und die Republik Syrien dem Übereinkommen bei. Damit stieg die Zahl der Vertragsstaaten auf 89. Die Schweiz hat das Übereinkommen 1997 unterzeichnet und 1999 ratifiziert. Wie bei der CNS sind die Vertragsparteien verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens umzusetzen und alle drei Jahre einen Länderbericht zu erstellen.

Der ehemalige ENSI-Direktor Hans Wanner ist seit 2020 Präsident der «Joint Convention». Das ENSI ist massgeblich an der Vorbereitung, Organisation und Durchführung der Veranstaltungen beteiligt. Mit ihrem Vorsitz trägt die Schweiz dazu bei, dass die Diskussionen konstruktiv und offen geführt werden. Die Präsidentschaft von Hans Wanner endet mit dem Organizational-Meeting im April 2024.

Im Berichtsjahr nahm das ENSI an zwei «Regional Workshops to promote the Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management» teil, einmal in Wien und einmal in Südafrika. Ziel dieser Veranstaltungen war es, IAEA-Mitgliedsländer, die noch nicht Vertragsstaaten der «Joint Convention» sind, mit diesen Workshops zu einem Beitritt zu animieren. Die Schweiz präsentierte ihre Erfahrungen und moderierte die Diskussionen in verschiedenen Sessionen.

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

Das OSPAR-Übereinkommen – benannt nach den beiden Vorläuferverträgen, der Oslo-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach Ratifizierung durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Dänemark, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Irland, Island, Luxemburg, Niederlande, Norwegen, Portugal, Spanien, Schweden und die Europäische Union verpflichten sich, die durch menschliche Aktivitäten verursachte Meeresverschmutzung zu bekämpfen. Die Konvention verbietet beispielsweise das Versenken von Abfällen und das Verbrennen von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im «Radioactive Substances Committee» (RSC) von OSPAR. Es befasst sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die Nordsee und den Nordostatlantik. Ziel von OSPAR im Bereich radioaktiver Stoffe ist es, die künstliche Einleitung von Radioaktivität weiter zu reduzieren und, so weit wie technisch möglich, zu minimieren. Zuletzt wurde auf dem Ministertreffen 2021 eine neue Umweltstrategie für den Nordatlantik 2030 verabschiedet. Das darin formulierte dritte strategische Ziel befasst sich konkret damit, die Verschmutzung der Meeresumwelt durch radioaktive Stoffe zu vermeiden. Im Berichtsjahr tagte das «Radioactive Substances Committee» der OSPAR-Konvention, um über den Bericht zur Bewertung des Qualitätszustandes des Nordostatlantiks im Rahmen eines Quality-Status-Reports zu beraten, der im Berichtsjahr veröffentlicht wurde. Der letzte Bericht wurde 2010 veröffentlicht.

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 zum Schutz von friedlich genutztem Kernmate-

rial während des internationalen Transports abgeschlossen. Die Schweiz hat das Übereinkommen 1987 ratifiziert. Das Übereinkommen und sein Zusatzprotokoll (A/CPPNM) vom 8. Mai 2016, dienen der Stärkung des internationalen Rechtsrahmens zum Schutz von Kernanlagen vor terroristischen Anschlägen und zur Bekämpfung des Schmuggels von Kernmaterial. Nach dem A/CPPNM sind alle Unterzeichnerstaaten verpflichtet, ihre Kernanlagen und den innerstaatlichen Transport von Kernmaterial für friedliche Zwecke entsprechend den Vorgaben des Übereinkommens zu schützen. Im Berichtsjahr fanden keine Aktivitäten in diesem Rahmen statt.

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) unterzeichnet. Für die Schweiz ist die Espoo-Konvention seit dem 10. September 1997 in Kraft. Alle Nachbarstaaten der Schweiz sind der Espoo-Konvention 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. Darüber hinaus sieht die Konvention vor, dass die Ursprungspartei die betroffene Partei über alle Vorhaben informiert, die erhebliche nachteilige grenzüberschreitende Umweltauswirkungen haben können. Sie gibt der betroffenen Vertragspartei die Möglichkeit, sich am Verfahren der Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) zu beteiligen. Darüber hinaus räumt die Espoo-Konvention der Öffentlichkeit der betroffenen Vertragspartei die Möglichkeit ein, im Rahmen der UVP zum Vorhaben Stellung zu nehmen. Schliesslich sieht die Espoo-Konvention vor, dass die Ursprungspartei bei ihrer Entscheidung auch die Ergebnisse der Konsultationen im Nach-



Abbildung 2:
IAEA-Generaldirektor
Rafael Mariano Grossi
(rechts) und ENSI-
Direktor Marc
Kenzelmann (links)
mit der Schweizer
Delegation beim
bilateralen Treffen
während der
67. Generalkonferenz
in Wien. (Bild: Dean
Calma, IAEA)

barstaat beziehungsweise in den Nachbarstaaten (betroffene Parteien) berücksichtigt. Derzeit wird der 2020 verabschiedete Praxisleitfaden zur Klärung der Frage, ob und unter welchen Umständen Laufzeitverlängerungen von Kernkraftwerken einer grenzüberschreitenden Umweltverträglichkeitsprüfung bedürfen, von den Vertragsparteien umgesetzt.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

Auch im Bereich der nuklearen Sicherheit und Sicherung ist ein koordiniertes Vorgehen notwendig, um Probleme anzugehen und gemeinsame Lösungen zu finden. Die Schweiz, vertreten durch das ENSI, ist diesbezüglich in verschiedenen multilateralen Organisationen aktiv.

3.2.1 Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA)

Die Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA) mit Sitz in Wien fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 175 Mitgliedstaaten. Schwerpunkte ihrer Arbeit sind die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Kontrolle von spaltbarem Kernmaterial. Darüber hinaus fördert die IAEA Forschung und Technologie für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, der Lebensmittelsicherheit, der Landwirtschaft und der Umweltüberwachung.

Oberstes Organ der IAEA ist die Generalkonferenz der Mitgliedstaaten, die in der Regel 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 aus 35 Mitgliedern besteht. Der Gouverneursrat tagt fünfmal pro Jahr und ist hauptsächlich für die inhaltliche Politikgestaltung der IAEA zuständig. Im September 2020 wurde die Schweiz für die Amtsperiode 2020 bis 2023 in den Rat gewählt. Zusammen mit dem Bundesamt für Energie BFE und dem Eidgenössischen Departement für auswärtige Angelegenheiten EDA vertrat das ENSI die Schweiz in diesem politischen Gremium.

Die 67. Generalkonferenz im September 2023 in Wien stand ganz im Zeichen der weltweiten nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie der Krise in der Ukraine. Neben der Verabschiedung des Budgets für das kommende Jahr wurden Resolutionen zu den wichtigsten Arbeitsbereichen der IAEA verabschiedet. Dabei wurden alle für die Schweiz relevanten Resolutionen nach intensiven Verhandlungen angenommen. Die Schweiz setzte sich dafür ein, dass die Ergebnisse der CNS-Überprüfungskonferenz in die IAEA-Dokumente zur nuklearen Sicherheit einfließen und ein enger Austausch auf technischer Ebene zwischen den Mitgliedstaaten gefördert wird. Im Zusammenhang mit der Krise in der Ukraine diskutierten die

Mitgliedstaaten die aktuellen kriegerischen Handlungen in der Ukraine und die damit verbundenen Fragen der nuklearen Sicherheit, der Sicherung und des Schutzes kerntechnischer Anlagen. Es wurde eine Resolution verabschiedet, die den sofortigen Abzug der russischen Truppen aus dem besetzten Kernkraftwerk Saporischschja fordert. Konkret sollen sich die Soldaten zurückziehen und die Anlage soll wieder unter ukrainische Kontrolle gestellt werden. Zudem wird gefordert, dass die vor Ort stationierten IAEA-Beobachterinnen und -Beobachter freien Zugang zu allen Bereichen der Anlage erhalten.

Neben den offiziellen Plenardiskussionen und Side-Events der Konferenz tauschte sich die Schweizer Delegation auch in bilateralen Gesprächen aus. Im Berichtsjahr gab es einen Austausch mit den Aufsichtsbehörden der Niederlande, Frankreichs, Belgiens, Schwedens, Deutschlands, Finnlands, der Ukraine, des Vereinigten Königreichs und Spaniens. Zudem fanden Treffen mit dem IAEA-Generaldirektor Rafael Mariano Grossi und der stellvertretenden IAEA-Generaldirektorin Lydie Evrard statt. Dabei ging es unter anderem um den Erfahrungsaustausch in den Bereichen geologische Tiefenlager und Langzeitbetrieb von Kernanlagen. Das ENSI nahm zudem als Mitglied an den Diskussionen des «Deep Geological Repository Regulators Forum» (DGRRF) mit Vertreterinnen und Vertretern aus Schweden, Kanada, Finnland, Frankreich und den USA teil.

3.2.1.1 IAEA-Sicherheitsstandards

Das Sicherheitsniveau kerntechnischer Anlagen soll weltweit ein vergleichbares Niveau haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Sicherheitsstandards festgelegt (www.iaea.org/resources/safety-standards). Sie spiegeln den Stand von Wissenschaft und Technik wider und werden aktualisiert, wenn neue Erkenntnisse aus Betriebserfahrung oder Forschung vorliegen. Die Sicherheitsstandards umfassen alle Bereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports nuklearer Güter und der Entsorgung

radioaktiver Abfälle. Sie sind in drei Stufen gegliedert:

- In den 2006 veröffentlichten «**Fundamental Safety Principles**» werden zehn Grundprinzipien der nuklearen Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» dargelegt.

- 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**» wiederum konkretisieren die «Safety Requirements» und schlagen Massnahmen und Vorgehensweisen vor, mit denen die «Safety Requirements» erfüllt werden können. Die Empfehlungen in den «Safety Guides» sind als «Soll-Bestimmungen» formuliert.

Die «Safety Principles» und «Requirements» werden vom IAEA-Gouverneursrat und die «Safety Guides» vom IAEA-Generaldirektor verabschiedet. Für die ständige Weiterentwicklung der Safety-Standards ist die «Commission on Safety Standards» (CSS) zuständig. Die Schweiz war von 2021 bis Ende 2023 durch Rosa Sardella, Leiterin des Bereichs Strahlenschutz des ENSI, in den Gremien der CSS vertreten. Im Berichtsjahr wurde ENSI-Direktor Marc Kenzelmann anlässlich eines Treffens mit IAEA-Generaldirektor Rafael Mariano Grossi zum neuen Präsidenten des CSS der IAEA für die Amtsperiode 2024 bis 2027 ernannt. Die CSS wird alle vier Jahre neu zusammengesetzt und erhält einen neuen Präsidenten. Vor acht Jahren hatte Tschechien und in den letzten vier Jahren Kanada den Vorsitz.

Der CSS sind fünf Fachausschüsse angegliedert, die sich aus Expertinnen und Experten der Mitgliedstaaten zusammensetzen und mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die «Safety Requirements» und «Guides» erarbeiten. Es sind dies das «Nuclear Safety Standards Committee» (NUSSC, Reaktorsicherheit), das «Radiation Safety Stan-



Abbildung 3:
IAEA-Generaldirektor
Rafael Mariano Grossi
(rechts) und ENSI-
Direktor Marc
Kenzelmann bei
dessen Nominierung
zum CSS-Präsidenten.
(Bild: Dean Calma,
IAEA)

dards Committee» (RASSC, Strahlenschutz), das «Waste Safety Standards Committee» (WASSC, Entsorgung radioaktiver Abfälle), das «Transport Safety Standards Committee» (TRANSSC, Transport nuklearer Güter) und das «Emergency Preparedness and Response Standards Committee» (EPReSC, Notfallschutz). Das ENSI ist in allen fünf Fachausschüssen 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 Anforderungen berücksichtigen auch die Lehren aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima-Daiichi. Das Sicherheitsniveau der Kernanlagen soll auch im Bereich der Sicherheit weltweit auf einem vergleichbar hohen Niveau sein. Im Bereich Sicherheit gibt es die «IAEA Nuclear Security Series», 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), in dem auch das ENSI vertreten ist, ist für die Herausgabe und Überprüfung aller Publikationen der «Nuclear Security Series» verantwortlich.

3.2.1.2 «Integrated Regulatory Review Service» (IRRS)

Auf Anfrage eines Landes überprüft die IAEA mit einem internationalen Expertenteam, ob dessen Nuklearaufsicht ihren Vorgaben entspricht. Insgesamt wurden weltweit bereits über 140 Missionen des «Integrated Regulatory Review Service» (IRRS) durchgeführt. Die Schweiz hat diese internationale Überprüfung in Artikel 2 Absatz 3 der ENSI-Verordnung gesetzlich verankert: «Es [das ENSI] lässt sich periodisch durch externe Expertinnen und Experten überprüfen, ob es die Anforderungen der IAEA erfüllt.»

IRRS-Missionen dienen der Stärkung der behördlichen Aufsicht und der staatlichen Infrastruktur für die nukleare Sicherheit. Auf der Grundlage von Unterlagen, Beobachtungen und Gesprächen mit den Behörden erstellt das Expertenteam – erfahrene Vertreterinnen und Vertreter der Aufsichtsbehörden der IAEA-Mitgliedstaaten – einen Bericht, in dem Verbesserungsmöglichkeiten, aber auch gute Praktiken aufgezeigt werden. Weniger als vier Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folge-mission überprüft, inwieweit das überprüfte Land die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

Die Schweiz war die erste westliche Aufsichtsbehörde, die bereits 1998 überprüft wurde. Die Empfehlungen dieser Überprüfung und der Folgemission von 2003 haben massgeblich dazu beigetragen, dass das ENSI heute eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Im November 2011 wurde die Schweiz erneut überprüft und im April 2015 fand die Folgemission statt. Die letzte ganzheitliche IRRS-Überprüfungsmission in der Schweiz war im Oktober 2021.

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten und Expertinnen für mehr als 20 Überprüfungsmissionen in anderen Staaten zur Verfügung. Mehrere Missionen wurden von Vertreterinnen oder Vertretern des ENSI geleitet. Die Erfahrungen zeigen, dass durch die Teilnahme an internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Im Berichtsjahr haben ENSI-Expertinnen und -Experten an IRRS-Missionen in Polen und Deutschland teilgenommen. Eine weitere Mission, die von der IAEA angeboten wird, ist die Mission «Integrated Review Service for Radioactive Waste and Spent Fuel Management, Decommissioning and Remediation» (ARTEMIS). ENSI-Expertinnen und -Experten haben im Berichtsjahr an ARTEMIS-Missionen in Schweden und Slowenien teilgenommen.

3.2.1.3 «Integrated Physical Protection Advisory Service» (IPPAS)

IPPAS-Missionen («Integrated Physical Protection Advisory Service») 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

A/CPPNM 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 60 Ländern insgesamt über 100 Missionen durchgeführt. Eine IPPAS-Mission findet auf Anfrage eines Mitgliedstaates statt. Die IPPAS-Missionen bestehen aus dem verbindlichen allgemeinen Teil «Review of Nuclear Security Regime for NM and NF» und fünf wählbaren Themenmodulen:

1. «Nuclear Facility Review»
2. «Transport Review»
3. «Security of Radioactive Material»
4. «Computer Security Review»
5. «Nuclear Material Accounting and Control»

Im Berichtsjahr fand in der Schweiz vom 30. Oktober bis 10. November eine IPPAS-Follow-up-Mission statt, die in Zusammenarbeit zwischen dem Bundesamt für Gesundheit BAG und dem Bundesamt für Energie (BFE) unter der Leitung des ENSI organisiert wurde. Es handelt sich dabei um die Nachfolgemission der IPPAS-Mission von 2018.

Die Vorbereitungen dafür haben bereits vor einigen Jahren begonnen. Im Januar 2023 wurden alle Beteiligten an einem zweitägigen Workshop informiert. Die eigentliche Nachfolgemission fand dann im Oktober in der Schweiz mit Expertinnen und Experten der IAEA statt und konzentrierte sich auf die nationalen Grundlagen und Massnahmen zum Schutz von Kernanlagen, Kernmaterialien und radioaktiven Stoffen vor unbefugten Einwirkungen. Dabei wurden fünf optionale Module evaluiert. Das Modul 5 «Computer Security Review» wurde zum ersten Mal betrachtet; 2018 war es nicht Teil der Mission.

Die ursprüngliche Mission 2018 und Nachfolgemission 2023 kamen zum Schluss, dass sich die nukleare Sicherung in der Schweiz auf einem guten Niveau befindet. Insgesamt wurden 13 «Good Practices» identifiziert, neun «Recommendations», darunter vier, die noch umgesetzt werden müssen,



Abbildung 4:
IAEA-Vertreter
Arvydas Stadalnikas
(rechts) übergibt den
Schweizer IPPAS-
Follow-up-Bericht
an ENSI-Direktor
Marc Kenzelmann.
(Bild: ENSI)

und 37 «Suggestions», von denen 31 abgeschlossen sind. Im Rahmen des Follow-up wurden eine neue «Recommendation» und drei neue «Suggestions» aufgenommen. Ein entsprechender Massnahmenumsetzungsplan wird derzeit erarbeitet.

3.2.1.4 IAEA-Datenbanken

Im Bereich der Kernenergie unterhält die IAEA mehr als 20 Datenbanken über Kernkraftwerke, den Brennstoffkreislauf, die Behandlung radioaktiver Abfälle und andere Themen. Die meisten dieser Datenbanken sind öffentlich zugänglich. Das ENSI arbeitet an zwei für die Schweiz wichtigen Datenbanken mit. Dies sind das «Power Reactor Information System» (PRIS) und das «International Nuclear Information System» (INIS). PRIS besteht seit mehr als 50 Jahren und ist als Informationsquelle für Kernkraftwerke einzigartig. Die Basisdaten über die Kernkraftwerke der Welt werden von diversen Organisationen genutzt, darunter die IAEA, die OECD, die Europäische Kommission, das «World Energy Council», das «International Centre for Theoretical Physics» (ICTP), die «European Association for Power and Heat Generation», die «World Nuclear Association» und die «World Association of Nuclear Operators». Die IAEA verwendet die Datensätze von PRIS für die jährlichen Veröffentlichungen «Nuclear Power Reactors in the World», «Country Nuclear Power Profiles» und «Operating Experience with Nuclear Power Sta-

tions in Member States». Die wichtigsten Daten sind im Internet unter pris.iaea.org/pris abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergieliteratur («International Nuclear Information System», INIS) wurde 1970 durch die Zusammenführung bereits bestehender Literatursammlungen («Nuclear Science Abstracts») einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen Sowjetunion und des Vereinigten Königreichs, geschaffen. Seitdem wurde die Datenbank ständig erweitert und funktional verbessert, zum Beispiel durch Schlagwörter, Mikrofilmversion, ab 1992 durch elektronische Verfügbarkeit zunächst durch CD-Versand, später über das Internet. INIS ist frei unter www.iaea.org/resources/databases/inis zugänglich. Derzeit enthält die Datenbank über 4,3 Millionen Einträge.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die «Nuclear Energy Agency» (NEA) fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Die derzeit 35 Mitgliedsländer verfügen zusammen über rund 80 Prozent der weltweiten nuklearen Stromerzeugungskapazität. Im Berichtsjahr wurde Russland suspendiert. Die NEA mit Sitz bei Paris unterstützt ihre Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis von Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den



Abbildung 5:
Der OECD-NEA-
Hauptsitz im
Boulogne, Paris.
(Bild: NEA, 2020,
OECD Publishing,
Paris)

Mitgliedsstaaten als Entscheidungsgrundlage dienen. Die Kernkompetenzen der NEA liegen in den Bereichen Reaktorsicherheit, Aufsicht über kerntechnische Anlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und Haftung, wirtschaftliche und gesellschaftliche Fragen sowie Information der Öffentlichkeit. Die NEA fördert eine Vielzahl von Forschungsprojekten auf diesen Gebieten. Die meisten NEA-Berichte sind frei erhältlich unter www.oecd-nea.org/pub.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit sind zwei Kommissionen tätig. Das «Committee on Nuclear Regulatory Activities» (CNRA) befasst sich hauptsächlich mit Fragen der nuklearen Aufsicht und das «Committee on the Safety of Nuclear Installations» (CSNI) mit Forschungsthemen im Bereich der Sicherheit von Kernanlagen. Beide Kommissionen verfügen über eine Reihe von ständigen Arbeitsgruppen und Sondergruppen, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist dies das «Committee on Radiation Protection and Public Health» (CRPPH), im Bereich Stilllegung und Altlastenmanagement das «Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management» (CDLM) und im Bereich Entsorgung das «Radioactive Waste Management Committee» (RWMC). Wissenschaftliche Datenbanken unterstützen die Aktivitäten. Die gesamte

Organisation wird vom «Steering Committee for Nuclear Energy» geleitet und überwacht.

3.2.2.1 «Steering Committee for Nuclear Energy»

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie im «Steering Committee». Das «Steering Committee» überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Im Berichtsjahr wurde die Empfehlung des «Steering Committee» zur Verbesserung der «Gender Balance» im Nuklearsektor anlässlich des OECD-Ministertreffens in Paris im Juni 2023 offiziell verabschiedet. In der jährlichen Sitzung des «Steering Committee» wurde intensiv über das Budget diskutiert und eine «Policy Debate» zum Thema «Nuclear Skills and Education» geführt.

3.2.2.2 «Committee on Nuclear Regulatory Activities» (CNRA)

Das «Committee on Nuclear Regulatory Activities» (CNRA) ist ein Forum für Vertreterinnen und Vertreter der Nuklearaufsichtsbehörden. Es tagt zweimal jährlich und diskutiert aktuelle Fragen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Daraus leitet der Ausschuss Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertieft werden. Im Jahr 2023 berichteten die Arbeitsgruppen an der 49. Haupttagung des CNRA über ihre Arbeit und diskutierten über

die Umstrukturierung zur Verbesserung der Effektivität und Effizienz.

Seit Januar 2023 ist eine neue Struktur der Arbeitsgruppen in Kraft. Dementsprechend sind folgende fünf Arbeitsgruppen tätig, in denen auch das ENSI vertreten ist:

- «Working Group on Policy and Licensing» (WGPL),
- «Working Group on New Technologies» (WGNW),
- «Working Group on Supply Chain» (WGSC),
- «Working Group on Reactor Oversight» (WGRO) und
- «Working Group on Leadership and Safety Culture» (WGLSC).

Alle haben sich im Berichtsjahr mit der Umstrukturierung auseinandergesetzt.

Die «Working Group on Policy and Licensing» (WGLP) konzentriert sich auf politische und bewilligungsrechtliche Fragen. Es ist ein Gremium für den Erfahrungsaustausch bei der Entscheidungsfindung im Rahmen von Richtlinien, Genehmigungen und Zulassungen. Im Berichtsjahr wurde festgelegt, dass der Schwerpunkt der WGLP auf den Richtlinien-, Genehmigungs- und Freigabeverfahren liegt, die den Betrieb von Kernreaktoren und geplanten neuen Reaktoren, einschliesslich der im Bau befindlichen, in den Mitglieds- und Partnerländern der NEA betreffen. Zur Erfüllung dieser Aufgabe wird die WGLP Informationen sammeln und analysieren, um anwendbare Methoden und Werkzeuge zu entwickeln.

Die «Working Group on New Technologies» konzentriert sich auf neue Reaktoren und innovative Konzepte zur Unterstützung der bestehenden Flotte. Im Berichtsjahr wurde ein Vorschlag für ein Arbeitspaket erarbeitet, dessen Ziel es ist, Erfahrungen aus Neubau- und Modernisierungsprojekten zusammenzufassen. Darüber hinaus sollen Informationen über das Vorgehen der einzelnen Mitgliedsstaaten bei der Definition von Sicherheitsnachweisen für neue Reaktorkonzepte, sogenannte «Advanced Reactors», zusammengetragen werden. Ziel ist es, ein aus regulatorischer Sicht vollständiges Anforderungsspektrum für Sicherheitsnach-

weise und Werkstoffe für neue Reaktorkonzepte zu erarbeiten, unter anderem auch für nicht-leichtwassergeführte Reaktoren.

Die «Working Group on Supply Chain» hat die Aufgabe, sich mit Fragen der Versorgungskette zu befassen, mit denen die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke und die neu geplanten Leistungsreaktoren konfrontiert sind. Die Arbeitsgruppe legte im Laufe des Jahres 2023 Ziele und Arbeitsmethoden fest. Die «Working Group on Reactor Oversight» konzentriert sich auf die Identifizierung und den Austausch von «Best Practices» im Bereich der behördlichen Inspektion und Aufsicht. Dies soll zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken im Alltag beitragen. Auch diese Arbeitsgruppe hat sich mit ihrem Mandat auseinandergesetzt, um den Austausch zwischen den Staaten zu fördern.

Die Aufgabe der «Working Group on Leadership and Safety Culture» besteht darin, verschiedene praktische Ansätze zur Entwicklung und Aufrechterhaltung einer effektiven Führung und einer gesunden Sicherheitskultur zu diskutieren. Im Berichtsjahr wurden die Arbeitsweise und das Arbeitsprogramm der neuen Gruppe festgelegt. Die zu erarbeitenden Aufgaben sind der Einfluss der Aufsichtsbehörden auf die von ihnen beaufsichtigten Organisationen (und umgekehrt) aus der Sicht der Sicherheitskultur und der Führung. Darüber hinaus wurden die Themen Vertrauen und Sicherheitskultur vertieft.

3.2.2.3 «Committee on the Safety of Nuclear Installations» (CSNI)

Das «Committee on the Safety of Nuclear Installations» (CSNI) befasst sich mit den sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung, des Baus, des Betriebs und der Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Ziel ist es, die Mitgliedstaaten dabei zu unterstützen, die technische und wissenschaftliche Kompetenz zur Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen aufrechtzuerhalten und weiterzuentwickeln. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik und berichtet darüber. Es fördert die Koordinierung von Forschungs- und Entwicklungsprojek-

ten in den Mitgliedstaaten und initiiert eigene Programme in Bereichen von gemeinsamem Interesse. Die CSNI trifft sich zweimal jährlich, um aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und Forschung zu diskutieren, laufende Projekte zu besprechen und neue Projekte zu beschliessen. Das umfangreiche Arbeitsprogramm wird von folgenden ständigen Arbeitsgruppen bearbeitet:

- «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» (WGHO),
- «Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures» (WGIAGE) und
- «Working Group on Risk Assessment» (WGRISK).

Das ENSI ist im CSNI selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCS vertreten. Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte. Details sind unter www.oecd-nea.org/jcms/pl_24829/committee-on-the-safety-of-nuclear-installations-csni einsehbar. Während des diesjährigen Komitee-Treffens wurden Anträge der folgenden Arbeitsgruppen diskutiert und entsprechend angenommen:

- Die «Working Group on Analysis and Management of Accidents» 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 dabei helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die

Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln.

- Die «Working Group on Electrical Power Systems» 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 Arbeitsgruppe befasst sich mit allen Ausrüstungen, die sich in einer kerntechnischen Anlage befinden und der Erzeugung, Übertragung und Verteilung der für die Erfüllung der Sicherheitsanforderungen erforderlichen Elektrizitätsversorgung dienen. Im Zentrum stehen Fragen zu spezifischen Gerätetypen bis hin zum Gesamtverhalten einer kerntechnischen Anlage.

- Die Hauptaufgabe der Arbeitsgruppe für externe Ereignisse, die «Working Group on External Events» (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.

- Die «Working Group on Fuel Safety» 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 «Working Group on Human and Organisational Factors» 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. Zurzeit befasst sie sich mit folgenden Themen: Reaktion des Nuklearsektors auf die Corona-Pandemie, Verfahren zur Identifizierung menschlicher

und organisatorische Faktoren in der Ereignisanalyse und regulatorische Aufsicht und ihre Auswirkungen auf die Sicherheitskultur.

■ Die «Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures» fokussiert sich auf die Integrität und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie auf die Erdbebensicherheit von Kernanlagen. Die Arbeitsgruppe umfasst drei Untergruppen. Sie beschäftigen sich mit den Themen Integrität und Alterung von Metallstrukturen und Metallkomponenten, Integrität und Alterung von Betonstrukturen und Erdbebeningenieurwesen.

■ Die «Working Group on Risk Assessment» hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse in Bezug auf potenzielle Risikofaktoren und damit verbundene Risikominderungsstrategien voranzutreiben.

3.2.2.4 «Committee on Radiation Protection and Public Health» (CRPPH)

Das «Committee on Radiation Protection and Public Health» (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 Informationen und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und international im Strahlenschutz tätigen Gremien wie ICRP («International Commission on Radiological Protection»), IAEA, WHO («World Health Organization»), ILO («International Labour Organisation»), UNSCEAR («United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation») und IRPA («International Radiation Protection Association»). Das CRPPH hat mehrere Ad-hoc-Expertinnen und -Experten sowie Arbeitsgruppen zu den Themen berufliche Strahlenexposition, Umsetzung von Empfehlungen der ICRP, Strahlenschutz und öffentliche Gesundheit, Einbezug von Betroffenen, neuester Stand der Technik sowie Notfallschutz.

Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen «Working Party on Nuclear Emergency Matters» (WPNEM) vertreten. Zudem stellt das ENSI den schweizerischen Verantwortlichen für das Informationssystem für berufliche Strahlenexposition («Information System on Occupational Exposure», ISOE). Die verantwortliche Person stellt auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit benutzte ISOE-Datenbank bereit.

Im Zusammenhang mit den Herausforderungen für den Strahlenschutz und die öffentliche Gesundheit von «Small Modular Reactors» ist auch eine entsprechende Arbeitsgruppe Teil des CRPPH. Das Ziel der Arbeitsgruppe ist die Untersuchung und Berichterstattung im Hinblick auf die Einführung von Kernkraftwerken mit geringem Wirkungsgrad. Die Task-Force besteht aus Expertinnen und Experten aus Kanada, Deutschland, der Slowakei, der Schweiz, dem Vereinigten Königreich und den Vereinigten Staaten.

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 Vertreterinnen und Vertretern der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden sowie Betreibern und sonstigen technischen Expertinnen und Experten. Das ENSI hat sowohl Einsitz im CDLM als 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

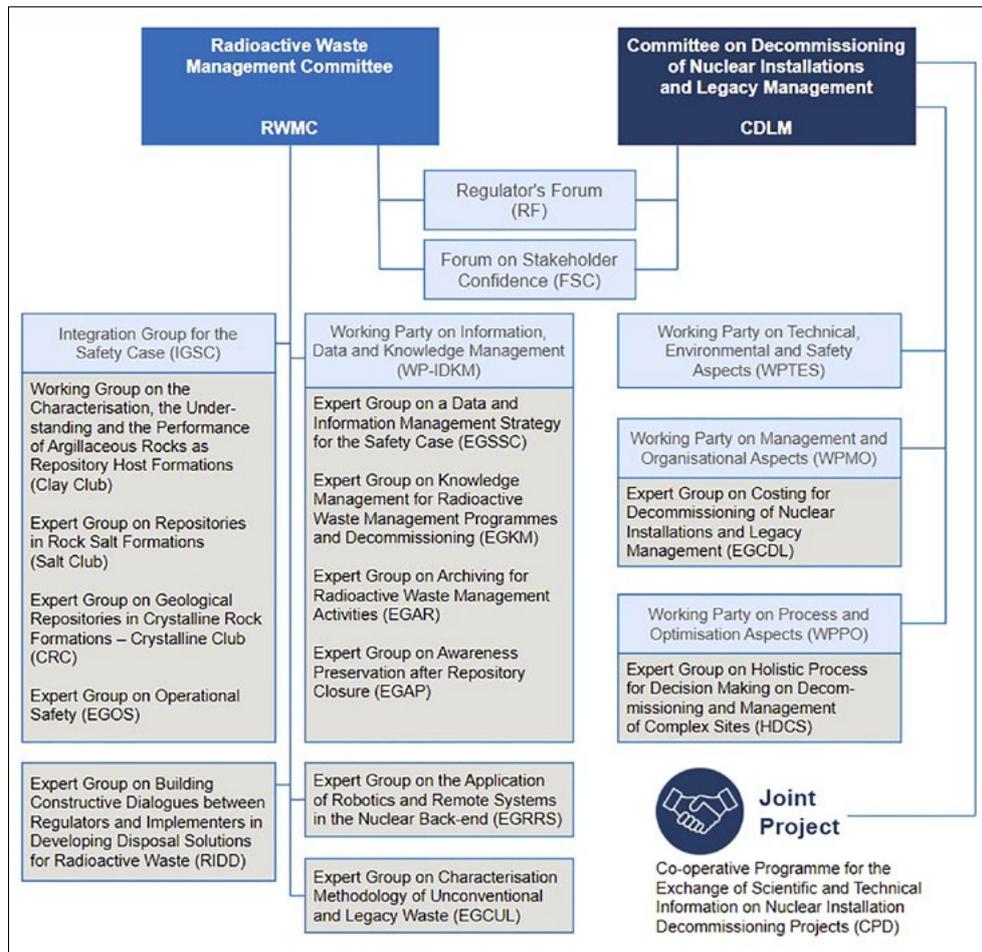


Abbildung 6:
Darstellung des
RWMC und CDLM.
(Bild: NEA, 2020,
OECD Publishing,
Paris)

CDLM hilft der 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 Expertinnen und 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 Abbildung aufgeführt sind.

Das CDLM arbeitet an der Weiterentwicklung von Methoden für die Schätzung der Stilllegungskosten unter Einbezug von Risiken und Unsicherheiten hinsichtlich Kosten-schätzung und Finanzierung. Ziel ist es, 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 «Radioactive Waste Management Committee» (RWMC) hilft den Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht 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 Expertinnen und Experten.

Das ENSI leitet zudem das «Regulators' Forum» (RF) des RWMC im Jahr 2024. Das Forum dient dazu, offene sicherheitsrelevante Fragen von gemeinsamem Interesse unter Vertreterinnen und Vertretern der Aufsichtsbehörden zu diskutieren. Zukunftsweisende Fragen sind beispielsweise die regulatorischen Herausforderungen in der Multi-Faktor-Optimierung im Hinblick auf die Entsorgung oder der Erhalt des Know-hows in den Aufsichtsbehörden.

3.3 Behördenorganisationen

Austausch und Koordination ist nicht nur auf multinationaler Staatenebene notwendig, sondern auch zwischen den jeweiligen Aufsichtsbehörden. Zu diesem Zweck wurden verschiedene Behördenorganisationen ins Leben gerufen.

3.3.1 «Western European Nuclear Regulators' Association» (WENRA)

Die Leitungen der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der «Western European Nuclear Regulators' Association» (WENRA) zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 19 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. Polen ist seit Herbst 2023 das neuste Vollmitglied, nachdem es seit 2008 den Beobachterstatus trug. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten, Belarus, Armenien, und die USA nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Neben Russland ist seit 2021 auch Kanada und seit 2023 Japan zu einem assoziierten Mitglied der WENRA geworden. Im Zentrum der Aufgaben der WENRA stehen 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, sogenannte «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 schwächen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis bezüglich Sicherheit reflektieren. Dazu wurden sie 2014 zuletzt revidiert und eine Umstrukturierung zur Optimierung läuft zurzeit. Die «Working Group on Research Reactors» (WGRR), 2017 als Ad-hoc-Gruppe ins Leben gerufen, wird seit 2021 als dritte Arbeitsgruppe der WENRA weitergeführt. Sie beschäftigt sich mit der Entwicklung eines harmonisierten Konzepts für die nukleare Sicherheit der in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren.

Die WENRA hielt ihre regulären halbjährlichen Plenarsitzungen im April und November des Berichtsjahres ab. Die Aufsichtsbehörden Rostechnadzor und Gosatomnadzor wurden aufgrund der Situation in der Ukraine nicht eingeladen. Im Frühjahr wurden die Diskussionen über die neue WENRA-Strategie fortgesetzt, die den Paradigmenwechsel von der Ära nach Fukushima zur heutigen Ära widerspiegeln soll. Dabei sollen Fragen wie die Festlegung angemessener Sicherheitsniveaus in den WENRA-Ländern, die Erfüllung der Erwartungen der verschiedenen Interessengruppen an effektive und effiziente Regulierungsverfahren für Neubauten und die Gewährleistung der Sicherheit bei der Entwicklung innovativer Technologien behandelt werden. In beiden Sitzungen wurden Updates zur Situation in den vom Krieg betroffenen kerntechnischen Anlagen in der Ukraine gegeben und Diskussionen

über SMR in Bezug auf nationale Genehmigungsverfahren geführt. Die Herbstsitzung stand im Zeichen der Verabschiedung der neuen WENRA-Strategie, die im Januar 2024 in Kraft tritt. Angesichts der neuen Rahmenbedingungen und Herausforderungen beschloss die WENRA, ihre Aktivitäten auf eine begrenzte Anzahl strategischer Ziele auszurichten:

- die Festlegung gemeinsamer Sicherheitsanforderungen zu wichtigen Themen, die von allen WENRA-Mitgliedern anzuwenden sind,
- die Festlegung und Verabschiedung von «Best Practices» für die regulatorische Zusammenarbeit bei der Überprüfung und Bewertung neuer Technologien und
- die Entwicklung eines gemeinsamen Verständnisses oder einer WENRA-Position zu schwierigen Fragen.

Darüber hinaus wurde Mark Foy, Chefinspektor des «Office for Nuclear Regulation» (UK), als Nachfolger von Olivier Gupta von der «Autorité de Sûreté Nucléaire» (ASN, Frankreich) zum neuen WENRA-Vorsitzenden ernannt. Die polnische Aufsichtsbehörde PAA, die seit 2008 Beobachterstatus hat, wurde als Vollmitglied aufgenommen. Darüber hinaus wurde die japanische Aufsichtsbehörde «Nuclear Regulation Authority» (NRA), die seit 2016 Beobachterstatus hatte, als assoziiertes Mitglied aufgenommen.

3.3.2 «European Nuclear Safety Regulators Group» (ENSREG)

Die «European Nuclear Safety Regulators Group» (ENSREG) wurde 2007 von der EU eingesetzt. Ihre Aufgaben ähneln denjenigen der WENRA. Sie umfassen 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 Behördenvertreterinnen und -vertreter teil. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG

im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus. In der Herbstsitzung der beiden Sitzungen der ENSREG 2023 wurde Juan-Carlos Lentijo, Präsident der spanischen Aufsichtsbehörde CSN, zum neuen ENSREG-Vorsitzenden gewählt. Des Weiteren wurde die Situation in der Ukraine diskutiert, auch im Hinblick auf die Unterstützung durch die internationale Gemeinschaft. Des Weiteren wurde von der EU-Kommission beschlossen, dass ENSREG-Beobachterinnen und -Beobachter, die von der Schweiz gestellt werden, nur an bestimmten Traktanden teilnehmen dürfen. Ein Schwerpunkt war der Topical-Peer-Review II zum Thema Brandschutz, an dem die Schweiz ebenfalls freiwillig teilnimmt. Im Herbst 2023 wurden die entsprechenden Berichte eingereicht. Sie werden nun von Expertinnen und Experten anderer Aufsichtsbehörden begutachtet.

3.3.3 «European Nuclear Security Regulators Association» (ENSRA)

Die «European Nuclear Security Regulators Association» (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. Anlass 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:

- sich über regulatorische Sachverhalte der nuklearen Sicherung auszutauschen,
- aktuelle Sicherungsprobleme oder Ereignisse zu diskutieren,
- ein umfassendes Verständnis über die fundamentalen Prinzipien des physischen Schutzes zu entwickeln und
- eine gemeinsame Basis der nuklearen Sicherung innerhalb Europas zu fördern.

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.

Die Jahreshauptversammlung 2023 fand in Paris statt. Das ENSI hatte den Vorsitz und führt das Sekretariat zusammen mit den Vizepräsidenten aus Deutschland und Frankreich bis 2024. Neben den üblichen Themen wie Berichte aus den Arbeitsgruppen wurden auch zukünftige Themen, Arbeitsweise und Kooperationen der ENSRA diskutiert. Im Anschluss fand ein Workshop zu Insider-Threats statt.

3.3.4 «Heads of European Radiological Protection Competent Authorities» (HERCA)

Die «Heads of European Radiological Protection Competent Authorities» HERCA ist eine Vereinigung der für Strahlenschutz verantwortlichen Behörden in Europa. Sie wurde 2007 gegründet. 56 Behörden aus 32 Ländern sind Mitglied der HERCA. Die Vereinigung besteht aus einem «Board of Head» (BoH), das sich jährlich zweimal trifft, und den Arbeitsgruppen:

- «Working Group Emergencies» (WGE),
- «Working Group on Medical Applications» (WGMA),
- «Working Group on Veterinary Applications» (WGVA),
- «Working Group on Research and Industrial Sources and Practices» (WGRISP),

- «Working Group Natural Radiation Sources» (WG NAT) und
- «Working Group on Education and Training» (WGE&T).

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 2011.

Im Jahr 2022 wurde die neue HERCA-Strategie mit den Schwerpunkten Kooperation, Effizienz und Stakeholder verabschiedet und eine Umfrage in den Mitgliedsländern zu den Erwartungen an HERCA durchgeführt. Im Berichtsjahr wurde die Umsetzung der Aktivitäten, ein Update der Arbeitsgruppen und die Kooperation mit anderen Organisationen diskutiert.

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 Fachkompetenz zur Verfügung. Finanziell trägt die Schweiz nur noch zum «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. Besondere Bedeutung kommt 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 Frankreichs und der Schweiz ins Leben gerufen. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreterinnen und Vertreter der Aufsichtsbehörde «Autorité de sûreté nucléaire» (ASN) und auf schweizerischer Seite Vertreterinnen und Vertreter des ENSI, des Bundesamts für Energie (BFE), des Bundesamts für Gesundheit BAG, der Nationalen Alarmzentrale NAZ sowie ein Delegierter oder eine Delegierte 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 Beobachterinnen und Beobachter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zusammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll angesehen.

Bei der 32. Zusammenkunft der CFS im Berichtsjahr im Süden von Frankreich informierten sich die beiden Delegationen gegenseitig über den aktuellen Stand der Kernkraftwerke und die Stilllegung der Kernkraftwerke Mühleberg bei Bern und Fessenheim in Frankreich. Weiter wurden Themen



Abbildung 7:
Die schweizerische
und französische
Delegation beim
Austausch während
des bilateralen
Treffens CFS.
(Bild: ENSI)

wie der Stand der geologischen Tiefenlager, der Strahlenschutz, der Notfallschutz und die Umsetzung der Ergebnisse der IRRS-Mission besprochen.

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

Die Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK) wurde 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und der Bundesrepublik Deutschland geschaffen. Die Kommission setzt sich aus Vertreterinnen und 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.

An der 41. Hauptsitzung der DSK 2023 in Deutschland waren unter anderem die Fortschritte bei der geologischen Tiefenlagerung ein Schwerpunktthema. Ausserdem wurden die Ergebnisse der internationalen Überprüfungsmissionen der IAEA – die IPPAS-Follow-up-Mission in der Schweiz und die IRRS-Follow-up-Mission in Deutschland – aktuelle Entwicklungen aus der Aufsichtstätigkeit, organisatorische Veränderungen, Änderungen im gesetzlichen und regulatorischen Bereich sowie der Zustand der kern-

technischen Anlagen thematisiert. Die vier Facharbeitskreise der DSK berichteten aus ihren jeweiligen Themenbereichen Anlagen-sicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und Entsorgung.

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 22. bilaterale Treffen von Nuklearexperten und Nuklearexpertinnen in Österreich im Berichtsjahr fokussierte sich auf Themen der nuklearen Sicherheit, des Strahlen- und Notfallschutzes sowie der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Rückblickend informierte das ENSI unter anderem über die Teilnahme an der siebten Überprüfungskonferenz der «Joint Convention», die Beteiligung an der Gesamtnotfallübung des Bundesamts für Bevölkerungsschutz und die laufende Umsetzung der Verbesserungsvorschläge aus der IRRS-Mission. Eingehend diskutiert wurde die Wissenssicherung bei der Behandlung von hochverstrahlten Personen in der Schweiz.

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

Mit Italien schloss die Schweiz 1989 ebenfalls einen Staatsvertrag ab, der wie die bilateralen Staatsverträge mit den anderen Nachbarländern primär die gegenseitige Benachrichtigung bei nuklearen Ereignissen regelt. In Ergänzung dazu wurde im Juni 2011 eine Vereinbarung zwischen dem ENSI und dem «Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale» (ISPRA) abgeschlossen. Ziel dieser Vereinbarung ist ein jährliches bilaterales Expertentreffen. Das erste Treffen hatte im November 2012 in Rom stattgefunden. Im Rahmen der siebten Sitzung der CIS wurde im Juli 2019 eine Vereinbarung zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit mit dem «Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione» (ISIN) unterzeichnet, welche das 2011 verabschiedete Abkommen 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 10. Sitzung der «Commissione Italiana-Svizzera» (CIS) fand 2023 in Italien statt. Die schweizerische und die italienische Delegation tauschten sich über Themen wie Strahlen- und Notfallschutz, Stilllegung von Kernkraftwerken und die Entsorgung radioaktiver Abfälle aus. Zudem wurden die nächsten Schritte bei der Prüfung des Rahmenbewilligungsgesuchs für das geologische Tiefenlager in der Schweiz diskutiert.

3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit

Im Berichtsjahr gab es zahlreiche weitere Treffen mit ausländischen Delegationen. Sie trugen dazu bei, 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

Mariano Grossi, der Vize-Direktorin der IAEA und Leiterin der Abteilung für nukleare Sicherheit und Sicherung, Lydie Evrard, und mit dem Generaldirektor der «Nuclear Energy Agency» der OECD, William D. Magwood, IV, aus.

3.5.1 «International Conference on Effective Nuclear Regulator System»

Die «International Conference on Effective Nuclear Regulator System» fand vom 13. bis 17. Februar 2023 in Abu Dhabi statt. Sie wurde von der IAEA organisiert und hatte den Kompetenzerhalt im Nuklearbereich zum Thema. Auch das ENSI nahm mit einer Delegation teil. Die Konferenz war die sechste in einer Reihe von Konferenzen über wirksame Regulierungssysteme für die Kernenergie. Führungskräfte und Fachleute aus dem Aufsichtsbereich nahmen daran teil. Ziel der Konferenz: der Austausch von Erfahrungen und «Best Practices». Die Herausforderungen, die im Rahmen der Konferenz diskutiert wurden, waren die Widerstandsfähigkeit, die Agilität, der Kompetenzerhalt und die Bereitschaft der Aufsichtsbehörden.



Abbildung 8:
ENSI-Direktor Marc Kenzelmann (vorne) und weitere Teilnehmende am Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich 2023. (Bild: ENSI)

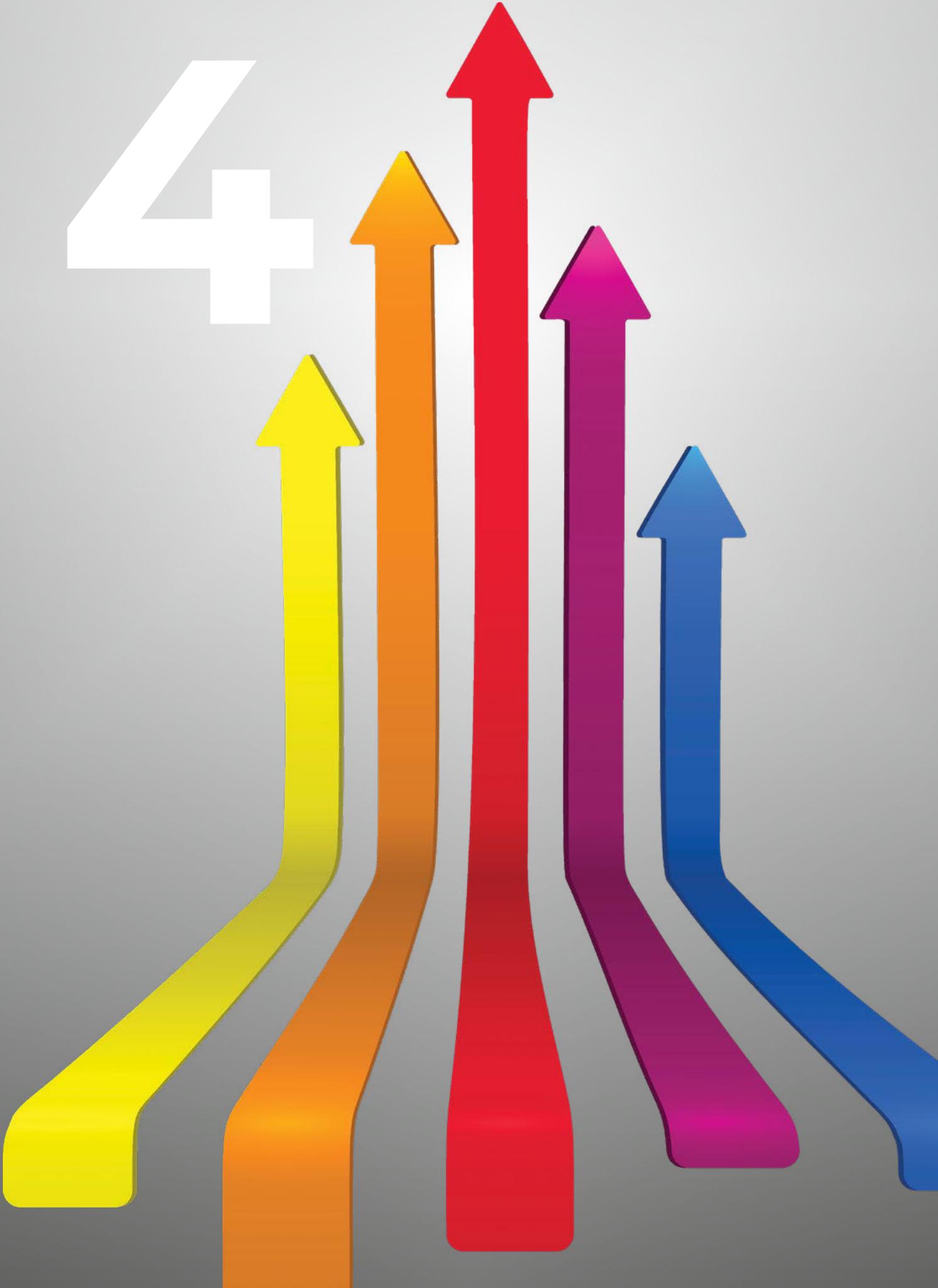


Abbildung 9:
Die Schweizer Delegation bei der CIS 2023 in Rom. (Bild: ENSI)



Abbildung 10:
ENSI-Direktor Marc Kenzelmann bei der «International Conference on Effective Nuclear Regulator System» in Abu Dhabi. (Bild: 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 2023 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 Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G07 «Organisation von Kernanlagen» sowie die Revision 1 der Richtlinie ENSI-B03 «Meldungen der Kernanlagen» verabschiedet.

4.1 Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G07: «Organisation von Kernanlagen»

Die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G07 ersetzt die Ausgabe von Juli 2013. Sie regelt die Anforderungen an die Organisation von Kernanlagen für alle Abschnitte des nuklearen Zyklus, das heisst für die Rahmenbewilligung, den Bau, den Betrieb sowie die Stilllegung und für Anlagen zur geologischen Tiefenlagerung. Die Richtlinie gilt für Kernkraftwerke, Forschungs- und Entsorgungsanlagen, für letztere abgestuft nach dem Gefährdungspotenzial gemäss dem Grundsatz des «Graded Approach» im Sinne des «IAEA

Safety Standard GSR Part 2». Sie berücksichtigt das Sicherheitskonzept der organisationalen Resilienz sowie die Verankerung des Prinzips der Verantwortung in den Themenbereichen Führung, Sicherheitskultur und organisationale Resilienz. Damit soll gewährleistet werden, dass die aktuellen Herausforderungen in der Umwelt der Kernanlagen (wie der Wandel in den Energie-, Lieferanten- und Arbeitsmärkten oder der Erfahrungs-, Kompetenz- und Wissensverlust in der Kerntechnik) hinsichtlich nuklearer Sicherheit und Sicherung beachtet werden. Die Neuausgabe wurde im Oktober 2023 verabschiedet. Sie führte aus Gründen der Konsistenz zu Anpassungen der Richtlinien ENSI-A04 «Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen», ENSI-G03 «Geologische Tiefenlager», ENSI-G09 «Bau- und Betriebsdokumentation» und ENSI-G17 «Stilllegung von Kernanlagen».

4.2 Revision der Richtlinie ENSI-B03: «Meldungen der Kernanlagen»

Anlässlich der Revision der Richtlinie ENSI-B03 wurde ein Meldekriterium geändert, um mehr Klarheit in der Anwendung zu schaffen. Die Änderung betrifft die Erkennung von Ereignissen, die mit einer Freisetzung, Verschleppung oder Ausbreitung von radioaktiven Stoffen innerhalb einer Kernanlage einhergehen und die nicht über andere Meldekriterien erfasst werden. Die Revision wurde im Februar 2023 verabschiedet.

5

The image features a large, bold white number '5' positioned in the upper left quadrant. The background is a deep blue gradient, transitioning from a lighter cyan on the left to a darker blue on the right. Overlaid on this background is a complex network of thin, light blue lines connecting numerous small, glowing blue and white nodes, creating a sense of digital connectivity and data flow.

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 konsequent seine **Forschungsstrategie**. Mit der 2023 aktualisierten Strategie setzt das ENSI seine Schwerpunkte bei den folgenden Themen:

- Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke, insbesondere Fragen der Alterung von Materialien,
- Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen,
- Entsorgungsfragen zur Realisierung der geologischen Tiefenlagerung inklusive der Verpackungsanlage sowie zur langfristigen Trockenlagerung von abgebrannten Brennelementen und
- Strahlenexposition von Menschen.

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

Das Schwerpunktthema **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke**, das heisst Betrieb über 40 Jahre hinaus, ist angesichts der unbefristeten Betriebsbewilligungen der Schweizer Kernkraftwerke vordringlich für deren Sicherheit in den kommenden Jahren. Dabei stehen die Komponenten des Kühlkreislaufs im Mittelpunkt, vor allem nicht austauschbare Komponenten wie der Reaktordruckbehälter. In diesem Bereich laufen verschiedene Forschungsarbeiten zur Integrität von Strukturmaterialien in Leichtwasserreaktoren. Generell kooperiert das ENSI im Bereich der Materialforschung seit Jahren im Rahmen verschiedener Forschungsprojekte insbesondere sehr eng mit dem Paul Scherrer Institut (PSI) und der Kernenergie-

agentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD).

Bei den sicherheitstechnisch wichtigen Arbeiten der **Erdbebenforschung** ist vor allem die Zusammenarbeit mit dem Schweizerischen Erdbebendienst (SED) hervorzuheben. Im Fokus der Arbeiten stehen dabei die Entwicklung von Bodenbewegungs- und Abminderungsmodellen sowie die numerische Simulation von Bodenbewegungen. Die Ergebnisse sind auch relevant für die Gefährdungsbeurteilung eines geologischen Tiefenlagers. Unabhängig davon, dass im Bereich der Erdbebenforschung in der Schweiz in den letzten Jahren bereits ein hoher Standard erreicht wurde, ist eine kontinuierliche Fortsetzung entsprechender Arbeiten geplant. So beteiligt sich das ENSI beispielsweise am neuen NEA-Projekt SMATCH, das vergleichende Rechnungen zum Kernkraftwerk Cruas-Meysse (Département Ardèche, Südfrankreich) durchführen wird, welches im Jahr 2019 von einem Erdbeben betroffen war. Das Projekt soll dazu dienen, die Ingenieurmodelle zum Strukturverhalten zu validieren und Empfehlungen für die Praxis abzuleiten.

Die Forschungsarbeiten im Bereich der **Entsorgung** waren bislang vor allem auf Beurteilungen ausgerichtet, die im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager erforderlich sind. Mit dem näher rückenden Abschluss der Standortsuche wird sich die Ausrichtung schrittweise auf die Realisierung der Tiefenlagerung und der Verpackungsanlage verschieben. Mit der geplanten Inbetriebnahme eines geologischen Tiefenlagers für hochaktive Abfälle ab 2060 erhöhen sich zudem die Zwischenlagerzeiten für abgebrannte Brennelemente, woraus sich ebenfalls wichtige Fragen der Materialforschung ergeben.

Ein neuer Forschungsschwerpunkt des ENSI liegt im Bereich der **Strahlenexposition von Menschen**. Wissenschaftliche Studien über die Folgen einer Strahlenexposition im

Niedrigdosisbereich sind zunehmend Gegenstand der öffentlichen Wahrnehmung und akzentuieren die gesellschaftliche Risikodebatte. Die «International Commission on Radiological Protection» (ICRP) überarbeitet derzeit die grundlegenden Empfehlungen, um die neuesten Forschungsergebnisse zu berücksichtigen. Die Interpretation solcher Forschungsergebnisse stellt aufgrund der inhärenten Unsicherheiten in der Datenbasis und der Komplexität der Materie eine Herausforderung dar. Zeitgleich steigt der Druck, die Strahlenexposition mit technischen Mitteln noch weiter zu reduzieren. Verschiedene Themen – wie epidemiologische und radiobiologische Studien oder die Entwicklung strahlungsunempfindlicher ferngesteuerter Technik – werden vermehrt in die Forschungsplanung des ENSI einfließen.

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 bis 2025 verlängerte STARS-Projekt mit dem PSI wichtige Resultate zur Kernausslegung, Thermohydraulik und zum Störfallverhalten des Kernbrennstoffs und der Gesamtanlage.

Im Rahmen der Forschung zu menschlichen und organisatorischen (**M&O**) Themen hat das ENSI zusammen mit der Universität Luzern ein neues Forschungsprojekt mit dem Thema «Verantwortung» initiiert. Das Projekt befasst sich mit den Mechanismen der verantwortungsvollen Entscheidungsfindung im Bereich der nuklearen Sicherheit. Es besteht die Absicht, auch in Zukunft vermehrt Projekte aus dem Themenbereich M&O zu verfolgen.

Bei den **ausländischen Vorkommnissen** waren in jüngerer Vergangenheit insbesondere die Stillstände mehrerer französischer Kernkraftwerke wegen Spannungsrissskor-

rosionsproblemen an Rohrleitungen von Sicherheitseinspeisesystemen von Bedeutung. Das ENSI hat in diesem Zusammenhang bereits Massnahmen für die Schweizer Kernkraftwerke abgeleitet und wird die Problematik auch weiterhin verfolgen.

Das ENSI wird die Überarbeitung des bestehenden Regelwerks fortsetzen, den Erhalt und weiteren Aufbau der Fachkompetenz anstreben sowie die sehr gute **internationale Zusammenarbeit** aufrechterhalten. Durch die Mitwirkung in internationalen Forschungsgremien und die in Kapitel 3 beschriebenen Mitgliedschaften und Abkommen ist die internationale Vernetzung des ENSI seit Jahren hervorragend; sie wird durch die zusätzlichen Beteiligungen an Projekten der OECD-NEA noch weiter gestärkt. Das ENSI wird sich auch zukünftig aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der Internationalen Atomenergieagentur IAEA, der OECD-NEA und der Vereinigung WENRA beteiligen.

Ab Frühling 2024 präsidiert der ENSI-Direktor Marc Kenzelmann die im regulatorischen Umfeld sehr bedeutende «Commission on Safety Standards» (CSS) der IAEA. Im Zusammenhang mit der IAEA ist ausserdem die im März 2025 in Wien stattfindende Überprüfungs-konferenz der «Joint Convention» zu erwähnen, die sich mit der Entsorgung abgebrannter Brennelemente und der Sicherheit der Entsorgung radioaktiver Abfälle befasst. Zu dieser Konferenz wird das ENSI im Sommer 2024 den detaillierten Länderbericht einreichen.

Im November 2024 wird das ENSI Gastgeber für das «Country Specific Safety Culture Forum» der OECD-NEA sein. Das zweitägige internationale Forum dient der Untersuchung und Reflexion des Einflusses länderspezifischer kultureller Merkmale auf die (nukleare) Sicherheitskultur und wurde bereits in Schweden, Finnland, Kanada und Japan durchgeführt.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Fuels & Materials

LEAD-II – LWR Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation	165
INOWAC – Investigation of advanced water chemistry technologies on the ageing performance of structural LWR materials	177
PROACTIVE-II – Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants	187

External Events

IMPACT IV – NEREID – Aircraft impact on reinforced concrete structures	197
Seismological research concerning Swiss nuclear installations	207
Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading	217

Human Factors

Reliability of Operators in Emergency Situations – II (ROES-II)	225
Responsible decision-making in nuclear safety – How can decision-making processes in the nuclear safety sector be designed and supervised in such a way that subjects make responsible decisions?	236

System Behaviour and Accident Sequences

STARS – Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland	244
JEFFEAT – Complementary Studies on Nuclear FuelThermo-Mechanics and Neutronics	256
Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation	262
Project COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments	270
Project Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development	278

Radiation Protection

Radiation Protection Research at PSI	287
Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection	296
Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically?	303

Waste Management and Disposal

Extension of Z88ENSI: Implementation of component-specific variation of material parameters and fuel assembly substitute models	307
DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	314
Mont Terri PF Experiment: Progressive Failure of Structurally Controlled Overbreaks – Summary and conclusions	319
FS-B Experiment: Imaging the long-term loss of faulted host rock integrity	335
GT experiment: Evaluation of gas transport models and of the behaviour of clay rocks under gas pressure	339
Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay	346
Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel	352
Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Phase-1	359
Stochastic mechanical analysis of 3D compressive geological structures overlying a rigid basement	369

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, B.A. Baykal, A. Das

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland

Phone, E-mail, Internet address:

+41 (0)56 310 44 02,

hans-peter.seifert@psi.ch

www.psi.ch and <http://www.psi.ch/lnm/>

Duration of project:

January 1, 2021 to December 31, 2023

Abstract

The stress corrosion cracking (SCC) behaviours 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 light water reactor (LWR) conditions in LEAD-II:

Sub-project-I – SCC initiation & mitigation in austenitic Ni-base alloys & SS: Surface finishing and machining have little impact on SCC initiation susceptibility, although they result in quite different surface states. A clear mitigation effect was only observed by proper shot peening that introduced high compressive residual stresses up to a penetration depth of 0.5 to 1 mm. Investigations on the SCC mitigation effect of cavitation peening were started.

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. Quasi-static fracture mechanics tests with cathodic hydrogen charging showed some evidence for synergies between hydrogen and temper embrittlement.

Sub-project-III – Environmental-assisted fatigue (EAF) in austenitic SS: The investi-

gations about the effect of load sequences, mean stress, stress state, stress gradients and specimen geometry/size on EAF life are ongoing. Statistically solid and sound conclusions for those effects require further testing over a broader range of conditions. A large international fatigue and EAF data base is under construction.

Sub-project-IV – SCC crack growth in Alloy 82/182 at high & low K_I -values: A power law K_I dependence of SCC growth rates with an exponent of 1.5 to 2 was observed in BWR/NWC environment from 50 to 200 MPa·m^{1/2} for all as-welded and PWHT Alloy 182/82 weld metals. The adequacy of the recent BWRVIP-358 SCC curves for Alloy 82 in BWR were confirmed, but the old BWRVIP-59 SCC curves for Alloy 182 should be updated and revised for both NWC and HWC environment.

1. Introduction

With regard to the current nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (39 to 54 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 embrittle-

Sub-project	Topic	Share
SP-I	SCC initiation & mitigation 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 %

ment (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 hydrogenated and oxygenated high-temperature water (HTW) [3, 4]. 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]. Mitigation of SCC in Alloy 182 is thus crucial for safe LTO. SCC initiation in Alloy 182 and SS is influenced by the surface conditions, which in turn are strongly affected by surface finishing and machining processes in these very ductile materials. Peening methods that introduce high compressive surface residual stresses were suggested and applied as potential SCC mitigation methods in LWRs.

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 [3].

This sub-project consists of two major activities. The first one included two ongoing projects from LEAD-I [4], the PhD thesis project of A. Treichel [4] and the linked participation in the international H2020 MEACTOS project [5, 6] that were both finished in Spring 2022. The major goals were to investigate the role of surface conditions and machining and other corrosion system parameters on the SCC initiation behaviour in Alloy 182 and SS and to evaluate the potential of optimized machining methods for SCC mitigation. The major results were summarized in two journal papers [5, 6] and a conference paper [7] as well as the annual report of 2022.

The second and ongoing activity is related to SCC mitigation by cavitation peening (CP) induced high compressive surface residual stresses. CP is a relatively new “shotless” and contamination-free, rather flexible peening method that can be also applied for operating (& irradiated) components. Mitigation requires a surface that is free of deeper (<1 to 2 mm) surface-breaking defects, a sufficient penetration depth, magnitude (total surface stress < SCC stress threshold) and durability of the compressive stresses and thus the absence of significant surface plastic straining during service. CP results in a highly deformed & defective surface layer with increased SCC susceptibility (due to its high hardness & strength) in case of absence of compressive peening residual stress (PRS). The long-term stability of the PRS and underlying microstructure in HTW in LTO are still unclear. The major goals of this activity are thus to evaluate the durability of compressive PRS and related microstructures in LTO/HTW and to demonstrate and quantify the SCC mitigation effect of CP.

For this purpose, two Alloy 182 as-welded weld overlays (WOL) on thick RPV plates were fabricated. 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. The 13 mm is the minimum thickness for a

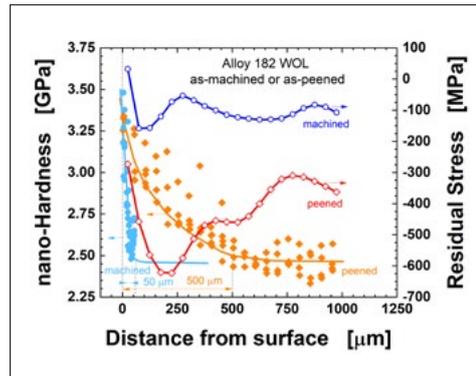


Figure 1:
Surface hardness
and residual stress in
as-machined and
as-peened Alloy 182
WOL.

representative residual stress state that is uninfluenced by thickness.

The previously used accelerated SCC initiation test technique with strain-controlled CERT tests with thin flat tapered tensile (FTT) samples is not suitable to evaluate the SCC mitigation effect of peening methods [7]. The cutting of thin samples completely changes the PRS state and peening of thin samples results in totally different PRS states. Furthermore, the continuously increasing plastic straining of the whole specimen ligament results in a complete stress reversal of the originally compressive surface PRS to very high tensile stresses in the range or above of the high strength of the surface layer at small plastic strains of a very few %.

The characterization of the complex initial as-machined and as-peened surface and aged microstructures and mechanical properties with strong gradients in hardness, microstructures and residual stress by various methods is ongoing. Surface hardness gradients are measured by a nano-indenter with 10gf and a Berkovich tip. The deformed surface layer with high hardness has a thickness of approximately 50 and 500 μm for the as-machined and cavitation peened samples (Figure 1), respectively, with an estimated peak in yield stress at the surface in the range of 800 MPa in both cases (2x the bulk yield stress). The as-machined surface only shows moderate compressive stresses of up to -150 MPa up to a depth of 200 μm, whereas the peened surface shows a peak of -650 MPa with high compressive stresses up

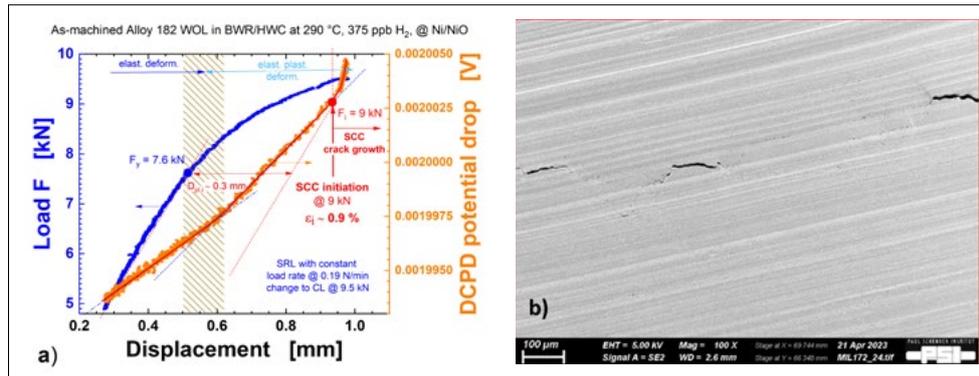


Figure 2:
a) Load-displacement & DCPD potential drop curve in slow raising load 3-point bending test with as-machined Alloy 182 WOL specimen in BWR/HWC at 290°C. DCPD indicates SCC initiation at 9kN and an estimated surface plastic strain of 0.9% at the peak stress region and approximate location of crack initiation.
b) Resulting (partially closed) surface IG SCC micro-crack in peak stress region of unloaded specimen.

to 1 mm or more (Figure 1) (measured by the micro-hole drilling method).

The oxidation behaviour, formed oxide films and their protectiveness and, in particular, potential pre-cursors process & initiation sites for SCC initiation (e.g., stress/strain-assisted local oxide penetration along grain boundaries (GB) or slip bands by selective oxidation) are investigated by gently fabricated flat coupon and rectangular 3-point bending samples with the original plate thickness and unchanged surface that were subjected to thermal ageing in air at 400°C for 2 months (corresponding to 13 to 4 years at 320°C and 89 to 16 years at 290°C with the typical activation energies for SCC initiation and growth in Ni-alloy welds or Cr GB diffusion) and to hydrogenated HTW at 320°C at the Ni/NiO boundary for 3 to 12 months (3 and 6 months exposures are finished this year). Various microscopy, electrochemical & spectroscopy methods will be used for that purpose. The surface RS from machining and peening in as-machined and as-peened as well as thermally- and HTW-aged samples is measured by the micro-hole drilling method and Neutron Bragg Edge Imaging at POLDI/SINQ as well as indirectly by hardness. Complementary, additional measurements by XRD at DESY and other locations are under discussion.

The SCC initiation and subsequent in-depth crack growth beyond the compressive PRS layer is studied by 3-point bending slow raising load-constant tests with 13 mm thick as-machined, as-peened and aged specimens in PWR water at 320°C and BWR/

HWC environment at 290°C, both at the Ni/NiO boundary. Loading rate and maximum load level and hold times will be adequately varied. The specimens are instrumented with a DCPD system, which allows the on-line and in-situ monitoring of SCC initiation and subsequent crack growth. With this type of specimens, the surface stresses varies from 0 to the peak stress in the middle of the specimen. This configuration, in principle, would allow the determination of a stress thresholds σ_{th} for SCC at given loading rate and given conditions. The extrapolation of these σ_{th} values at different loading rates to very slow loading rates $\rightarrow 0$ allows the estimation of the SCC stress threshold σ_{SCC} under pure static load. Through-the-thickness, the stress varies from tension to compression with a linear gradient (in case of elastic deformation) and significant yielding can be limited to surface or (even be completely avoided due to high surface strength), if surface strain is limited (e.g., <3% or so). This year, 10 pre-screening very slow raising load SCC tests with as-machined and as-peened specimens were performed with test duration between 21 and 42 days. The evaluation of these complex tests is ongoing and promising. Detection of SCC initiation by DCPD was possible (Figure 2) and as-peened specimens showed a much higher SCC resistance. The further test matrix is dependent on the exact results of these tests and further optimization is needed.

Due to a vacancy of the related Post-Doc position, this part was delayed by about 12 months and this delay will be caught up

by a cost-neutral prolongation of LEAD-II for 1 year. In addition, the Post-Doc A. Das (with H.P. Seifert as mentor), who started in October 2022, has submitted a successful 2-year PSI fellow proposal with this research topic that will provide some extra funding and relax the constrained financial situation. She also received the necessary TEM and FIB training this year, so that many of the planned advanced characterization work can be done in 2024 & 2025.

3.2 Sub-Project-II – Synergies & Superposition of Ageing Mechanisms

Potential synergies between different ageing mechanisms, e.g., between SCC and thermal ageing or irradiation damage, 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]. These two potential synergies were investigated in the Post-Doc projects of Siddharth Suman, who left us in October 2022. The performed thermal ageing did not reveal any indications of SRO in Alloy 182 and did not increase SCC initiation susceptibility in BWR/HWC environment. 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. Thermal ageing thus had no adverse effect on the SCC behaviour. The raised concerns in the literature were thus not confirmed and this work can be finished by a journal publication on the subject in 2024. [4, 8]

Similarly, thermal ageing of a “high” P RPV steel (upper bound for Swiss RPV steels) by step cooling heat treatment (which maximizes P GB segregation) resulted in a marginally better SCC initiation and crack growth behaviour in BWR/NWC environment than in the unaged conditions. The high fracture resistance in the upper shelf region was only moderately decreased in air and hydrogenated HTW (20% reduction at maximum) by the thermal ageing and failure mode was by predominantly transgranular (TG) stable ductile tearing in all cases [9]. In the transition region, on the other hand, an increase of transition temperature by thermal ageing and additional cathodic hydrogen pre-charging was observed by the Master Curve method and revealed some synergy between hydrogen and temper embrittlement, i.e., stronger DBTT shifts than the sum of the individual shifts by hydrogen charging or step cooling alone [10]. It is unclear, whether the measured absorbed H content of 3 to 5 wppm can be achieved after long-term exposure in LWR environment under irradiation.

In 2023, the planned testing focus was placed on the effect of irradiation damage on SCC and EAF as well as the fracture behaviour in RPV steels in BWR/NWC environment and air. The used JRQ RPV steel was irradiated more than 30 years ago in the STILO facility at the SAPHIR test reactor at PSI (simulated KKB PWR spectrum at 290°C). Its irradiation and thermal aging sensitivity and conditions are conservatively bounding for the Swiss RPV steels and LTO of 60 years. For radiological reason, a new DCPD mounting system had to be developed and was successfully tested and validated in 2023 with un-irradiated JRQ Charpy specimens. The irradiated RPV steel samples are standard air fatigue pre-cracked Charpy specimens (SENB) with a pre-crack length to width ratio a/W of 0.3 and a thickness of 10 mm and un-cracked ligament of 7 mm. These specimens are not optimal for SCC testing (high dK/da values and very short ligaments). Our 3-point bending pre-tests with un-irradiated Charpy specimens revealed that the transition from no or very slow and localized to fast high-sulphur

SCC crack growth occurs at much lower K values and in a smaller K -interval from 35 to 45 MPa·m^{1/2} than in the usual 0.5T to 1T C(T) specimens with a transition at 55 to 70 and 60 to 80 MPa·m^{1/2} (due to high dK/da and ligament stress/yielding effects). Furthermore, the transition was dependent on the a/W ratio in the tested range between 0.2 and 0.4. Therefore, this transition had to be well characterized first in un-irradiated Charpy samples with the same a/W ratios as in the irradiated ones. Due to the unplanned and immediate leave of our technician for the hotlab tests this summer and corresponding vacancy, we could not perform the SCC crack growth tests with irradiated samples in the second half of 2023. Furthermore, the evaluation of the last SCC cracks in irradiated FFT samples from CERT tests in simulated BWR/NWC environment in the hotlab SEM/FIB are still pending (lack of capacity and pending approval for FIB for hot service). The SCC and fracture tests with irradiated samples are therefore postponed to 2024 and will be performed during the previously announced 1 year prolongation of LEAD-II.

3.3 Sub-Project-III – Environmental effects on fatigue

The fatigue life of reactor components in LWR environments can be significantly shorter than in air and various EAF evaluation procedures were thus developed to capture these environmental effects. Critical parameter combinations (temperature, strain rate, strain, DO, ...) with strong environmental effects on fatigue are well established. There were only few fatigue cracking incidents in fatigue-designed pressure boundary components in recent years. More than 90% of those cases were related to high-cycle fatigue (HCF) due to flow-induced vibrations (FIV), often after power-up ratings, where strain rates/frequencies were too high for significant environmental effects. Less than 10% were related to thermal fatigue (high- & low-cycle fatigue (LCF)) due to thermal-hydraulic phenomena such as thermal stratification, thermal striping or turbulent mixing, which were not included and only partially in

the original design. Although the strain rates in some of these cases were in a critical slow range, the role and magnitude of environmental effects is currently still unclear. Furthermore, the occurrence and frequency of these cases were poorly correlated with plant age (and thus increasing fatigue cycle numbers). This apparent discrepancy between excellent operation experience and strong environmental effects in lab tests can be partially dissolved, if the exact boundary conditions of both are carefully taken into account. The significant differences between the original (very crude and conservative) fatigue design, lab tests and the real component loading thus raised some serious concerns about the conservatism, transferability and direct relevance of lab tests for real components and that current EAF evaluation procedures might produce unnecessary and false penalties. There is thus a need to further investigate the potential effects of such unexplored differences (e.g., multiaxial stress state, mean stress, stress gradients, static load hold times, load sequences, TMF, etc.). [3, 4]

This sub-project consists of the Post-Doc project of Aydin Baykal (who started at PSI in June 2021) [3] and the linked international H2020 project INCEFA-SCALE [11]. The goals of both activities are to evaluate the fatigue and EAF behaviour under plant-representative conditions and transferability of lab data to components, as well as the reduction of undue conservatism in current EAF evaluation procedures. The PSI tests are focused on EAF in pressurized hollow cylindrical SS specimens under mechanical and thermo-mechanical loading in hydrogenated HTW.

In LEAD-II, the effect of specimen geometry (as well as of stress state) and gage length on fatigue and EAF life in air and HTW are investigated with solid and hollow specimens. Furthermore, a DCPD system to monitor fatigue initiation and crack growth in EAF tests in HTW is under development and is supported by FE modeling. The special emphasis in 2023 was placed on the effect of gage length. In air, a moderate reduction of fatigue life is observed with increasing gage length, whereas in HTW, this effect is strongly

reduced by the effect of environment, in particular at slow strain rates [12]. The environmental factors F_{en} ($F_{en} = N_{air,RT} / N_{HTW}$) thus tend to decrease with increasing gage length. The exact reasons are not yet clear, but misalignment and additional bending stress seem to be a secondary effect in this context. The current ASTM and ISO fatigue standards are relatively lax with regard to gage length and introduce (unnecessary) additional uncertainty. It is thus recommended to more strictly regulate the gage length for EAF tests to improve reliability of F_{en} estimation. Preliminary test results with DCPD suggest that EAF initiation and growth can be reasonably well followed in EAF tests and potentially also provide some additional information on crack closure during the growth phase and thus represent a significant asset compared to the classical load drop method, but more systematic studies combined with post-test striation analysis are still needed.

In the first phase of INCEFA-SCALE, the influence of loading sequences & mean stress on the EAF life was investigated and results confronted and compared to various prediction models (such as Miner, Miner plus Smith-Watson-Topper (SWT), etc.). The SWT approach was quite promising, but it is suspected that the combination of SWT mean stress correction and the safety factor introduced for load history effects in the fatigue curve development is overly conservative for variable amplitude loading. In Phase 2, PSI and EdF were investigating the effect of internal pressure and multiaxial stress state on EAF life with hollow cylindrical specimens and EdF data suggests an effect of pressure on EAF life. Since the current number of tests is too small for statistically sound conclusions, the experiments will be extended to Phase 3 of INCEFA-SCALE. The main focus in the last Phase 3 is placed on feature tests with notched, hollow and biaxial loaded (membrane & cruciform) specimens with multiaxial stress states and stress gradients and the comparison with uniaxial standard experiments as well as to component tests. Extensive post-test metallographic and striation analysis on the fracture surface revealed

important mechanistic insights on the EAF initiation and crack growth process, which is crucial for the development of accurate EAF models. A data exchange agreement for the build-up of an international fatigue & EAF data base (IDF) was signed and will include the INCFEA-Plus & -SCALE MatDB data base as well as large data sets from US and Japan. This activity is planned to be extended as an OECD/NEA project. Data mining and analysis is ongoing

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 [3]. In the last 18 months, the SCC growth behaviour at high K_I -values in the range of 50 to 200 MPa·m^{1/2} was characterized with big (35 mm thick, 90 mm ligament) compact tension C(T) and constant K contour double cantilever beam (CDCB) specimens. The SCC behaviour of shallow cracks at low $K_I < 15$ MPa·m^{1/2} in strongly increasing K_I -fields will be investigated in 2024 in the frame of the follow-up project ASSET. An accurate knowledge of the SCC behaviour under these conditions is absolutely crucial for reliable flaw tolerance evaluations and integrity assessments as well as for the verification of the adequacy of the current periodic in-service inspection intervals.

For this purpose, four new Alloy 182 (~15 wt.% Cr) and Alloy 82 (~19 wt.% Cr) as-welded and post-weld heat-treated (PWHT at 620°C/24 h) butt welds were fabricated with GE welding procedure specifications of KKL. PWHT only moderately reduces the weld residual stresses (WRS) by 25 to 50% in this creep resistant Ni-alloys, since PWHT temperature is primarily selected for the adjacent RPV to avoid excessive hardness in the coarse weld HAZ zone and are 250 to 300°C too low for a complete relaxation of WRS in DMWs. Furthermore, PWHT moderately reduces hardness (10%), but can result in Cr-carbides precipitation at grain boundaries (GB) and in Cr depletion along the GB, which may increase SCC susceptibil-

ity in oxygenated BWR/NWC environment, where occluded crevice environments with slight acidic pH shifts can be formed. Significant WRS still persist in the big SCC samples after their cutting from the welds in both as-welded and PWHT specimens, the exact remaining profile being dependent on the location of the specimens in the welds. The peaks of the multiaxial WRS in the weld metal were about 20% higher or 30% smaller than the yield stress of the welds of about 400 to 450 MPa under as-welded and PWHT conditions. These WRS are usually not considered and neglected in the calculation of the stress intensity factors K_I in the test specimens, which can produce significant bias and in worst cases even non-conservatism of the SCC test results. The WRS were thus measured by n-diffraction with the POLDI instrument at SINQ/PSI in un-cracked big cut-out segments with the same dimensions and from the same locations in the weld as the SCC tests specimens. The stress intensity factor by the WRS K_{WRS} was estimated by the measured WRS profile and the weight function method and weight functions of Wu & Carlson for C(T) specimens. For the specific configurations and deep crack-tip positions ($a = 45$ to 50 mm) in the SCC tests, K_{WRS} was about 50 and 20 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ for as-welded and PWHT conditions, respectively. For shorter cracks ($a = 25$ mm) and lower K values $< 70 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$, K_{WRS} was $25 \text{ MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ for both conditions.

The effect of K_I on SCC crack growth was investigated with air fatigue pre-cracked 35 mm thick C(T) and CDCB specimens in simulated BWR/NWC environment (2 ppm O_2 with 20 ppb Cl⁻ as HCl, ECP = +150 - +200 mV_{SHE}) at 274°C. In a second step, the temperature was varied from 274°C → 290°C → 320°C → 250°C → 274°C. The originally planned change from oxygenated BWR/NWC to hydrogenated BWR/HWC environment was not possible due to the large SCC increments that resulted in premature failure of specimens by plastic collapse or environmental fracture at very high K_I values. After the pre-oxidation during one week, the specimens were first subjected to a specific loading procedure with cyclic

saw tooth loading with stepwise increase of load ratio R from 0.3 to 0.7 and increase of rise time from 50 → 500 s followed by periodical partial unloading at $R = 0.7$ with a hold time of 9000 s and rise/decline times of 500 s and subsequent constant loading at the target applied K_I values of 50 to 150 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$. The K_I values under constant load were stepwise increased in 24 hours at a constant load rate. The combination of the aggressive environment with this specific loading procedure allowed the efficient and full transition along the whole crack front from a transgranular fatigue pre-crack (with cyclic hardened crack-tip zone) to a growing IG SCC with an even crack front. The even crack front and 100% IG engagement are absolutely crucial for a reliable estimation of K_I and SCC crack growth by the DCPD method. Unfortunately, the CDCB specimens showed massive out-of-mid-plane cracking perpendicular (90° angle) to the mid-plane and thus did not provide useful results.

For all welds and conditions, a power law relationship between SCC growth rate and K_I ($da/dt_{SCC} = A \cdot K_I^n$) was observed in the high K_I region from 50 to 200 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$ with an exponent n of 1.5 to 2 (Figure 3a). This is in line with the assumed exponent n of 2 in the recent BWRVIP-358 [13] or MRP-422R1 curves for Alloy 82 in BWR and Alloy 182/82 in PWR environment, respectively. The SCC rates thus continuously increase with K_I and there is no plateau, where rates become independent of K_I (at least up to SCC rates of $2\text{E}-8$ m/s), in contrast to most SCC disposition curves for Alloy 182 for BWRs (e.g., BWRVIP-59 or JSME) curves that claim such a plateau above 27 or 50 $\text{MPa}\cdot\text{m}^{1/2}$! The observed SCC rates in Alloy 182 PWHT were a factor of 3 higher than in as-welded Alloy 182, which in turn were a factor of 3 higher than in as-welded Alloy 82 at the same K_I values. The higher SCC rates were likely due to the GB Cr depletion in PWHT 182 and the lower Cr content (slower repassivation) in Alloy 182, respectively. Furthermore, the weld root region revealed slightly higher (1.5 to 2x) SCC rates than in the middle of the weld, likely due to higher plastic weld shrinkage strains (WSS) in this region.

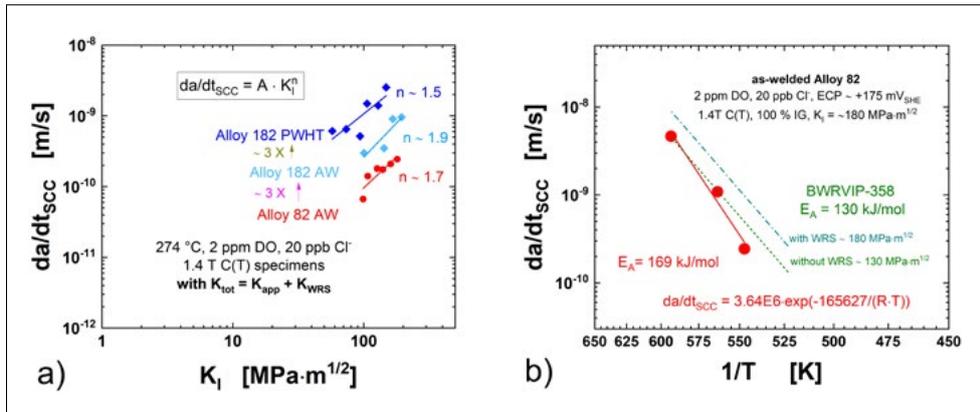


Figure 3:
a) Effect of KI on SCC crack growth in Alloy 182/82 DMWs in BWR/NWC at 274°C.
b) Effect of temperature on SCC crack growth in as-welded Alloy 82 in BWR/NWC at a high K_i of ~180 MPa·m^{1/2}.

A strong effect of temperature on SCC crack growth was observed with a 10 to 20 X increase in SCC rates from 274 to 320°C. The measured Arrhenius activation energy E_A of 169 kJ/mol for Alloy 82 is slightly higher than value of 130 kJ/mol of BWRVIP-358 (Figure 3b). Similar E_A were observed for all Alloy 182 & 82 welds as well as AW & PWHT conditions. Chloride addition of 20 ppb resulted in a 2 to 3 X acceleration of SCC rates in BWR/NWC with 2 ppm O₂, which is in a similar range as observed in BWRVIP-358. This acceleration is acceptable and small compared to the variation in SCC rates between 10 and 200 MPa·m^{1/2} for more than 10,000 X and eliminates the experimental uncertainties & issues arising from insufficient IG engagement and uneven crack fronts.

For the current specific configuration, neglecting the contribution of WRS to K_i is conservative and the error at very high K_i is acceptable (within the typical specimen to specimen or heat to heat scatter under well behaved conditions) and results in lower exponents n, but these observations are not universal! At low K_i the errors can be huge, even in small 0.5 T C(T) specimens with somewhat smaller remaining WRS, but in some cases even higher K_{WRS} were observed in smaller samples than in bigger ones depending on their locations and crack-tip positions in the welds.

The current work confirmed the adequacy of the recently developed (with the help of PSI) BWRVIP-358 SCC curves for Alloy 82 in BWR [13]. On the other hand, the older

BWRVIP-59 SCC curves for Alloy 182 in BWR (from 2007) do not reflect the careful testing results acquired in the last 15 years and are not conservative, in particular at high K_i in BWR/NWC & HWC and in HWC at the Ni/NiO boundary (previous PSI work), and should thus be revised and updated.

4. National Collaborations

The collaboration is focused to the Swiss nuclear community. Close thematic links exist to the ENSI projects INOWAC (SCC mitigation by Zn & Pt injection), PROACTIV-II (probabilistic LBB analysis for SCC, small sample fracture testing) and to the **swissnuclear** project Mod-WRS (modelling of weld residual stress in DMWs). In the recently finished PI-ONIC project (NDE of DMW) there were 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 "On-Call Contract" with ENSI, we have performed three small expertise tasks (EAF crack growth curves for Ni alloys & SS, review of revised ENSI ageing management guidelines, LTO beyond 60 years) in 2023.

5. International Collaborations

As active members with key positions (Working Group Leader, Scientific Secretary, Chair) in the International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC, <https://www.icg-eac.org>) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <https://www.ecg-comon.org/>), as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <https://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. Stefan Ritter was the main organizer of the Nuclear Corrosion session of the EUROCORR 2023 and of the ICG-EAC meeting 2023 and elected as the new Chair of the EFC Science & Technology Advisory Committee. Under the auspice of the EFC/WP4, we have organized the third edition of the Nuclear Corrosion Summer School (NuCoSS-23) this summer and supported it with several lectures. In November this year, we have performed the bi-annual EPFL Doctoral School course MSE-600 on irradiation effects on materials (including IASCC of reactor internals and irradiation embrittlement of RPV).

The authors are also member of the Technical Area 4 – System and Component Integrity in the NUGENIA Alliance (<https://snetp.eu/nugenia/>), where the safe 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) [11], MEACTOS (SCC mitigation, terminated) [5, 6] and FRACTESUS (small sample fracture testing of irradiated RPV steels). This fall, we have submitted 2 new EU Horizon Europe proposals, ATESSA (SCC, IASCC and EAF of SS in PWRs) and POEAM (SCC of additively manufactured steels under LWR conditions) that will be linked to the follow-up project of LEAD-II, ASSET [14]. In support of the POEAM

proposal, a small in-kind POEAM round-robin SCC test program with additively manufactured steels is currently performed and will result in a publication in 2024.

We were heavily supporting an international project of EPRI to develop SCC disposition lines for Alloy 82 in BWR/NWC and HWC environment during the last 4 years. This project is now finished and the final EPRI BWRVIP-358 report was published this summer [13]. We will support a similar EPRI project for the development of the SCC disposition lines for SS and BWR environment during the next 2 years. Based on our previous test programs on SCC in LAS in LWRs, we furthermore could support two foreign companies as party experts in an arbitration and a court cases on SCC issues in LAS in fossil power plants. This work also revealed very useful information/knowledge for LWRs [15]. Furthermore, we are supporting the OECD/NEA project on LTO beyond 60 years.

6. Assessment of 2023 and Perspectives for 2024

6.1 Assessment of 2023

In spite of COVID-19 and various personnel issues, the overwhelming part (ca. 93%) of LEAD-II [3] can be finished as planned by the end of 2023. 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. Its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI. The gained expertise could be directly applied in several small on-call tasks for ENSI.

6.2 Perspectives for 2024

The LEAD-II project is prolonged (cost-neutral) for 1 year to catch-up the delays of sub-project I part B and pending investigations on irradiated RPV steels in sub-project II. 3 to 4 additional journal papers from LEAD-II are planned for 2024 and a short final report is foreseen until early spring

2024. The approved follow-up project ASSET (2024–2026) [15] consists of 2 ongoing activities from LEAD-II and 3 new major activities on SCC, IASCC and EAF of SS in PWRs that were driven by the recent SCC incidents in the French PWR fleet & growing interest in advanced additive manufacturing technologies for the production of spare parts/replacements, repairs & maintenance.

7. Publications

In total, 2 journal [5, 16] and 6 conference/workshop papers/presentations [7, 12, 15, 17, 18, 19] and 1 report [13] were published in 2023.

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] **M. Zimina et al.**, Corrosion Review 41 (2023) 545–564.
- [6] **Z. Que et al.**, Corrosion Engineering, Science and Technology 57 (2022) 474–485.
- [7] **H.P. Seifert, A. Treichel, A. Das, S. Ritter**, “SCC initiation of Alloy 182 weld metal under light water reactor conditions”, accepted for publication in 21th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, St. John’s, Newfoundland, Canada, August 6–10, 2023, **to be published in CEST**.
- [8] **S. Suman, H.P. Seifert, P. Spätig, S. Ritter**, “Stress Corrosion Cracking Behaviour of Thermally Aged Alloy 182”, 20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Snowmass Village, Colorado, USA, July 17–21, 2022.
- [9] **Z. Que**, “High-Temperature Water Effects on the Fracture Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels”, EPFL PhD Thesis No. 9391, 2019.
- [10] **S. Suman, P. Spätig, H.P. Seifert**, “Effects of hydrogen on the transition reference temperature of a reactor pressure vessel steel using sub-sized pre-cracked Charpy specimens”, 23rd European Conference on Fracture, Funchal, Madeira, Portugal, 27 June–1 July, 2022.
- [11] **S. Arrieta et al.**, Procedia Structural Integrity 42 (2022) 27–34.
- [12] **B. A. Baykal, P. Spätig, H.P. Seifert**, “Assessment of gage length effects on cylindrical austenitic stainless steel fatigue specimens in air and high-temperature water environment”, Proceedings of the ASME 2023 Pressure Vessels & Piping Conference, PVP2023, Atlanta, Georgia, USA, July 16–21, 2023.
- [13] **BWRVIP-358: BWR Vessel and Internals Project, Stress Corrosion Crack Growth Rate Behaviour of Alloy 82 Weld Metal in Boiling Water Reactor Environments**, EPRI, Palo Alto, CA, 2023, 3002023758.
- [14] **H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig**, “Project proposal: ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies”, PSI AN-46-23-03, 12.08.2023.
- [15] **H.P. Seifert, S. Ritter**, “SCC of Low-Alloy Steels in Neutral or Slightly Alkaline High-Temperature Water (Steam-Water Cycles)”, ICG-EAC 2023, Kingston, Canada, May 7 to 12, 2023.
- [16] **Bender, et al.**, Techniques de l’ingénieur COR 2000 (2023) pp. 1–19.
- [17] **A. Das, H.P. Seifert and S. Ritter**, “Assessing the Role of Surface Conditions in SCC Susceptibility of Alloy 182 in Simulated LWR Environments”, In: **EUROCORR 2023**, EFC, Brussels, Belgium, August 27–31, 2023.

- [18] **B.A. Baykal, S. Ritter and H.P. Seifert**, "Stress Corrosion Cracking in the Reactor Coolant Circuits of Light Water Reactors – with Recent Illustrative Own R&D Examples on SCC in DMWs", In **3-Länder-Korrosionstagung 2023**, Frankfurt, Germany, May 11–12, 2023.
- [19] **H.P. Seifert**, "Stress Corrosion Cracking in Light Water Reactors – with recent illustrative own R&D examples on SCC in DMWs –", SVMT Tag der Werkstoffe, 29.03.2023, KKG Gösgen.

INOWAC

Investigation of advanced water chemistry technologies on the ageing performance of structural LWR materials

Author and Co-author(s): S. Ritter, A. Mackiewicz, H.P. Seifert
Institution: Paul Scherrer Institut
Address: Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address: +41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch, www.psi.ch and <http://www.psi.ch/Inm>
Duration of project: April 1, 2023 to March 31, 2026

Abstract

The INOWAC project deals with the important topic of ageing of light water reactor (LWR) structural materials in the context of long-term operation (LTO). Its main objective is to investigate the mitigation of stress corrosion cracking (SCC) by optimisation of the water chemistry. Proactive SCC mitigation in Alloy 182 and stainless steels is crucial and indispensable for a safe and economic LTO. 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 at higher concentrations than usually applied in plants might also have a positive effect on minimising the environmental degradation of structural materials. 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 pressurised water reactors (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 on the 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, which delivered some promising and valuable results in terms of SCC mitigation, although at Zn concentrations which are still slightly above the ones applied in LWR plants. In the framework of the current INOWAC project those results will be verified at lower Zn concentrations and for longer exposure times. Towards the end of the project, also the effectiveness of the online NobleChem technology will be further assessed by studying a possible impact of combined Pt and Zn application. Experiments are being conducted in sophisticated high-temperature water loop systems with autoclave and loading device, simulating boiling water reactor (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. During the first project year, specimens have been manufactured and coupons have been exposed to Zn-containing and Zn-free high-temperature water and the oxide films have been studied, showing a thinner but more compact oxide scale after Zn injection. Furthermore, the first SCC initiation tests at low Zn concentrations have been conducted in BWR environment.

1. Introduction

Stress corrosion cracking (SCC) of Alloy 182/82 as well as (irradiation-assisted) SCC of reactor internals and piping are two of the biggest concerns in the context of long-term operation (LTO) of the international and Swiss boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) fleet [1]. The very recent “surprising” SCC incidents in stainless steel piping in several French PWRs have again revealed the importance of SCC mitigation measures, as well as keeping a high level of SCC expertise in Switzerland. Proactive mitigation of these phenomena is crucial and indispensable for a safe and economic LTO. The most promising water chemistry SCC mitigation methods currently are the online NobleChem (OLNC, for BWRs) and the Zn water chemistry (for BWRs and PWRs), whereas for the latter, the mitigation effect at plant-typical Zn levels of 5 to 15 ppb is still unclear. These water chemistry methods have a big and extremely valuable advantage over other mitigation methods, such as peening or weld overlays etc., in the sense that they have a generic (Ni-alloy, stainless steels or low-alloy steel components) and rather global mitigation effect in the reactor coolant system and are also proactive and cost effective. The other methods just provide mitigation for the treated specific component.

Zn, even added in very small amounts to the reactor coolant system, has proven to be an effective method for lowering shut-down dose rates in light water reactors (LWRs) [2]. Accessorily, some few investigations have indicated that Zn injection might also have a positive effect on minimising the degradation of structural materials [3–5]. This is because the injected Zn ions can substitute into the tetrahedral sites of the Fe_3O_4 spinel structure, which seem to create a more stable and protective oxide scale. The effectiveness of Zn injection on mitigation of SCC initiation of steam generator tubes (Alloy 600) has been shown in plants and labs [5–7]. However, very little is known about the influence of Zn injection on the SCC behaviour of other structural materials in a reactor system. In addition, the working mechanism of Zn in-

jection on the SCC initiation and propagation for different kinds of materials is poorly studied. Therefore, the ZINC project was conducted, which revealed some very promising SCC mitigation results, at least for relatively high Zn contents of mostly 40 ppb. To confirm those results at lower, plant-relevant Zn contents of 5 to 15 ppb and to quantify the mitigation effect, as well as to reveal further insights into the underlying mechanisms, further investigations are needed. Some of those are conducted in the framework of the INOWAC project [8].

The current report contains a very condensed summary of the main conclusions of the predecessor project ZINC (which ended in March 2023) and thereafter briefly describes the content and objectives of the INOWAC project, as well as the work performed during the first nine months. It also gives a preview on some selected results.

2. Summary and conclusions from the ZINC project

The predecessor project ZINC was conducted from October 2019 until March 2023 with the general objective being the detailed and systematic investigation of the SCC behaviour of structural materials in Zn-containing water for validation of this technique and for revealing new insights on the mechanisms behind this phenomenon. The special emphasis of this project was placed on examining the SCC initiation threshold stress and SCC growth rates of Ni-based weld metal Alloy 182 and cold-worked (CW) AISI 316L stainless steel in simulated BWR and PWR environments without and with Zn. Furthermore, the composition, structure, properties and repassivation kinetics of surface/crack-flank oxide films has been characterised.

The effect of Zn injection on the SCC initiation and short crack growth behaviour of Alloy 182 weld metal and 20% cold-worked 316L stainless steel was studied under simulated BWR-HWC and PWR primary water using two different test techniques. Accelerated constant extension rate tensile (CERT) testing of flat tapered tensile (FTT) specimens revealed stress thresholds for SCC crack ini-

tiation and combined slow rising-constant load (SRL-CL) tests with compact tension (CT) specimens resulted in stress intensity factors (K_I) or notch strains at crack initiation and crack growth rates (CGRs). All those values were compared to assess and quantify the mitigation capabilities of Zn water chemistry. The following conclusions could be drawn:

- CERT tests with FTT specimens revealed a SCC mitigation effect with 40 ppb Zn in the high-temperature water (BWR and PWR conditions). With 15 ppb Zn the mitigation effect was also detectable (for Alloy 182), but less clearly. After pre-exposure of the specimens without Zn, injecting 40 ppb Zn for approx. 2 weeks seems to be not sufficient to mitigate SCC.

- In SRL-CL tests with CT specimens, injection of 15 to 40 ppb Zn resulted in a clear delay of SCC initiation and in slower short crack growth rates for Alloy 182. The 316L stainless steel showed a low SCC susceptibility already without Zn, therefore SCC mitigation by Zn could not be demonstrated.

- SCC long crack growth investigations with Alloy 182 revealed no clear mitigation effect of 40 ppb Zn injection. But more tests would be needed to confirm those observations.

- Repassivation tests by the scratch technique revealed no effect of Zn under oxidizing BWR normal water chemistry conditions. Also here more investigations would be needed before final conclusions can be drawn.

- On both materials, the oxide layer is significantly thinner and seems to be more compact (showing less defects) with Zn injection than without for BWR-HWC and PWR conditions.

- Zn can be detected in the inner oxide layer of specimens tested with Zn injection. Zn seems to be incorporated into the oxide layer as $ZnCr_2O_4$ or $ZnFe_2O_4$.

- The results of ex-situ electrochemical measurements in room temperature environment show, that the Zn-containing oxide film seems to be more protective.

- Results from tests with 15 ppb Zn injection indicate, that a similar oxide film thickness,

surface morphology and electrochemical properties are reached as with 40 ppb Zn.

- If the oxide film is formed in Zn-free high-temperature water, 2 weeks of exposure to Zn-containing environment seems not to be enough to clearly change the morphology of the oxide layer. Nevertheless, Zn could be detected in the film, although the oxide is not fully saturated with Zn and its concentration decreases towards the oxide-metal interface.

Most of the results are described in more detail in [9] and [10]. A literature review on the Zn water chemistry in terms of corrosion behaviour can be found in [5].

3. Structure, goals and work programme of the INOWAC project

3.1 Structure and objectives

The structure of the INOWAC project is based on the very good experience from former ENSI-PSI projects (e.g., SAFE, LEAD, NORA or ZINC). The project tasks (Table 1) will be covered by a project leader, a Post-Doc and a PhD student. The “core team” will be supported by scientific specialists and technical staff of the Component Safety (BTS) Group and from other groups of the Laboratory for Nuclear Materials (LNM) and of PSI's Hotlab (AHL).

The general topic of the project is the continuation of the systematic investigation of the effect of Zn addition on the SCC initiation and propagation behaviour and on the oxide film of Alloy 182 and stainless steel in (simulated) BWR and PWR environments, to confirm the results from the ZINC project also at lower, more plant relevant Zn concentrations, as well as for longer exposure times. More phenomenological insights and a better basic understanding will be gained. The final objective is to be able to quantify a potential mitigation effect of Zn, e.g. also in the context of SCC disposition lines. A second (smaller) task will be to answer some remaining open questions concerning the OLNLC technology, especially investigating a possible impact of combined Pt and Zn additions.

The project supports the safe LTO of the Swiss nuclear power plants also by preserving 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 [11]. 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, NORA and ZINC projects, facilities for performing sophisticated SCC, water chemistry and solution injection experiments, analytics of the oxide films and cracks have already been developed and qualified. Some facilities have to be modified and optimised and some components be renewed, but the INOWAC project can profit from the existing infrastructure and does not need to start from scratch.

3.2 Work programme

In the following paragraphs the work programme is described very briefly. The work programme will be discussed in more detail and adjusted, if necessary, during the periodic project meetings with the ENSI representatives:

- Exploration of the SCC mitigation capabilities of lower, more plant relevant Zn contents: Slow rising-constant load tests with blunt-notched compact tension specimens (instrumented with online crack growth monitoring) and constant extension rate tensile/constant load tests with flat tapered tensile specimens will be conducted with Alloy 182 and (to a lower extent) also with cold-worked 316L stainless steel in high-temperature water containing 5 to 15 ppb Zn. This corresponds to concentrations which are currently available in the reactor water of BWR and PWR plants operating with Zn water chem-

istry. Tests will be performed in BWR and (to a lower extent) in PWR environments.

- Effect of Zn content and Zn exposure time on oxide film composition and structure: Results from the ZINC project show impressively that 40 ppb of Zn injection results in a thinner but more compact and therefore more protective oxide film. It also revealed that if a mature Zn-free oxide film is available on the surface, an exposure to Zn-containing high-temperature water for two weeks was not sufficient to modify or improve the oxide film. Other results from the literature indicated that the amount of injected Zn determines the composition and structure of the surface oxide film, which also evolves with increasing exposure time. To get a more conclusive and systematic picture, exposure and tensile tests with different Zn contents, exposure and pre-exposure periods will be performed.

- Effect of Zn injection on oxide film properties of the materials: Currently, very limited research has been carried out to examine possible effects of Zn addition on the mechanical properties of the oxide films on structural materials, which are closely related to the SCC initiation and propagation behaviour. Different methods will be evaluated to measure the fracture strain/toughness of oxide film with Zn-treated and Zn-free specimens.

- Mechanistic analysis: The mechanism by which Zn improves the SCC resistance is still not fully clear. This task will be handled by carefully analysing the specimens (e.g., oxide films, fracture surfaces, crack paths, crack-tips, etc.) from the tasks above. The success of this task also depends on the characterisation ability/tools available. Therefore the progress and direction of this task will be reported and discussed regularly during the project meetings.

- Effect of combined Pt and Zn injection: Currently no data is available if the simulta-

neous injection of Pt and Zn might have a negative impact on the oxide film properties or SCC mitigation behaviour. Tests under BWR conditions will be carried out to verify this.

After the start of the project the focus was on specimen manufacture, start of a SCC initiation and short crack growth test series in BWR-hydrogen water chemistry (HWC) at low Zn contents and the recruitment of a Post-Doc. The characterisation of oxide films was another task during 2023. In the following Section a small selection of results are presented very briefly.

4. Results from experimental work

Because the project has started only nine months ago, only a limited number of new SCC initiation results are available so far. Therefore, in the current report only some oxide film characterisation results are presented. Some data from the ZINC project is shown together with new results and due to the restricted space the focus is on Alloy 182 and BWR conditions only.

4.1 Materials and experimental procedure

4.1.1 Materials and specimens

A Ni-base weld metal Alloy 182 was selected for the experimental investigations. The chemical composition of the material is shown in Table 2. Coupons (13×10×4 mm³) were machined from the Alloy 182 weld. 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-re-

ceived surface condition of industrial components and the other surface was ground up to 0.1 µm, followed by OPS solution (0.02 µm) polishing. More details about the material can be found in [9, 12, 13].

4.1.2 Experimental procedure

The experiments were carried out in stainless steel autoclaves. A constant water flow through the autoclave was provided by refreshing high-temperature water loops, which simulate BWR-HWC conditions. Table 3 shows the parameters of the test environment. All environmental parameters, including dissolved hydrogen (DH), conductivity, temperature, flow rate, electrochemical corrosion potential (ECP), etc., were carefully controlled and continuously recorded during the tests to sustain the target environmental conditions.

In order to study the effect of Zn injection on the corrosion behaviour and oxide film properties, tests were performed in Zn-free high-temperature water (BWR-HWC conditions) as reference and with 10, 15 or 40 ppb Zn dosing. Concentrated Zn acetate solution was injected into the feedwater flow to achieve the target Zn concentration. Coupons were inserted into the autoclave and exposed to the high-temperature water for approx. two weeks. For another test series, coupons were first exposed for two weeks to Zn-free BWR-HWC environment and then for four or eight weeks to high-temperature water containing 15 ppb of Zn.

After the tests, the surfaces and cross-sections of the coupons were examined by scanning electron microscopy (SEM) to compare the oxide film morphology and thickness

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

Table 2:
Chemical composition of the Ni-base weld metal Alloy 182 (in wt.-%).

Environment	Temperature [°C]	Pressure [bar]	DH [ppb]	Redox potential [mV _{SHE}]	B / Li [ppm]	pH _T	Zn [ppb]
BWR-HWC	274	90	253	-534	-/-	5.63	0, 15 or 40

Table 3:
Most important parameters of the test environment.

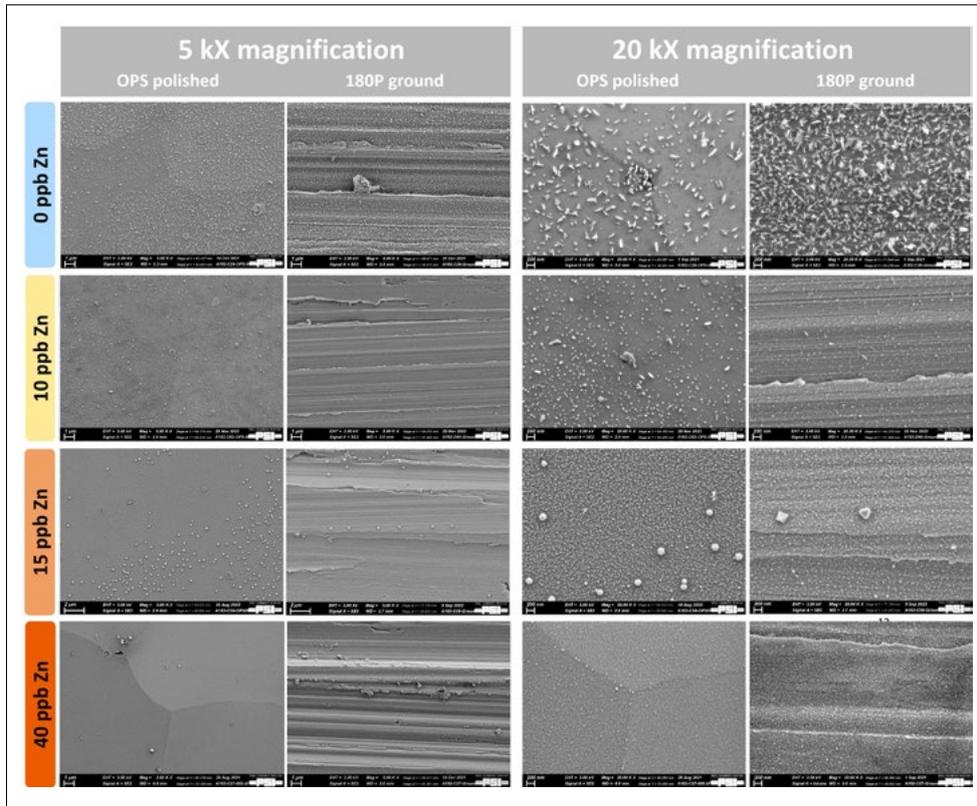


Figure 1: SEM micrographs of the oxide films on OPS polished and ground Alloy 182 specimens after exposure to BWR-HWC environments without or with 10, 15 or 40 ppb of Zn for approx. two weeks.

with Zn to the one without Zn treatment. The final objective is to possibly draw conclusions on the protectiveness of the oxide layer in terms of SCC initiation susceptibility.

4.2 Selected results

For the first test series, coupons made of Alloy 182 were exposed to BWR-HWC environments without or with 10, 15 or 40 ppb Zn for about two weeks. In Figure 1 SEM micrographs of the coupon surfaces recorded at two different magnification levels are shown. In all cases a clear difference in the surface oxide film morphology could be observed between the Zn-treated and Zn-free surfaces. Less of the larger oxide crystals were formed in the outer oxide layer and the outer oxide layer appears more smoothly for the Zn-treated surfaces, regardless of the surface condition (polished vs. ground). This is pronounced in case of the 40 ppb Zn specimens, but also visible for 10 and 15 ppb of Zn, although to a smaller extent.

After cross-sectioning of the coupons, the thickness of the inner oxide layer was meas-

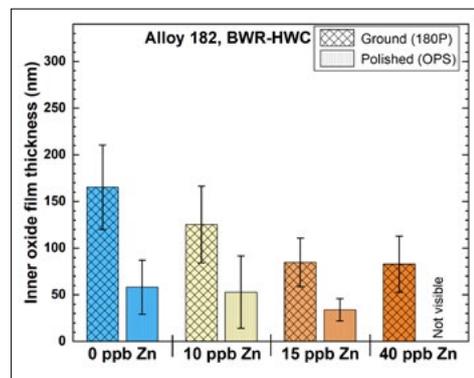


Figure 2: Comparison of the thickness of the inner oxide film on Alloy 182 weld metal exposed for approx. two weeks to BWR-HWC environment without or with 10, 15 or 40 ppb Zn injection. Measured by SEM at 45 equidistant positions.

ured by SEM at 45 equidistant positions. The results are shown in Figure 2. The oxide film of the OPS surface was generally very thin, but looking at the ground surface a clear decrease of the oxide film thickness, as well as of the standard deviation (error bars) was observed on the coupons exposed to 15 or 40 ppb Zn-containing high-temperature water. For the 10 ppb Zn treatment the thickness also decreased, although to a lesser extent. This together with the surface imaging gives a clear indication, that in the presence

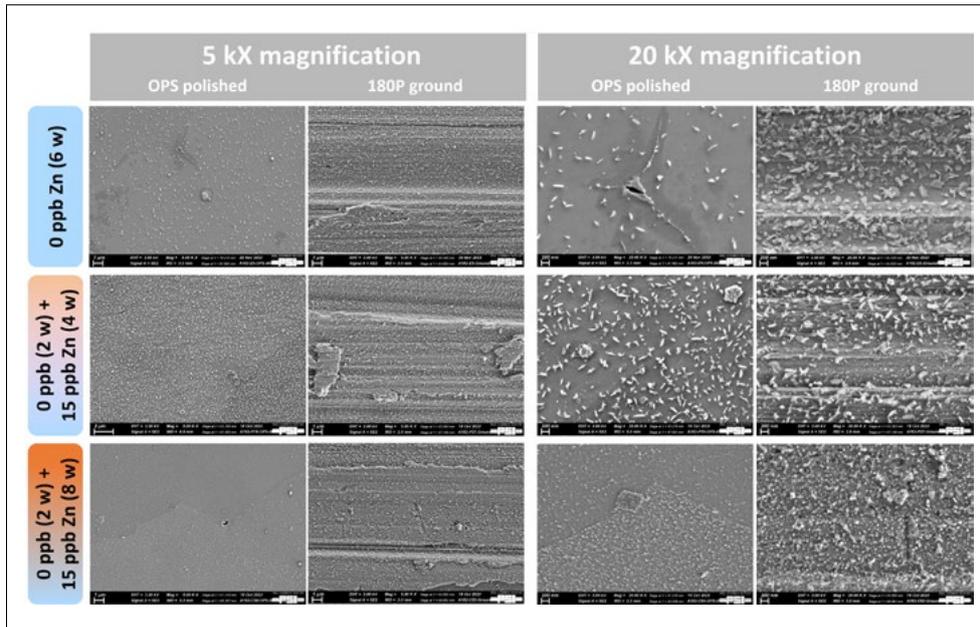


Figure 3: SEM micrographs of the oxide films on OPS polished and ground Alloy 182 specimens after exposure to BWR-HWC environments, first for two weeks without and thereafter with 15 ppb of Zn for four or eight weeks (and reference test without Zn for six weeks).

of Zn a thinner, but more dense and compact oxide scale is formed, which possibly results in a better protection against SCC initiation. Further oxide film studies are ongoing (e.g., Raman spectroscopy, X-ray photoelectron spectroscopy, electron dispersive spectroscopy, electrochemical impedance spectroscopy, etc.) to further reveal the effect of Zn injection on the oxide film properties and composition.

Earlier investigations (in the framework of the ZINC project) have shown that if the oxide film has been formed in Zn-free high-temperature water, two weeks of exposure to 40 ppb Zn-containing high-temperature water was not enough to change the morphology of the oxide layer or to improve the SCC resistance. Therefore, a set of pre-oxidised coupons (in Zn-free environment) were exposed to 15 ppb Zn for four or eight weeks and the oxide films were investigated thereafter. The SEM micrographs in Figure 3 show only a small effect in case of the four weeks exposure, but a clear difference after eight weeks, compared to the Zn-free oxide film. Looking at the thickness of the inner oxide film, a significantly thinner film was measured already after four weeks of 15 ppb Zn-exposure (Figure 4). The thickness measurements after eight weeks are

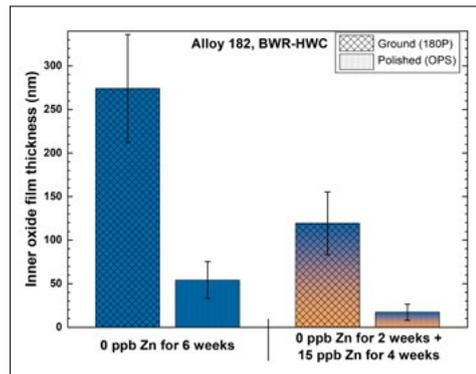


Figure 4: Comparison of the thickness of the inner oxide film on Alloy 182 weld metal exposed to BWR-HWC environment for six weeks without Zn injection and for two weeks without Zn following four weeks with 15 ppb Zn exposure. Measured by SEM at 45 equidistant positions.

not available yet. Those preliminary results indicate that an improvement of the oxide film properties may be reached already after around 4 weeks with Zn being present in the high-temperature water. But further investigations are needed to confirm these observations.

5. 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 lat-

est results during the annual ENSI-PSI project presentation meeting. Close collaboration and links also exist with the ENSI project LEAD-II.

6. 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 Chair of the Working Party 4 and Chair of the Science and Technology Advisory Committee), etc.]. Our research activities are regularly presented and/or discussed within these groups. PSI also participates as member in the SNETP-NUGENIA alliance (Technical Area 4 – System and Component Integrity, <http://www.snetp.eu/nugenia>) and the BTS-Group is in close contact with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA). Finally, the project leader was one of the driving forces in the development and submission of a Horizon Europe EU project proposal on the SCC behaviour of additively manufactured austenitic alloys in LWR environments involving 17 European partner organisations (POEAM).

7. Assessment of 2023 and perspectives for 2024

7.1 Assessment of 2023

During the initial nine months of the project the first part of the exposure and SCC testing programme has been planned, new specimens have been manufactured and already first experiments at low Zn concentrations and for longer periods have been performed. The intense oxide film characterisation pro-

gramme was also running smoothly. The new Post-Doc position was advertised, but the search for a suitable candidate has shown to be very challenging. Currently it is expected that the Post-Doc will start early- to mid-2024 (delayed by approx. six months). A rather large number of national and international conferences, workshops and meetings have been attended by the INOWAC team (e.g., Swiss Corrosion Science Day 2023, ICG-EAC Meeting 2023, EUROCORR 2023, Nuclear Plant Chemistry Conference 2023, etc.). The first semi-annual project meeting was held on October 27 and the annual ENSI-PSI project presentation meeting on December 1. Despite the delayed recruitment of the Post-Doc it can be concluded, that the major goals and milestones of the first project year were mostly achieved.

7.2 Perspectives for 2024

During the second project year the SCC initiation and exposure test campaign will continue and the characterisation of the oxide film and SCC cracks will be further intensified. An important milestone will be the conclusion of the PhD thesis of Adrianna Mackiewicz in fall 2024. The Post-Doc is expected to start working at PSI around April-May and it is planned to hire a trainee from the National Tsing Hua University (Taiwan) during summer 2024. Furthermore, at least two journal papers will be published and project results will be presented at the annual ENSI-PSI project presentation event and at conferences (e.g., ICG-EAC Meeting 2024, April 2024, South Korea; EUROCORR 2024, September 2024, France). Finally, two project meetings will be organised (in April and October 2024) and measures will be discussed to compensate for the delayed start of the Post-Doc.

8. Publications

In 2023, several conferences, workshops and meetings have been attended by the INOWAC team and three journal papers have been published (all publications of course contain results from the predecessor project ZINC). Also two papers summarising the

results from the three NORA projects have been presented at the NPC 2023 conference and at an EPRI meeting. Finally, a lecture on SCC mitigation has been given during the Nuclear Corrosion Summer School 2023 (in Slovenia). All presentations & publications are listed below in chronological order.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Virtanen, “Exploring the Role of Zinc Injection on the Oxide Film Modification and Stress Corrosion Cracking Mitigation of Alloy 182 Weld Metal Exposed to Boiling Water Reactor Coolant”, In: **Swiss Corrosion Science Day 2023**, SwissCorr, Zürich, Switzerland, April 24, 2023.

■ K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, P.V. Grundler, H.-P. Seifert, and S. Ritter, “Effect of Zinc Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Structural Materials in Light Water Reactor Primary Water”, **Corrosion Reviews**, 2023, **41**(3), 387–398.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Virtanen, “Exploring the Role of Zinc Injection on the Oxide Film Modification and Stress Corrosion Cracking Mitigation of Alloy 182 Weld Metal Exposed to Boiling Water Reactor Coolant”, In: **Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials**, ICG-EAC, N.P.O., Kingston, ON, Canada, May 7–12, 2023.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Virtanen, “Effect of Zn on the Oxide Film Properties of Alloy 182 Exposed to BWR Environment”, In: **Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials**, ICG-EAC, N.P.O., Kingston, ON, Canada, May 7–12, 2023.

■ S. Ritter, P.V. Grundler and S. Rowthu, “Effect of Pt on Zircaloy Behavior (Results from the NORA Project)”, In: **EPRI BWRVIP Mitigation Committee Meeting**, EPRI, Kansas City, MO, USA, June 6–8, 2023.

■ S. Ritter, “Lecture: Environmentally-Assisted Cracking (& Corrosion) Mitigation in Lwrs”, In **Nuclear Corrosion Summer School 2023 (NuCoSS-23)**, Gozd Martuljek, Slovenia, July, 2023.

■ K. Chen, A. Mackiewicz, H.-P. Seifert, S. Virtanen, and S. Ritter, “Role of Zn Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Alloy 182 Weld Metal in Simulated Light Water Reactor Environment”, **Corrosion Science**, 2023, 111364.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Virtanen, “Mitigation of Stress Corrosion Cracking in Alloy 182 Weld Metal by Zinc Injection into Boiling Water Reactor Coolant”, In: **EUROCORR 2023**, EFC, Brussels, Belgium, August 27–31, 2023.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.-P. Seifert, and S. Virtanen, “Effect of Zinc Water Chemistry on Stress Corrosion Cracking Mitigation of Alloy 182 Weld Metal and Its Oxide Film Properties”, In: **Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC 2023)**, Paper No. 152, Juan les Pins, France, September 25–28, 2023.

■ S. Ritter, P.V. Grundler and S. Rowthu, “A Decade of Research on Noble Metal Chemical Addition at PSI – Lessons Learned”, In: **Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC 2023)**, Paper No. 151, Juan les Pins, France, September 25–28, 2023.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, C.W. Schneider, and S. Virtanen, “Effect of Zn on the Oxide Film Properties of Alloy 182 Exposed to BWR Environment”, In: **PSI FoKo Poster Event 2023**, PSI, Villigen, Switzerland, December 4, 2023.

■ S. Ritter, A. Mackiewicz, K. Chen, and H.P. Seifert, “Mitigation of Stress Corrosion Cracking in Alloy 182 Weld Metal by Zinc Injection under Simulated BWR Conditions”, In: **EPRI BWRVIP Mitigation Committee Meeting**, EPRI, Tempe, AZ, USA & Online, December 5–6, 2023.

9. 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.
- [2] G. Romeo, “Oxidation and Radiation Buildup on Stainless Steel Components of Boiling Water Reactors”, **Nuclear Technology**, 1983, **63**(1), 110–120
- [3] D.-S. Lim, S.-H. Jeon, B.J. Bae, J. Choi, K.M. Song, and D.H. Hur, “Effect of Zinc Ad-

- dition Scenarios on General Corrosion of Alloy 690 in Borated and Lithiated Water at 330°C”, **Corrosion Science**, 2021, **189**, 109627.
- [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.
- [5] X. Guo, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Ritter, “Effect of Zinc Water Chemistry on the Corrosion and Stress Corrosion Cracking Behavior of Structural Materials in Light Water Reactors – a Review”, **PPCHEM**, 2023, **25**(3).
- [6] K. Norring and J. Engström, “Initiation of SCC in Nickel Base Alloys in Primary PWR Environment: Studies at Studsvik since Mid 1980s”, **Energy materials**, 2008, **3**(2), 113–118.
- [7] 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”, In: **9th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors**, TMS, 1999.
- [8] S. Ritter and H.P. Seifert, “Project Proposal: INOWAC – Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials”, In: **PSI Aktennotiz**, Report No. AN-46-23-01, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, January 2023.
- [9] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, H.P. Seifert, and S. Ritter, “Role of Zn Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Alloy 182 Weld Metal in Simulated Light Water Reactor Environment”, **Corrosion Science**, 2023, **221**, 111364.
- [10] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, P.V. Grundler, H.-P. Seifert, and S. Ritter, “Effect of Zinc Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Structural Materials in Light Water Reactor Primary Water”, **Corrosion Reviews**, 2023, **41**(3), 387–398.
- [11] “Forschungsstrategie Des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats Ensi”, In: **ENSI Report**, ENSI, Brugg, Switzerland, June 2013.
- [12] 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**, 208–222.
- [13] J. Bai, R.-W. Bosch, S. Ritter, C.W. Schneider, H.-P. Seifert, and S. Virtanen, “Electrochemical and Spectroscopic Characterization of Oxide Films Formed on Alloy 182 in Simulated Boiling Water Reactor Environment: Effect of Dissolved Hydrogen”, **Corrosion Science**, 2018, **133**, 204–216.

PROACTIVE-II

Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants

Author und Co-author(s): K. Freytag,

Ph. Spätig, D. Mora

Institution: Paul Scherrer Institute

Address: Forschungsstrasse 111,

5232 Villigen PSI, Switzerland

Phone, E-mail, Internet address:

+41 56 310 4137, koen.freytag@psi.ch,

www.psi.ch/lnm

Duration of the Project:

January 1, 2022 to December 31, 2024

Abstract

PROACTIV-II consists of three subprojects (SP) focusing on different aspects of integrity and lifetime assessment as used in the context of nuclear power generation. The main objective of the PhD research performed in SP-I is to separate and quantify the specimen size and macroscopic inhomogeneity effects on brittle fracture toughness of RPV steels using sub-sized specimens. SP-II focuses on the experimental validation of the extended finite element method XFEM applied to crack propagation in thick cylinders under thermal shock. SP-III concerns the probabilistic safety analysis of nuclear systems, and focuses on the application of xLPR, a probabilistic code distributed by the US NRC, to the analyses of the impact of welding residual stresses on the NPP system safety.

In SP-I, the fracture behavior in the ductile to brittle transition of two plates of JRQ steels was completed with additional tests on sub-sized specimens. When using sub-sized specimens, the procedure recommended in ASTM-E1921 is found to lead to confounded results, because of inhomogeneity and size effects when using sub-sized specimens. An investigation of the near tip stress field shows that the ratio of effective crack front lengths participating in the fracture process between two specimens is not the same as the ratio of the specimen thickness, which may invalidate the ASTM standard procedure.

In SP-II, the experimental conditions of the experiment were enhanced, and a significant number of experiments were carried out in the dedicated facility. The moment of initiation of the crack propagation can be measured with the current detection system. Nevertheless, the re-initiation and arrest of the crack cannot be measured. Destructive examination of the tested samples delivered information about the extension of the crack, which can be used for the validation of XFEM. In SP-III, a more detailed sensitivity study focused on various welding residual stress (WRS) distributions was performed as planned. As a first extended analysis, use of the concept of In-Service Inspection and repair was added and its effect on the prediction of LOCA has been evaluated.

Project goals

PROACTIV-II is a project running over a period of three years, starting on the 1st of January 2022. The project consists of three subprojects (SP), two of which (SP-I and SP-II) are continuations of work performed in the previous PROACTIV project. SP-III addresses probabilistic safety analyses using xLPR, which is a recently developed software tool that ENSI expects to be of relevance for future safety evaluations.

SP-I: Fracture toughness evaluation of inhomogeneous reactor pressure vessel steels using sub-sized specimens

The determination of the brittleness of ferritic steel based on the Master-Curve method as defined in the ASTM-E1921 standard was originally developed for macroscopically homogenous steels. Large plates or components are rarely homogenous and often exhibit spatial inhomogeneities. In the current version of the ASTM-E1921 standard, a screening procedure was implemented to determine if a fracture toughness dataset is likely

Subproject	Topic	Effort
SP-I	Fracture toughness evaluation of inhomogeneous reactor pressure vessel steels using sub-sized specimens	40%
SP-II	Experimental validation of the eXtended Finite Element Method (XFEM) applied to the crack propagation in thick cylindrical mock-ups	40%
SP-III	Probabilistic analysis of component failure using xLPR	20%

Table 1:
Topics of the
3 sub-projects in
PROACTIV-II.

Year	2022				2023			
	1	2	3	4	1	2	3	4
Testing phase 1: T_0 determination with sub-sized C(T) specimens on two JRQ plates (surface and middle)								
Microstructural characterization at the selected plates								
Definition of testing phase 2								
Testing phase 2 (inhomogeneity MC analysis)								
Finite element modeling in support of experiment design and results analysis								
PhD writing								
Reports		x		x		x		x

Table 2:
2022–2023 Time
Schedule for
sub-project-I.

to be representative of homogenous material, *i.e.* a material with a reference temperature T_0 independent on the plate location. To be valid, the screening procedure is based on the minimum number of valid data that fulfil the minimum specimen size requirements. When dealing with sub-sized specimens as it is generally the case with irradiated material, the specimen size and specimen number as well as the testing temperatures requirements of the standard to determine valid T_0 and to perform a homogeneity assessment may not be filled. Thus, it is necessary to develop experimental approaches and models that allow to separate specimen size from macroscopic inhomogeneity effects. The main objective of this PhD project is to separate these two effects on brittle fracture toughness of RPV steels using sub-sized specimens. It is well known that inhomogeneity and specimen size are factors that significantly affect the fracture behavior in the ductile-brittle transition, particularly the amplitude of the scatter. If a small amount of material is available for testing, it is very challenging to separate these effects for a sub-sized specimen. Therefore, appropriate methods need to be robust to consider the specimen size effect on the scatter prior to assessing the material inhomogeneity.

Milestones 2023:

- 30.09.2023 End of testing phase 2: MC inhomogeneity numerical evaluation and analytical evaluation of sub-sized specimens

SP-II: Experimental validation of the eXtended Finite Element Method (XFEM) applied to the crack propagation in thick cylindrical mock-ups

The reactor pressure vessel (RPV) is the most important structural component in NPPs, therefore its structural integrity is an absolute priority. In the PROBAB project, PSI investigated different loss of coolant accident scenarios, which can initiate cracks and/or trigger the growth of existing ones. When crack initiation cannot be excluded, the analysis of the crack arrest in the embrittled material is considered relevant. In the previous project, PROACTIV, the analysis of initial defects in the RPV material was carried out using XFEM to determine the growth and arrest of cracks. The goal of the experiments in subproject II is the validation of the simulations performed, and to evaluate the reliability of XFEM for crack growth and arrest calculations in the context of pressurized thermal shocks.

Subproject II focuses on the experimental validation of XFEM applied to crack propagation in thick cylinders under thermal shock (pressure is not considered). The geometry

Year	2022				2023			
Quartile	1	2	3	4	1	2	3	4
Samples manufacturing								
Thermal shock experiment on mock-ups (one crack or multiple cracks)								
Improvement of the measuring techniques to observe the crack								
Improvement of sample design								
Investigation on the tested samples								
Comparison of XFEM and experiments								
Half-year and annual reports		x		x		x		x

Table 3:
2022–2023 Time
Schedule for
sub-project-II.

of the samples was designed to reproduce crack initiation, crack growth and arrest. The material specifications have been defined aiming at a high brittle to ductile transition temperature (DBTT) as it occurs in a RPV steel nearing the end-of-life of an NPP. The heat-treated material is used to manufacture samples including four notches in each sample, given that previous simulations showed that these do not interact with each other. In task 1, the material is heat treated according to the defined specifications in PROACTIV to artificially age the material 17MoV84 and reach the brittleness required to initiate, grow and arrest the pre-cracks. In task 2 the thermal shock is performed in the sample with 4 notches. Direct current potential drop (DCPD) and a microphone are installed in the facility to monitor the crack propagation. Corresponding adjustment in the acquisition software are performed to obtain good resolution in the measurements in task 3. Task 4 and 5 are executed in parallel to enhance the crack propagation behavior of the notches. Finally, comparison of the FE-model and the experimental results is done in task 6 to improve the reliability of the simulation technique.

Milestones 2023:

- Final thermo-shock experimental conditions and samples optimization
- Destructive inspection of the tested samples

SP-III: Probabilistic analysis of component failure using xLPR

Subproject III is a continuation of first efforts directed at probabilistic safety analysis of nuclear systems by PSI in the PROBAB

(2016–2018) and PROACTIV (2019–2021) projects funded by ENSI. In these projects an evaluation of different probabilistic codes was performed, including exploratory case studies of a broad set of factors that can be analyzed with such codes. In delta to those past projects, the current proposal is moving forward to the next step, adding the following aspects to the research efforts:

- The use of xLPR, to which ENSI has expressed its interest.
- Focus on the welding residual stresses and their impact on the system safety, including a deep sensitivity analysis using the mechanisms provided in the xLPR software.

Goal is to set up the input variables of the xLPR simulations such that they represent a primary nuclear system comparable to the Swiss power plants. To do so PSI proposed sets of input variables and presented them to ENSI for checking before running extended simulations.

The result of this project will be a better, probabilistic understanding of the influence of WRS and other phenomena on the safety of nuclear power systems comparable to the Swiss plants. In addition, PSI will gain knowledge of the xLPR software, with this will be able to support ENSI as an expert, and will be able to educate future students in the use of this probabilistic tool. K. Freytag, who is a staff scientist at PSI, will perform the research; therefore, the knowledge gained will be readily added to the BTS portfolio.

In 2023 task 2 has been completed, and 1/3rd of task 3 was performed as planned. In task 2 concerns a sensitivity study with focus on the influence of WRS was finished in due time as planned. In this task the influence of epistemic uncertainty of the welding re-

Year	2022				2023			
Quartile	1	2	3	4	1	2	3	4
Parametrization of Reference Simulation								
Sensitivity Study with WRS Focus								
Further Analyses								
Half-year Presentations and Annual Reports		x		x		x		x

Table 4:
2022–2023 Time
Schedule for
sub-project-III.

sidual stresses and the relevant material parameters on the fitness of the component selected in task 1 have been analyzed, using WRS magnitudes and distributions based on estimates derived from existing reports and scientific literature. In task 3 the xLPR model of In-Service Inspection (ISI) and repair of cracked welds was evaluated. All milestones were achieved within the timeframe planned.

- 1.1.2023: First results of simulations with WRS focus presented.
- 1.4.2023: Proposal for further analyses discussed with ENSI.
- 1.7.2023: Simulations with WRS focus completed.

Work carried out and results obtained

SP-I

The fracture behavior of the low-alloy reactor pressure vessel JRQ steel was investigated in the ductile-to-brittle transition region essentially with two different sub-sized compact tension fracture specimens: 0.18T C(T) and 0.5T C(T) but few 0.09T C(T) were also tested. The specimens were extracted from two relatively thin plates of the large JRQ steel plate, which is well-known to be macroscopically inhomogeneous in terms of brittleness. In Figure 1, we show the evolution of T_0 with the depth of the JRQ plate A as measured with pre-cracked Charpy specimens and reported in [1]. Our specimens were extracted from two thin plates referred as **surface** plate **middle** plate. The 0.5T C(T) specimens are considered small enough to neglect any small variation of the reference temperature T_0 of the Master Curve with the thin plates (see Figure 1 where the crack front length of a 0.5T C(T) is indicated by the red lines).

In 2023, a series of additional tests with 0.18T C(T) specimens as well as with 0.09T C(T) specimens were carried out on the two plates in the lower part of the transition region to increase the number of fracture data points that lie below the $K_{Jc,limit}$, the maximum measuring capacity of the specimen defined as $K_{Jc,limit} = (E'b_0\sigma_y/30)^{1/2}$, where E' is the Young's modulus, b_0 is the ligament length, and σ_y is the yield stress at the test temperature. According to the ASTM-E1921 standard, any measured toughness below $K_{Jc,limit}$ is considered valid with a high level of constraint. The only specimen size adjustment recommended in the ASTM-E1921. It was applied to the data obtained with the sub-sized specimens before determining the reference temperature T_0 of the Master-Curve. In Figure 2, the data obtained with the 0.18T and 0.5T C(T) specimens are plotted for the two plates versus $(T-T_0)$. Note that the open symbols in Figure 2 correspond to data that do not fulfil the size requirement (toughness value greater than the measuring capacity of the specimen) and the grey array defines the test temperature range where data can be considered to determine T_0 . From the datasets of the two plates, it is possible to determine T_0 , either by considering the 0.18T data only, or the 0.5T data only, or by using all data together; the three options are permitted by the ASTM-E1921 standard. In Table 5, the results of these determinations are summarized.

The results of the **surface** plate suggest T_0 being independent of the specimen size and the homogeneity evaluation indicates that the material is likely to be homogeneous. Note that there are not enough valid 0.5T C(T) data to run a homogeneity evaluation using only these data. The situation is different for the **middle** plate where we found a differ-

ence of about 20°C in T_0 when determined with the 0.5T C(T) or with the 0.18T C(T) data. In addition, the homogeneity evaluation based on the 0.18T C(T) data only indicates homogeneity of the **middle** plate. On the contrary, including all 0.5T and 0.18T C(T) data in the homogeneity analysis suggests that the **middle** plate could be inhomogeneous. This observation is consistent with the fact that T_0 is not the same when measured with the 0.18T and 0.5T C(T) specimens in the **middle** plate only. However, since both the **surface** and **middle** plates are relatively thin, no large variation of T_0 within the thickness of these plates is expected (see Figure 1). Therefore, the difference in T_0 measured between the 0.18T and 0.5T in the **middle** plate is likely to pertain to size effect rather than homogeneity. Looking at the data in Figure 2 reveals a striking difference between the two plates in the sense that, within the range $T_0 \pm 50^\circ\text{C}$, all the data lie between the 1% and 99% failure bound in the **surface** plate while most of the data above the 99% failure bound already below $T-T_0$. This is a clear signature of more constraint loss in the **middle** plate. To some extent, this was expected since the yield stress of the **middle** plate is about 100 MPa lower than in the **surface** plate leading to a smaller $K_{Ic,limit}$ (which scales with $\sigma_y^{1/2}$). 3D simulations of C(T) specimens were run gain insight into the constraint loss in the two plates and to determine the local fracture stress σ^* (defined as the maximum principal stress at the tip) encompassing a process volume V^* . σ^* was found is much lower in the **middle** than in the **surface** one, respectively

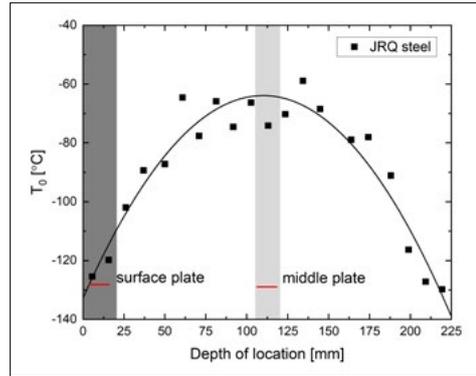


Figure 1: Variation of the reference temperature T_0 of the Master-Curve with the depth of the JRQ plate A. The red lines represent the crack front length of the 0.5T C(T) specimens.

1630 MPa and 2270 MPa, while V^* was larger. Consequently, constraint loss is larger in the **middle** plate since the stressed volume is less confined at the crack tip. Furthermore, from the 3D simulations, the structure of the near tip stress field was studied to determine the effective length of the crack front, B_{eff} , where the principal stress is at least equal to σ^* . B_{eff} depends on the loading represented by the applied stress intensity factor, on σ^* and on the constitutive behavior of the material. A major finding was to show that the ratio B_{eff}/B behaves differently between the two plates. Furthermore, since B_{eff}/B depends on the loading (or K), the ASTM-E1921 size correction could be justified only for moderate variation of B_{eff}/B with K , otherwise an additional factor must be introduced.

SP-II

In the initial phase of the thermo-shock (TS) experiment, it was noted that the sample underwent inhomogeneous cooling, leading to non-uniform crack propagation along

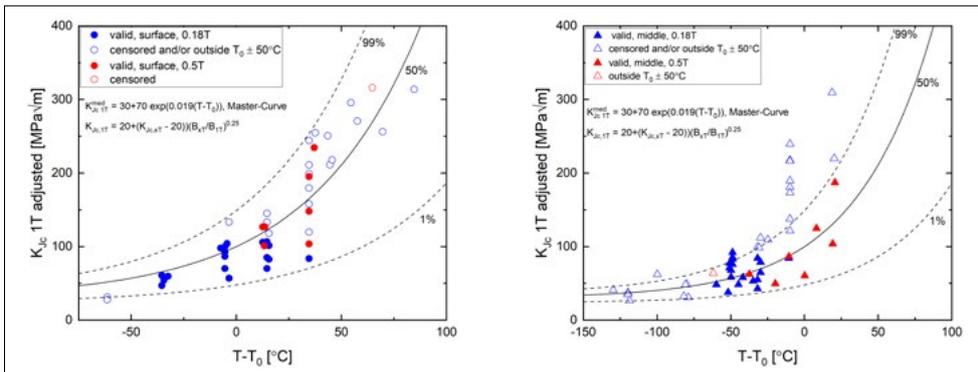


Figure 2: IT-adjusted data fracture toughness data of 0.5T and 0.18T C(T) specimen versus $(T-T_0)$. LEFT: surface plate; Right: middle plate.

Surface plate		
Dataset used for T_0 evaluation and inhomogeneity assessment	Homogeneity screening test	T_0 (°C)
0.5T C(T) specimens	N/A	-134.6 ± 10.6
0.18T C(T) specimens	homogeneous	-126.2 ± 6.1
0.5T & 0.18T C(T) specimens	homogeneous	-129.0 ± 5.3
Middle plate		
Dataset used for T_0 evaluation and inhomogeneity assessment	Multimodal Homogeneity?	T_0 (°C)
0.5T C(T) specimens	N/A	-40.2 ± 9.8
0.18T C(T) specimens	homogeneous	-60.1 ± 5.1
0.5T & 0.18T C(T) specimens	inhomogeneous	-56.7 ± 4.3

Table 5:
 T_0 determination and homogeneity evaluation according to the ASTM-E1921 standard.

the pre-existing crack. Employing a finite element model representing a quarter of the mock-up, an optimization of the experimental conditions ensued. Multiple cooling conditions were investigated, and adjustments to the test facility were implemented. Key parameters influencing sample temperature including flow rate, injection system (inlet nozzle geometry), water-sample interaction, and sample-holder contact, were systematically examined. Figure 3 illustrates the finite element simulation results, considering the scenario of homogeneous cooling.

The finite element simulation results were compared with experimental temperature measurements obtained from the TS-experiment at various locations within the sample. Figure 4 presents the corresponding results derived from the experiments conducted after the enhancement of experimental conditions and compares these against the FE-results.

The geometric dimensions of the axially oriented pre-existing cracks (notches) were reduced from 6×0.2 mm to 3×0.1 mm. This reduction aimed at increasing the stress concentration induced by thermal stresses. To monitor the crack propagation process during the thermal shock (TS), a DCPD device and a microphone were employed. Figure 5 provides a comprehensive summary of the recorded sound signal and the voltage output from the DCPD device. While the initiation of crack propagation can be detected from the measurements, the re-initiation and arrest of the crack remain challenging to detect due to the limitations posed by low

resolution and the high velocity of the crack-ing process.

Over 15 TS experiments have been executed using the final test configuration. Figure 5 (a) shows the crack profiles after the destructive inspection. In Figure 5(b) is depicted a view over a time window of initial 12 seconds, which reveals the instants of initiation of the crack propagation.

SP-III

xLPR version 2.2 was released in April 2023. While the new version is still 32 bit, it seems the developer has put in some optimization effort, and a larger number of realizations is now possible. The larger number of realizations allows for simulations with substantially improved statistics, especially when analyzing low probability phenomena. The software has also become substantially (factor 20) faster.

Using xLPR version 2.2, the dependence of the crack occurrence probabilistic has been analyzed for various levels of welding residual stress. Figure 6 shows an example, which illustrates that a small change of 50 MPa in the WRS can have a strong impact on the occurrence probability of cracks in the weld. 50 MPa can be considered a small change, as it is a value comparable to the uncertainty of the stress effectively existing in the component.

In-Service Inspection (ISI) as implemented in xLPR is applicable to Alloy 600, 82 and 182 welding materials. It may be applicable to other materials, such as Alloy 690, 52 and 152, or also 309 materials. It can be used for

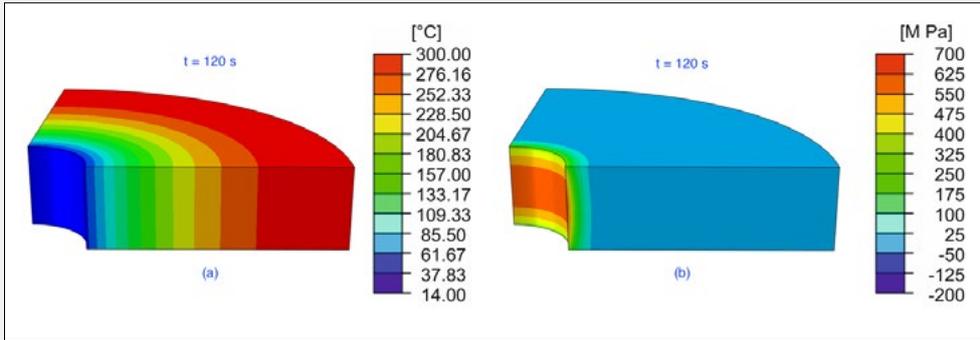


Figure 3: FE results for a 1/4 of the cylindrical mock-up. (a) Temperature and (b) hoop stress distribution in the mock-up after 120 s after the beginning of the TS-loading.

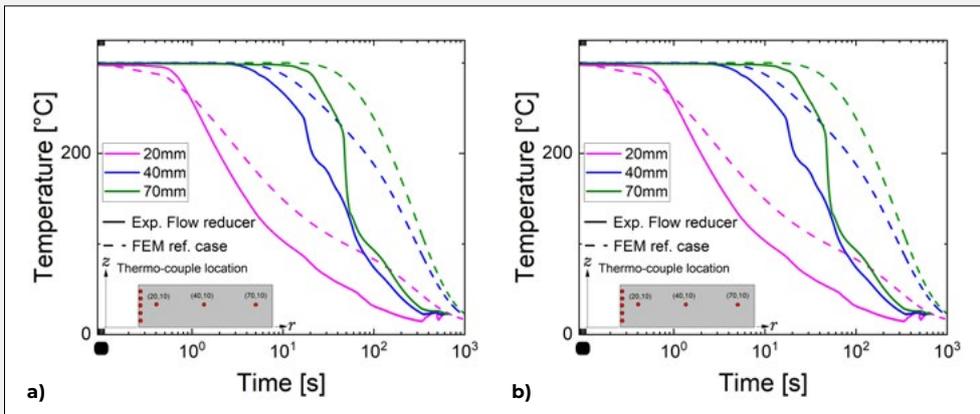


Figure 4: Temperature history during the TS-experiment. (a) Cross section of the mockup indicating the location of the thermo-couples; (b) Experimental and FE Temperatures measured at $r = 20, 40, 70$ mm and $l = 10$ mm; (c) Experimental and FE Temperatures measured at $r = 16$ mm and $l = 5, 7.5, 10, 12.5, 15$ mm.

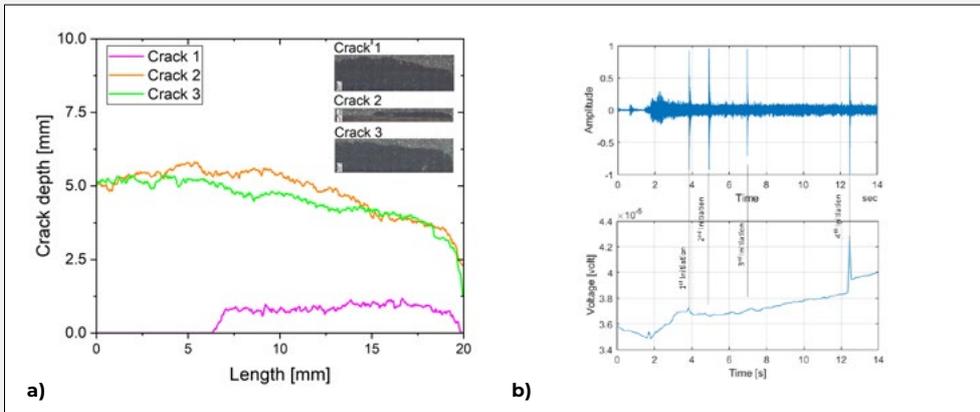


Figure 5: Experimental results for the TS-experiment showing crack propagation. (a) Experimental crack at notches 1, 2 and 4. (b) Microphone signal and voltage for the first 4 seconds of the TS-loading.

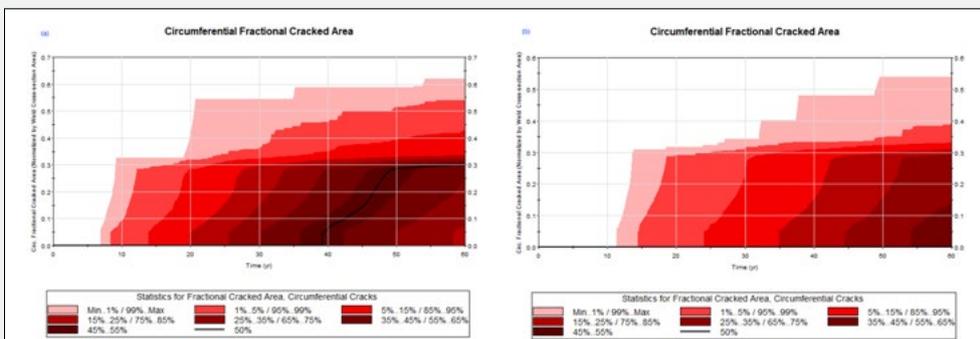


Figure 6: Statistical comparison of the fractional cracked area for a variation of 50 MPa axial welding residual stress.

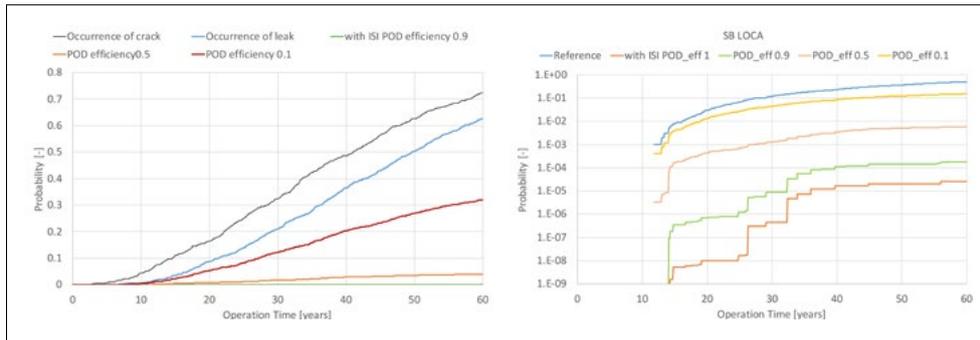


Figure 7: The predicted occurrence probability that a crack occurs, and the mean probability of leak occurrence. Predicted mean probability of a small break LOCA for varying probability of leak detection.

circumferential cracks in pressurizer surge connections, hot leg surge connections, RPV inlet and outlet nozzle-to-safe end welds and to welds mitigated by weld overlays. For these geometries the code was validated using mockups. However, the ISI model is simple and may not always be representative of what effectively happens. It cannot be emphasized enough, that the outcome of a xLPR simulation is an educated estimate of reality, but even so it remains a qualitative approximation, and not a quantitative one. The xLPR ISI model considers crack initiation, growth, and coalescence, followed by an estimation of the crack opening displacement (COD). In a next step, leak prediction is based on the computed crack opening displacement (COD) prediction, and in turn the predicted leak is categorized as a small, medium, or large break LOCA depending on the size of the leak. The ISI model adds to that an inspection capability (i.e. probability) to identify a flaw as well as a capability to measure the size of the detected flaw. The proposed models take a simplistic approach to describe detection and sizing in that flaw depth is the only independent variable. The available model forms do not differentiate between stress corrosion cracking (SCC) and fatigue flaws, despite potentially distinct shapes and morphologies. The model for the second aspect, sizing, is combined with input repair thresholds to culminate in a probability of repair (POR) model which relates measured and actual flaw depth as a function of a single independent variable. In the xLPR implementation, the end-user can control the POR by setting a certain value for

a detection efficiency factor (POD_eff). An example is given in Figure 7, in which the ISI procedure is shown to result in a lower probability of small break LOCAs occurring.

National Cooperation

This project does not involve cooperation with other Swiss institutions, universities, and research projects.

International Cooperation

The activities of sub-project 1 are strongly related to the European project FRACTESUS, the objective of which is to demonstrate the applicability of small fracture specimens in embrittlement assessments. In relation to SP-II, BTS is contributing to the integrity assessment of ICAS-RPV within the APAL EU-Project: Advanced PTS Analysis for LTO (APAL), Grant Agreement (GA) No: 945253. For the use of xLPR in SP-III, the BTS group collaborates with the US NRC. In the context of probabilistic safety analysis, the BTS group is taking part in PARTRIDGE-III, which concerns benchmarks for the comparison of different probabilistic safety analysis codes. PARTRIDGE-III is organized by Battelle and includes participants from the US NRC, the Korea Institute of Nuclear Safety, the Japanese Central Research Institute of Electric Power Industry, and the Canadian Nuclear Safety Commission.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Successes and failures of the project should be mentioned and assessed here. Please make sure that the project goals of above and this assessment are uniform. The lessons learned during the reporting period and the consequences for the next period should be described clearly and comprehensively. If an **innovation** resulted from the project, it should be mentioned here clearly.

SP-I

The fracture behavior in the ductile to brittle transition of two plates of JRQ steels was completed with additional tests on sub-sized specimens. When applying the procedure recommended in the ASTM-E1921 to determine the reference temperature T_0 and the potential inhomogeneity reveals that inhomogeneity and size effects can be easily confounded when using sub-sized specimens. From an investigation of the near tip stress field, we show that the ratio of effective crack front lengths participating in the fracture process between two specimen is not the same as the ratio of the specimen thickness, which may in some circumstance invalidate the standard correction of the ASTM-E1921. The fractographic observations will be completed in the first quartile of 2024 and the PhD has to be defended until September 2024.

SP-II

The experimental conditions of the TS experiment were enhanced, and significant number experiments were carried out in the dedicated facility. The moment of initiation of the crack propagation can be measured with the current detection system. Nevertheless, the re-initiation and arrest of the crack cannot be measured. Destructive examination of the tested samples delivered information about the extension of the crack (crack depth) which can be used for the validation of the XFEM technique. During the reporting period, there were not significant developments in the XFEM modeling, and this is expected to be done in the upcoming year.

SP-III

In 2023, a more detailed sensitivity study focused on various WRS distributions was performed as planned. As a first extended analysis, use of the concept of In-Service Inspection and repair was added and its effect on the prediction of LOCA has been evaluated. In 2024, further analysis include the evaluation of the modeling of loads caused by earth quake are planned.

Publications

- [1] D. F. Mora, M. Niffenegger and G. Mao, **A novel method to evaluate probabilistic integrity assessment codes**, Proceedings of the ASME 2022 Pressure Vessels & Piping Conference PVP2022, PVP2022-83771, 2022.
- [2] G. Lingyun and M. Niffenegger and G. Mao, **Thick-walled cylindrical specimens under PTS loading: crack propagation analysis with XFEM-IGA**, Proceedings of the ASME 2022 Pressure Vessels & Piping Conference PVP2022, PVP2022-84277, 2022.
- [3] D. F. Mora Mendez, M. Niffenegger, G. Mao, B. Baumgartner, H. Kottmann. **Thermo-shock experiments on thick-walled cylindrical mock-ups**. Proceedings of the ASME 2023 Pressure Vessels & Piping Conference PVP2023, PVP2023-101268, 2023.
- [4] Baykal, P. Spätig, **Constraint loss correction: Enhancing transferability of fracture toughness of Eurofer97 compact tension specimens between specimen sizes**, Engineering Fracture Mechanics, 293, (2023), 109682. <https://doi.org/10.1016/j.engfracmech.2023.109682>
- [5] D. Zhou, D. Jiang, P. Spätig, H.-P. Siefert, **On the determination of the reference temperature T_0 of the Master-Curve method using subsized compact tension specimens**, Procedia Structural Integrity, Volume 52, 2024, Pages 430–437, <https://doi.org/10.1016/j.prostr.2023.12.044>

- [6] D. Jiang, P. Spätig, H.-P Seifert, **Effect of material inhomogeneity on constraint loss measured with subsized C(T) fracture specimens of a reactor pressure vessel steel**, J. Nuclear Materials, 588, (2024), 154801. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2023.154801>

Presentations at international conferences:

- NuMat2022 conference held in Ghent, Oct 24–28, 2022.
- ASME 2022 Pressure Vessels & Piping Conference held in Las Vegas, July 17–22, 2022.
- Pressure Vessels & Piping Conference PVP2023 July 16–21, 2023, Atlanta, Georgia, USA
- 30th International Conference on Nuclear Engineering ICONE30 “Nuclear, thermal, and renewables: United to provide carbon neutral power” May 21–26, Kyoto, Japan, 2023.
- Some of the results of SP-I were presented in a one oral presentation at the 21st International Conference on Fracture and Damage Mechanics (FDM 2023) in London, September 12–14, 2023.

IMPACT IV

NEREID – Aircraft impact on reinforced concrete structures

Author and Co-author(s):

M. Borgerhoff¹⁾, S. Ghadimi (ENSI),
M. Stadler¹⁾, B. Wilding²⁾, P. Zwicky²⁾

Institution:

¹⁾ Stangenberg & Partners Consulting
Engineers, Bochum, Germany

²⁾ Basler & Hofmann AG, Consulting
Engineers, Zurich, Switzerland

Address:

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 project: 2019 until 2025

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” in Finland. The IMPACT project deals with the structural response of reinforced concrete (RC) structures subjected to impact loading such as an airplane crash. VTT and STUK (Finnish radiation and nuclear safety authority) started the IMPACT project in 2003. Foreign partners joined in the follow-up projects IMPACT I (2006–2008), IMPACT II (2009–2011) and IMPACT III (2012–2018). Seven teams from six countries are participating in the IMPACT IV – NEREID project launched in 2019. The structural engineering experts from Stangenberg & Partners (SPI) and Basler & Hofmann (B&H) support ENSI in this project.

The IMPACT IV – NEREID test program has the objective to analyse the influence of the test scaling on the various phenomena observed in the previous phases of the IMPACT

project and to investigate further impact scenarios experimentally. This allows for the further improvement of the computational simulations of impact processes. The test program includes impact tests on larger and thicker reinforced concrete (RC) slabs, tests with inclined projectile impacts, as well as tests with loading close to the support edge. In order to be able to carry out experiments with larger slabs, VTT dismantled the old test facility, completed the installation of a new test facility and put it into operation in 2023. In 2023, VTT initially carried out a series of preliminary tests as part of the commissioning of the new test facility. The first upscaled RC slab, enlarged by a factor of $\lambda=1.75$ to a span $3.5\text{ m} \times 3.5\text{ m}$, was then tested in the current test program of IMPACT IV – NEREID to examine the scalability of the impact tests on $2\text{ m} \times 2\text{ m}$ slabs carried out in the old test facility. In addition, impact tests against a rigid target (so called force plate tests) were used to investigate the deformation behaviour of the geometrically scaled projectile in advance and to determine the resulting impact loads. The mentioned geometrically scaled slab test is part of the so-called test set GSX, which is dedicated to studying the combined bending and punching behaviour of RC slabs when approaching the ultimate load capacity caused by impacts of semi-rigid projectiles. The test set GSX so far consists of the test GSX1-L, upscaled based on the reference test X3 from IMPACT Phase III, and the retake GSX1-S of the test X3. The force plate tests performed are GSFP1 (scaled stainless steel projectile), GSFP2 (scaled carbon steel projectile), and GSFP3 (unscaled carbon steel projectile). This report includes a description of the tests GSX1-S and GSX1-L as well as the numerical simulations carried out by the experts with different finite element (FE) analysis software and an evaluation of the results in terms of scaling sensitivity.

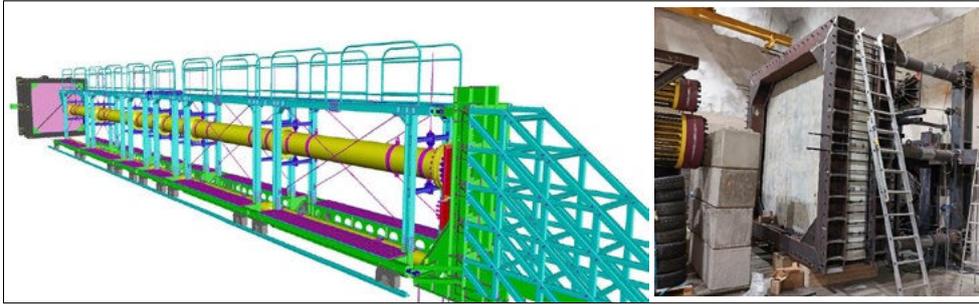


Figure 1:
2nd Generation Impact Facility (2GIF)
planned by VTT (left)
and setup for larger
scale tests with a
geometric scaling
factor of 1.75 (right).

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 of structural elements.

ENSI is reinforcing 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 goal in the reporting year was to analyse the experimental results of the geometrically scaled combined bending and punching test set GSX1 and to conduct numerical simulations of the GSX1-L (upscaled) and GSX1-S (reference) slab tests carried out as part of this set, as well as the accompanying force plate tests to investigate the projectile behaviour.

Work carried out and results obtained

Geometrically scaled combined bending and punching test GSX1

The aim of the geometrically scaled tests performed by the "VTT Technical Research Centre" in Espoo, Finland, is to investigate whether the test results obtained in the previous IMPACT phases are still applicable to larger or full-scale structural members. In order to be able to carry out experiments with larger slabs, VTT dismantled the old test facility, completed the installation of a new test facility and put it into operation in 2023; see Figure 1 left. The steel frame of the new test facility is designed for 3.5 m span square slabs; see Figure 1 right. Compared to the old test facility, which accommodated tests of square slabs with a span of 2.0 m, this corresponds to a scaling factor of $\lambda=1.75$.

The first geometrically scaled tests are RC slabs impacted by deformable projectiles with a crushing strength high enough to study the combined effect of bending and punching when approaching the slab's ultimate load capacity. A detailed description of the first geometrically scaled combined bending and punching test (GSX1 test set) is going to be published [1] in SMiRT-27 conference proceedings in March 2024. The test set GSX1 so far consists of test GSX1-L, upscaled based on the reference test X3 from the previous IMPACT Phase III, and the retake GSX1-S of the X3 test. The impact velocity 143 m/s remains the same in both upscaled and reference tests.

The geometric scaling requires all dimensions of the projectile and the target to be

Test		Small scale tests X3 / GSX1-S	Large scale test GSX1-L
Slab thickness	[m]	0.25	0.438
Concrete cover	[m]	0.020	0.035
Slab dimensions	[m]	2.088	3.590
Span width	[m]	2.00	3.50
Scaling factor dimensions		1.00	1.75
Bending reinforcement		∅ 10 mm, c/c 90 mm ewef*	∅ 16 mm, c/c 120 mm ewef*
	[mm ² /m]	873	1676
Scaling factor bending reinforcement		1.00	1.92
Shear reinforcement type		closed stirrups	
Shear reinforcement		6 mm, c/c 180 mm	8 mm, c/c 240 mm
	[mm ² /m ²]	1745	1745
Scaling factor shear reinforcement		1.00	1.00

*ewef = each way each face (in both directions and on both sides)

Table 1:
Dimensions of RC
slabs and reinforcement.

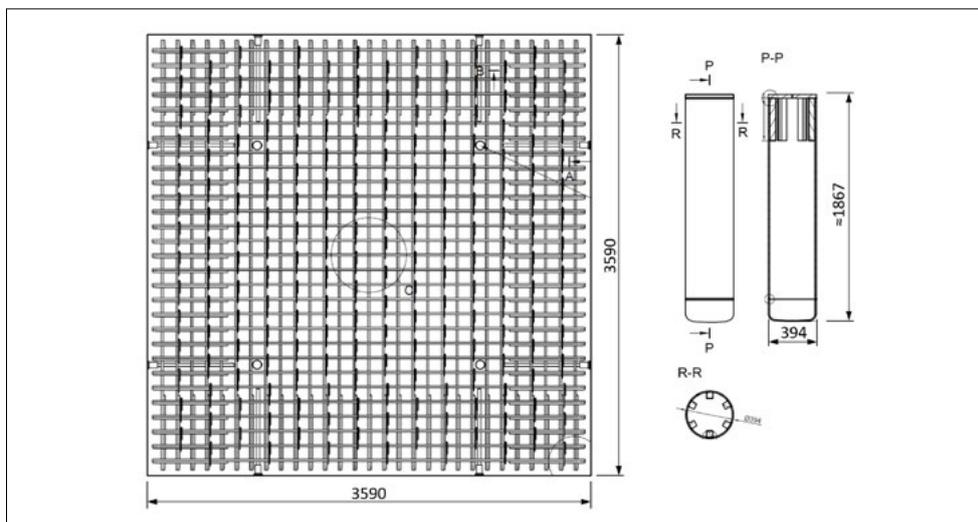


Figure 2:
Reinforcement mesh
and projectile of the
upscaled test GSX1-L.

multiplied by the selected scaling factor $\lambda=1.75$. While the dimensions of the concrete slab can be scaled exactly, the goal of rebar scaling can only be to get as close as possible to the desired scaling factor due to the limited availability of rebar diameters and the necessary adjustment of rebar spacing (bending and shear reinforcement). Most important is that the reinforcement ratio corresponds as closely as possible to the scaled ratio of the selected reference test. Applying the scaling principles mentioned above to the reference test X3 leads to the dimensions of the test slabs and their reinforcement summarised in Table 1 and shown graphically in Figure 2. The concrete strength class is C40/50. The reinforcing steel is S500.

Exactly scaling the specified dimensions of the stainless steel projectile of test X3 ($L=1304$ mm, $\varnothing=219.1$ mm, $t=6.35$ mm, $m=50$ kg) by a factor

of $\lambda=1.75$ would result in a projectile with a length of 2282 mm, a diameter of 383.4 mm and a tube wall thickness of 11.11 mm, weighing 268 kg. The considerations aimed at achieving the best possible scaling of the projectiles, taking into account available tube diameters, wall thicknesses and materials as well as the results of the force plate tests, led to the projectile data listed in Table 2, see also Figure 2. The necessary derivations from the scaled geometry resulted in the decision to repeat the reference test under the designation GSX1-S with X3 slab design and the newly selected smaller projectile type made of carbon steel instead of stainless steel used in test X3. This approach had the additional significant advantage that the GSX1-S slab was cast together with the GSX1-L slab, and as a result, both slabs had similar concrete properties.

Test		X3	GSX1-S	GSX1-L	Scaling factor
Material		EN 1.4432	S355J2H	S355J2H	
Diameter	[mm]	219.1	219.1	394	$\lambda=1.80$
Wall thickness	[mm]	6.35	6.35	11	$\lambda=1.73$
Projectile mass	[kg]	50	50	268	$\lambda^3=5.36$ ($\lambda=1.75$)
Impact velocity	[m/s]	143	143	143	$\lambda=1.00$
Nose thickness	[mm]	4	6.35	11	$\lambda=1.73$
Nose shape		round	near-flat	near-flat	

Table 2:
Data of projectiles.

Computational simulations of tests GSX1-S and GSX1-L

The experts from B&H and SPI carried out nonlinear dynamic FE analyses of the GSX1 tests with different software and different models. These numerical simulations are intended to identify scaling effects in small-scale impact testing that may have an influence on the ability to predict large-scale events. After VTT conducted the tests GSX1 at the new impact test facility, the effects predicted in the numerical simulations are compared here with the measurement results.

FE analyses with solid element models using the LS-DYNA software

The experts from B&H used the LS-DYNA [2] software to conduct three-dimensional non-linear dynamic FE analyses of the GSX1 tests. Only one half of the test setup is modelled, taking advantage of symmetry. The modelled elements include the missile, the concrete slab, its bending as well as shear reinforcement and the support rods. Figure 3a shows the FE model of the tests GSX1-S and GSX1-L.

The element size is assumed to be akin to a material parameter and is thus kept constant among GSX1-S and GSX1-L. The concrete slab and the support rods are represented by the default 8-node constant stress solid elements. The element size of the concrete slab is roughly 15 mm. 2-node beam elements are used for the reinforcement bars. The missile (element size of 8 mm) is modelled with shell elements. The concrete of the slab is modelled with the "Continuous Surface Cap Model" (CSCM, material model 159), which allows for the simulation of strain rate effects and material erosion to simulate scabbing. Fur-

thermore, the "MAT ADD EROSION" option is used to add a shear-strain-based erosion.

To represent the material behaviour of the missile's steel elements and of the reinforcement bars, the elastic-plastic material model "Plastic-Kinematic" (material model 003 in LS-DYNA) is used. Strain rate effects, strain hardening, and material erosion can be considered. In the conducted simulations, the first effect is only considered approximately by increasing the strength parameters of the missile steel. Reinforcement erosion is disabled as no rebars broke in test GSX1-L and only three bending rebars (along with shear rebars) broke in test GSX1-S.

The initial position of the impacting missile is defined at the surface of the slab. The missile is then subjected to a predefined initial velocity of 143 m/s. Missile to concrete slab contact is modelled using the "ERODING SURFACE TO SURFACE" option with a constant friction coefficient of 0.2.

The concrete and reinforcement elements are assumed to have a perfect bond where the concrete solid elements are connected to the reinforcement beam elements at nodal points. Furthermore, crossing reinforcement bars (i.e., stirrups and longitudinal bars or longitudinal bars of perpendicular direction) are not modelled in the same plane but with an offset corresponding to the real reinforcement layout to avoid creating a "grid effect" increasing the slabs out-of-plane stiffness. The contact between slab and support rods is depicted with the "AUTOMATIC SURFACE TO SURFACE" option and a constant friction coefficient of 0.1.

The simulations reproduce the overall behaviour observed in the small-scale test GSX1-S and the large-scale test GSX1-L, which is

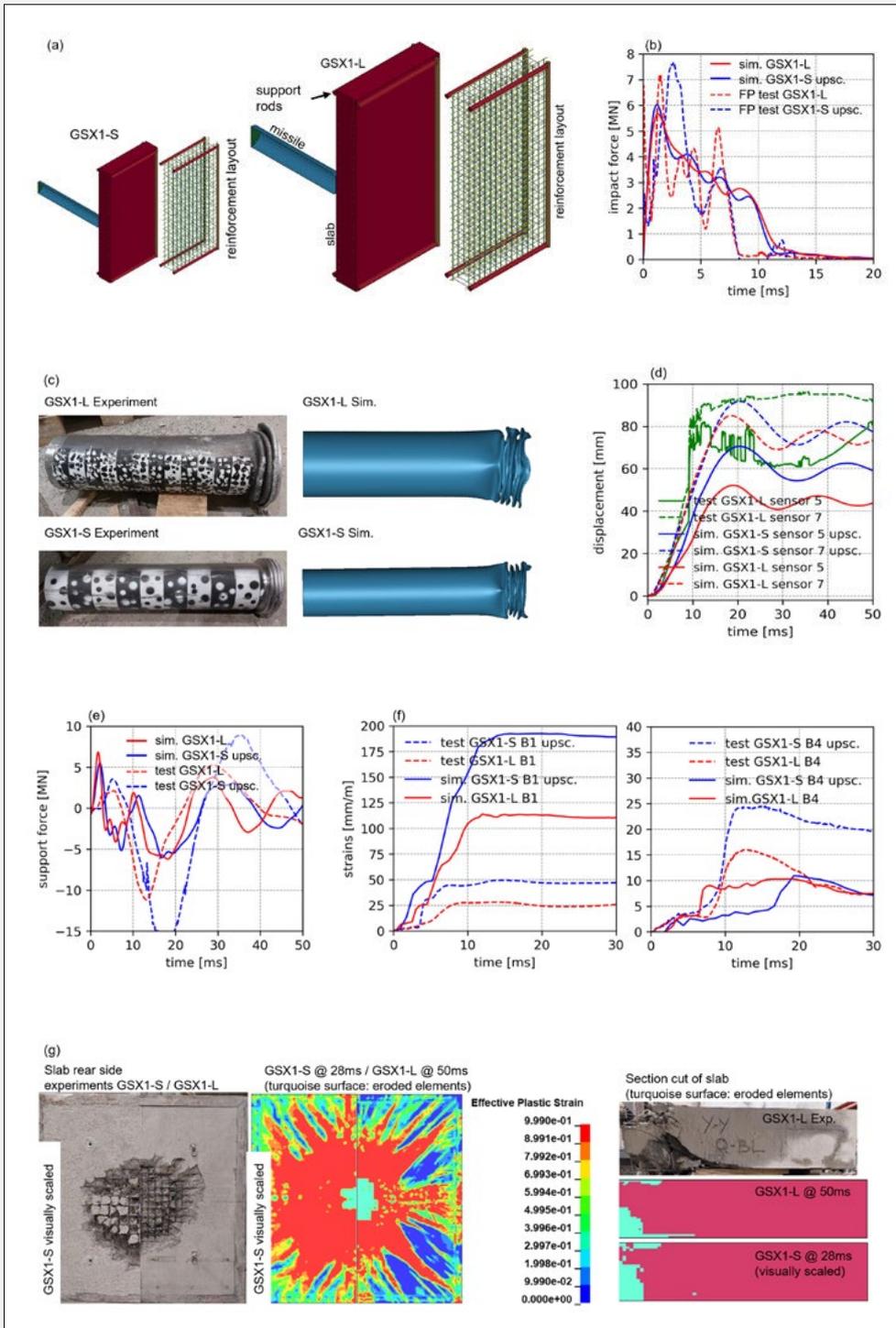


Figure 3:
(a) LS-DYNA FE models of tests GSX1-S and GSX1-L.
(b) Impact force-time histories of force plate tests corresponding to experiments and of the simulations of GSX1-S/L (simulation results filtered with a Butterworth low pass filter of 400 Hz).
(c) Deformed shape of missiles in experiments and simulations of GSX1-S/L (GSX1-S is visually scaled to appear of the same deformed length as GSX1-L).
(d) Displacement-time histories of sensor 5 (945 mm right from the impact point for GSX1-L) and sensor 7 (630 mm up from the impact point for GSX1-L). The results of GSX1-S were not recorded successfully for sensors 5 and 7.
(e) Support force-time histories (simulation results have been filtered with a 400 Hz Butterworth lowpass filter).
(f) Reinforcement strain-time histories for strain gauges B1 (on rear hor. bending rebar at impact point) and B4 (on rear vert. bending rebar 470 mm down from impact point for GSX1-L, for locations see also Figure 6).
(g) Comparison of photos of slab rear side of GSX1-S/L after test with corresponding simulations and comparison of section cut of GSX1-L slab with simulations of GSX1-S/L.

identical to GSX1-S scaled by a factor of 1.75, along with the corresponding force plate tests. The simulated damage patterns, impact forces and slab displacements match the test results fairly well, see Figure 3.

The numerical investigation of scale sensitivity shows that the damage pattern seems to be somewhat influenced by the element-to-slab size ratio (Figure 3g). To reproduce matching distributions of plastic strains between small- and large-scale models and to obtain better matching damage patterns as well as displacements, this ratio may be kept constant instead of keeping the element size constant. Overall, the simulated damage patterns (Figure 3g), impact forces (Figure 3b) and support forces appear fairly scale insensitive (Figure 3e), agreeing with the test results for the first two quantities while disagreeing with the experimental results for the latter quantity. Slab displacements seem scalable closer to the impact location while a certain scale sensitivity appears further away (Figure 3d). This, however, might be due to varying plastic strain distributions (Figure 3g) attributable to the different element-to-slab size ratios. There seems to be scale sensitivity in the reinforcement strains (Figure 3f), which is corroborated by the experimental results.

To better capture the experimental results with the numerical analyses, the following points may be improved:

1. Use the same element-to-slab size ratio in smaller and larger scale simulations.
2. Adapt the erosion parameters in the concrete material model.
3. Add erosion to the material model of the rebars.
4. Analyse the material tests conducted in parallel to smaller and larger scale tests and, if need be, adapt the material strengths of concrete and reinforcement.
5. Refine the modelling of the supports.

FE analyses with shell element models using the SOFiSTiK software

The FE models of the RC slabs GSX1-S and GSX1-L, which are supported by different types of steel frames, are analysed by the

experts from SPI using the implicit solver of the structural analysis software SOFiSTiK [3], see Figure 4. These models include the steel frame and its supporting backpipes. The RC slabs are represented by multi-layered shell elements. The element size of the smaller model GSX1-S is 28.6/28.6 mm, that of the larger model GSX1-L is 50/50 mm. The element sizes correspond to the selected scaling factor of $\lambda=1.75$.

The SOFiSTiK layered shell model simulates the interaction of concrete and longitudinal reinforcement taking into account the nonlinear material properties. The shear reinforcement that cannot be explicitly included in a shell element is taken into account in a simplified manner using an elastic-perfectly plastic shear stress distortion law. To quantify the plastic limit shear stress, the angle of a fictitious punching cone has to be specified in addition to the percentage of the shear reinforcement. In test GSX1-L, the projectile penetrated more than 10 cm into the 44 cm thick slab in addition to forming a punching cone. An average punching cone angle of 48° is assumed in the FE models of both tests GSX1-S and GSX1-L.

In addition, the nonlinear behaviour of the RC shell elements in SOFiSTiK is determined by

- a nonlinear uniaxial stress-strain law of concrete taking into account compression softening,
- taking into account the tension softening of concrete after cracking as a function of the fracture energy and
- a trilinear stress-strain law of reinforcing steel with strain hardening.

The projectile itself is not explicitly modelled in the SOFiSTiK models. Instead, in the decoupled dynamic analyses of the RC slabs, the time histories of the contact forces according to the simulation illustrated in Figure 3b are applied as input load time histories on the nodal points in the impact area.

Figure 5 shows the calculated displacements at the sensor positions 1, 3 and 5. The calculated displacements of test GSX1-L are larger than the scaled ones of test GSX1-S. The deviations are essentially limited to the central



Figure 4:
SOFiSTiK FE models
of reference test
GSX1-S (left) and
upscaled test GSX1-L
(right).

area of the slab, where the impact causes the largest plastic deformations. At sensor position 5 outside this zone the displacements largely coincide.

Mean strain time histories of the bending reinforcement on the back of the slab are shown for two positions of a horizontal (B1 and B7) and a vertical reinforcing bar (B2 and B4) in Figure 6. As with the displacements, significant deviations are observed at the central area of the slab. Outside this zone, the strains largely coincide (gauges B7 and B4). Figure 7 shows the sums of the support forces of the 4 (GSX1-S) and 8 (GSX1-L) backpipes of the steel frame of the impact test facility over time. While the calculated displacements and strains in test GSX1-L are larger than the scaled results of test GSX1-S, the support forces in test GSX1-L are smaller than the scaled values of test GSX1-S. This result is probably due to the different support frames with different numbers of backpipes in the tests GSX1-S and GSX1-L, which results in a greater stiffness of the support in test GSX1-L. Table 5 contains a comparison of the maximum values of the calculation results for GSX1-S (scaled) and GSX1-L tests as well as the deviations of the GSX1-L results from the scaled GSX1-S values. This numerical evaluation confirms the findings already described based on Figures 5 to 7.

The experimental results of both tests GSX1-S and GSX1-L showed that the projectile penetrated significantly beyond the concrete cover with an associated detachment of a

punching shear cone and severe concrete spalling on the back of the slab leading to rupture of a few bending and shear reinforcement in test GSX1-S. Such an extent of damage was not expected based on the test results of the reference test X3 from IMPACT Phase III, especially since the GSX slabs had higher concrete strength than in test X3. Initial considerations as to the cause of these results indicate that the carbon steel projectiles used in the GSX1 tests according to Table 2 exhibit a stiffer crushing behaviour than the stainless steel projectile used in the test X3. The time histories of the measured and calculated mean strains of the bending reinforcement at strain gauges 1, 2 and 4 (see Figure 6 right) shown in Figure 8 differ considerably, particularly in test GSX1-S.

As already indicated, the excessive damage can be attributed to the greater rigidity of the carbon steel projectiles during the crushing process used for the first time in the GSX tests compared to the previously used stainless steel projectiles. This conclusion is confirmed by the measured support forces shown in Figure 9, which are roughly twice as large as the results of the numerical simulations and, with regard to test GSX1-S, also compared to the support forces measured in the X3 test.

The carbon steel projectiles formed an axisymmetric deformation shape during the folding process, see Figure 9. Deviating from this, the folding process of the stainless steel projectile used in test X3 was not axisymmet-

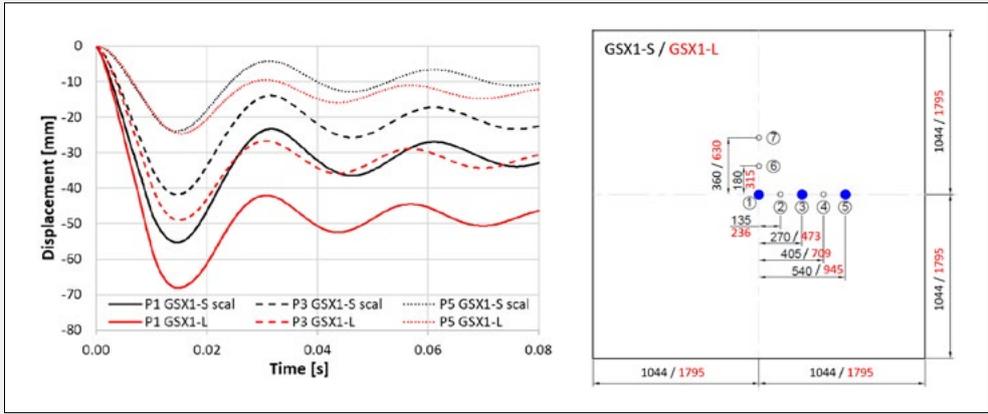


Figure 5: Displacement time histories in tests GSX1-S (scaled up) and GSX1-L according to SOFiSTiK computations.

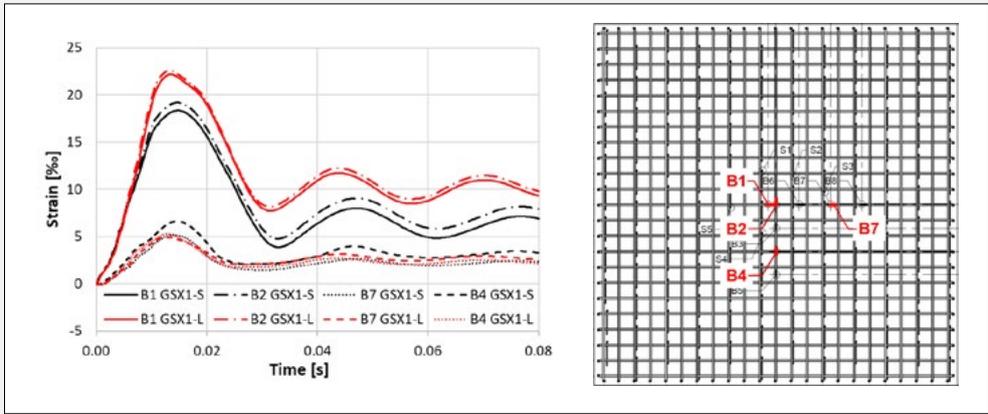


Figure 6: Mean strain time histories of bending reinforcement in tests GSX1-S and GSX1-L according to SOFiSTiK computations.

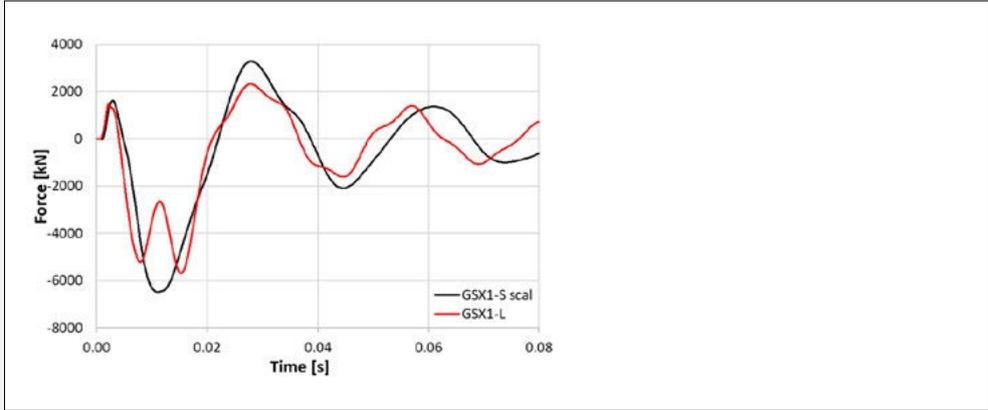


Figure 7: Sum of support forces in tests GSX1-S and GSX1-L according to SOFiSTiK computations.

Maximum computed results	GSX1-S	GSX1-S _{scaled}	GSX1-L	Deviation
Displacement sensor #1 [mm]	-31.7	-55.4	-68.1	23.0%
Displacement sensor #3 [mm]	-23.9	-41.9	-49.0	17.1%
Displacement sensor #5 [mm]	-13.7	-24.0	-24.6	2.8%
Mean steel strain gauge B1 [%]	18.4	18.4	22.2	20.9%
Mean steel strain gauge B7 [%]	5.2	5.2	4.9	-4.9%
Sum of support forces [kN]	-1072	-6483	-5683	-12.3%

Table 3: Comparison of the maximum values of the SOFiSTiK computation results.

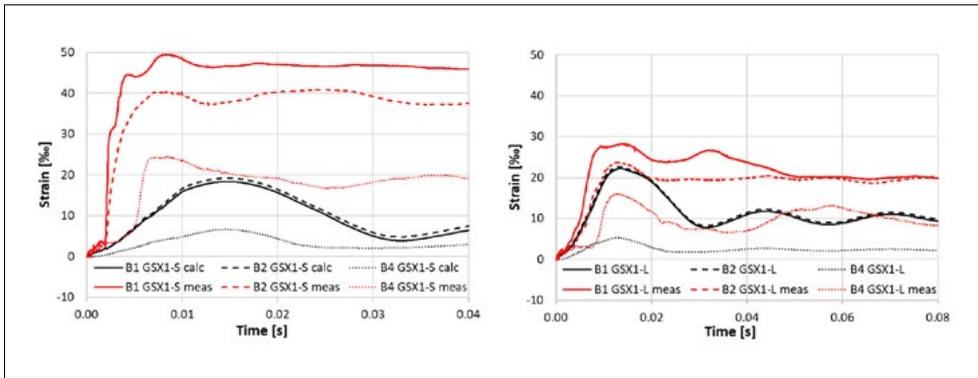


Figure 8:
Calculated and measured mean strains of bending reinforcement in tests GSX1-S (left) and GSX1-L (right).

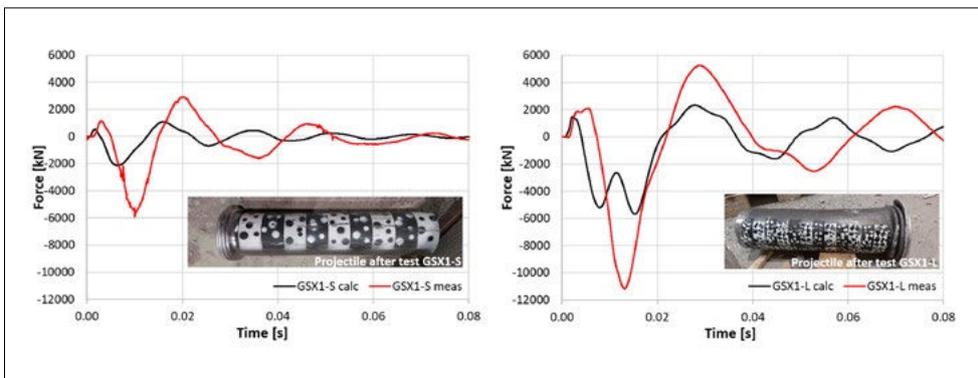


Figure 9:
Calculated and measured sums of support forces in tests GSX1-S (left) and GSX1-L (right).

ric, but approximately circular. In addition, two longitudinal cracks appeared in the missile pipe. This different crushing behaviour results in a lower impact load compared to the axisymmetric folding process.

In summary, the results of the numerical simulations using the SOFISTiK layered shell model show scale sensitivity in the slab areas with plastic deformations. In the remaining structural areas, the test results obtained from the numerical simulations are largely insensitive to scaling.

A clear conclusion regarding scalability cannot be made based on the performed tests GSX1-S and GSX1-L due to the severe slab damage, which was not expected based on the results of the IMPACT Phase III reference test X3. These effects may indicate that the carbon steel projectiles used in the GSX1 tests exhibit a stiffer crushing behaviour and therefore higher impact loads than the stainless steel projectile used in the reference test X3. The numerical simulations of the projectiles should be calibrated to better represent the behaviour of the carbon steel missiles.

National Cooperation

Basler & Hofmann AG from Switzerland, Zurich is involved in the IMPACT IV – NEREID project as consultants of ENSI.

International Cooperation

The ENSI team also includes the structural engineering experts of Stangenberg & Partners (SPI) from Germany, in addition to the national experts from Basler & Hofmann (B&H). Seven teams from six countries (Canada, Germany, Finland, France, Japan, and Switzerland) are involved in the IMPACT IV – NEREID project. The nuclear supervisory authorities are represented from Canada, Finland and Switzerland. From Germany, the Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) is involved, which advises the German nuclear supervisory authorities.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

The scientific support of the IMPACT IV – NEREID project by ENSI and its experts in 2023 focused on the scaling sensitivity of the

first geometrically scaled combined bending and punching test of an RC slab scaled up by a factor $\lambda=1.75$ to a span of 3.5 m × 3.5 m. This test and the associated reference test of an RC slab with spans of 2 m × 2 m were conducted at the end of 2023 at VTT's newly built (upgraded) test facility in Espoo, Finland.

The force plate tests of the scaled new projectiles made of stainless steel revealed that the projectiles did not exhibit the expected folding behaviour and failed prematurely due to longitudinal cracks in the projectile wall. Further tests carried out with projectiles made of carbon steel showed the desired axisymmetric fold formation but led to higher impact loads than the stainless steel projectiles used previously. These higher impact loads are probably the cause of the unintentional severe damage to the RC slabs in both the reference test GSX1-S and the upscaled test GSX1-L with significant penetration of the projectile. Thus, a clear conclusion regarding scaling sensitivity is not possible based on the performed tests. Further tests may be required to confirm the scaling sensitivity of the impact tests. However, it has yet to be clarified whether the financial situation of the project allows further experiments to be carried out in 2024.

The two FE simulations carried out by the experts using different calculation models and calculation software revealed indications that there is a certain scaling sensitivity due to the nonlinear structural behaviour of the RC slabs. The support conditions of the steel frame of the test facility with different numbers of backpipes also appear to have an impact on the scalability of the test results due to the associated different vibration behaviour.

Publications

Preliminary remark: Further publications related to the IMPACT research project from before 2022 are listed in previous ENSI Research Reports.

■ **S. Ghadimi Khasraghy, B. Wilding, C. Schneeberger, M. Borgerhoff, M. Stadler, P. Zwicky (2022):** Bending damage of reinforced concrete slabs subjected to soft mis-

sile impact: Numerical simulation of inclined impacts, Transactions, SMiRT-26, Berlin

■ **S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, P. Zwicky (2022):** Punching failure of reinforces concrete slabs subjected to hard missile impact: Simulation of influence of slab thickness & shear reinforcement in LS-DYNA, Transactions, SMiRT-26, Berlin

■ **M. Borgerhoff, F. Riesner, H. Stangenberg, C. Schneeberger (2022):** Interaction of bending and punching in reinforced concrete slabs subjected to impacts of deformable projectiles in IMPACT III project tests, Transactions, SMiRT-26, Berlin

■ **M. Borgerhoff, S. Ghadimi Khasraghy, J. Rodriguez, C. Schneeberger (2022):** Discussion of numerical simulation methods for impact analyses of reinforced concrete structures, Transactions, SMiRT-26, Berlin

References

- [1] Fedoroff, A., Darraba, A., Ghadimi Khasraghy, S., Heckötter, C., Sagals, G., Sawada, S., Soares, G., Tarallo, F., Vepsä, A. (2024): "Combined Bending and Punching Damage of Reinforced Concrete Slabs Under Impact Loading: Tests on Influence of Scale Effect", submitted to SMiRT-27, Yokohama, Japan, March 3–8, 2024, Division V.
- [2] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R11/R12
- [3] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 2018-7.0.9, Oberschleisheim, 2018
- [4] Riera, J. D.: On the Stress Analysis of Structures subjected to Aircraft Impact Forces, Nuclear Engineering & Design 8, 1968, 415–426

Seismological research concerning Swiss nuclear installations

Author and Co-author(s): D. Fäh, S. Wiemer, M. Hallo, M. Koroni, L. Mizrahi, P. Bergamo
Institution: Swiss Seismological Service
Address: Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address: +41-44-633 3857, d.feah@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of project: 2022–2026

Abstract

The main goal of this research project is advancements in the regional and local seismic hazard assessment in Switzerland with a particular focus on nuclear facilities. The project includes an assessment of the local amplification of ground motions on the ground surface and underground, modelling of the wave propagation in complex media, research on time-dependent earthquake forecasting, and applications for the deep geological disposal of nuclear waste. For subproject 1, we developed and applied a method to assess the ground motion at a depth. This physics-based method was validated by empirical earthquake data measured at six borehole sites in Switzerland. As an application, we performed full-waveform prediction of ground motion at depth from surface recordings of seven significant Swiss earthquakes, which showed a very good performance of the method. We also tackled the issue of predicting the ground motion at depth caused by future potentially damaging earthquakes. To do so, we modelled synthetic broadband waveforms for an event that can occur within the 9975 years return period and associated motion at depth. Within subproject 2, we developed a computational mesh that fully accounts for surface topography and crustal velocity structure in the Rhône basin. Based upon spectral-element simulations, we verified our numerical setup up to 1Hz. With the developed framework, we aim to continue im-

plementing models of other Swiss basins for ground motion numerical modelling with spectral-elements. In subproject 3, we did a thorough review of operational earthquake forecasting (OEF) systems worldwide and gathered expert recommendations for their establishment. Based on these guidelines, we developed and tested several model variants that can be applied for this purpose in Switzerland.

Project goals

This research project is divided into three subtasks with the main goal to improve regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The subprojects are:

- Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland;
- Modelling wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion;
- Time-dependent earthquake forecasting.

The focus of subproject 1 lies in the development and improvement of earthquake ground-motion attenuation and source-scaling models for Switzerland. We target ground-motion estimates for sites in the near field (at the soil surface and at depth) for damaging events; we also target smaller induced earthquakes. 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 concerning near-field, nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils, and new approaches for 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. The results of Subproject 1 will be linked to deter-

ministic simulations from Subproject 2, and the results will be tested and compared to observed data.

In subproject 3, the aim is to develop a time-dependent earthquake forecasting model which during an ongoing seismic crisis can answer questions related to the probability of the occurrence of large earthquakes in the near future. This includes the development and testing of a model describing the time-dependent seismic hazard, the establishment of communication products that translate the model output into useful information for ENSI, and the assessment of the applicability of earthquake early warning in Switzerland.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

Subproject 1 is aimed at improving knowledge of ground-motion attenuation and amplification at Swiss sites. On the national scale, the ground-motion prediction equations and site amplification models were developed within the previous phase of the project [1]. On the regional scale, a relation between site amplification and site characteristics was studied by [2] via site proxies (e.g. bedrock depth, multi-scale topographic slope, lithology). Further, site-specific effects on the ground surface and underground were studied in detail within this project phase.

First, we made a significant step forward regarding the characterization of the ground motion at depth in the Swiss Molasse basin. This is especially important for the seismic hazard assessment of the planned deep geological disposal of nuclear waste. In particular, we focused on the SED Swiss stations of BOBI, HAMIK, STIEG, ROMAN, WOLEN, and SVISP, which are equipped with both surface and borehole seismometers (part of NAGRA, SDSNet, and SSMNet networks). We determined empirical surface-to-borehole amplification and compared them with the theoretical model introduced by [3]. Next,

we performed full-waveform prediction of ground motion at depth from surface recordings (by method [4]) of seven significant regional earthquakes with $M_L > 4$. The comparison of predicted and observed acceleration waveforms showed a high level of similarity in a broad frequency range and well-predicted values of the peak ground acceleration (PGA), peak ground velocity (PGV), and response spectra of single-degree-of-freedom systems. Then, we modelled a scenario earthquake for 9975 years return period at a test site (assuming the Swiss seismic hazard model SU1haz15 from [5] (Figure 1a), and we predicted associated broadband waveforms at depth (Figure 1b). By the latter, we demonstrated that our method to predict ground motions at depth can be used as a basis for the site-specific seismic hazard of deep geological disposals of nuclear waste in Switzerland. More specifically, response spectra at depth have smaller amplitudes and different shapes than on the ground surface; and the ground motion predicted at depth may cause damage to sensitive parts of the underground structure if neglected during the construction design. These results were published in an international impact journal by Hallo et al. (2023a).

As a second topic of research, we focused on the robust estimation of the geo-mechanical properties of the near-surface, such as shear-wave velocity and material damping; these are the parameters determining the local amplification, hence their proper reconstruction is of interest to this project. In previous years, we developed a Bayesian inversion method that is capable of inferring the near-surface shear-wave (S-wave) structure including uncertainties [6], and applied it to a large dataset in the Basel area to retrieve a 3-D geological-seismological model at an urban scale [7]. As the next step, we developed a new method to predict the site-specific amplification based on the near-surface S-wave velocity model. This physics-based method is based on a novel energy-based concept of the multipath propagation of waves in viscoelastic media with random heterogeneities. Similar to the method by

[3], the site-specific response is defined by two coupled spectral curves, which relate the energy spectral density (ESD) and envelope delay (ED) on the soil surface to those at the reference rock outcrop. Then, the predicted amplification is corrected to the Swiss reference velocity profile following the approach by [8]. Our paper about this method and its application in Zürich city has just been published in an international impact journal (Hallo et al., 2023b). In fact, in the perspective of integrating site effects into future probabilistic seismic hazard assessment (PSHA) – a topic of current development in the seismological community – the study of Hallo et al. (2023b) provides a method to translate velocity models of the subsurface into realistic transfer functions, predicting also the soil response in terms of ground motion duration. The method may be applicable, for instance, to transfer the ground motion from a standard reference rock condition to a specific target site on the soil surface.

Further, to estimate local near-surface S-wave velocity models and local damping (κ_0) in Switzerland, we adapted the wavefield decomposition technique for the processing of surface waves propagating in inelastic soil media [9]. This improved method allows us to retrieve multimodal phase velocity and ellipticity as well as the frequency-dependent attenuation coefficient. The method was applied to real data from Switzerland; we determined the S-wave velocity and damping ratio for the soil column below a test SED station (SKLW), through which we were able to model the empirical inelastic earthquake response (including values of κ_0) observed at the test site. These results were published in an international impact journal by Bergamo et al. (2023). This study is part of a more general effort – within this project – to better understand, estimate and model high-frequency attenuation. As earlier mentioned by Hallo et al. (2023b), future PSHA studies including site effects may benefit from the work of Bergamo et al. (2023). In fact, Bergamo et al. (2023) provide a method (and a code) to estimate the shear-wave damping ratio profile of the subsurface (i.e. to predict

high-frequency attenuation at a target site) with non-invasive geophysical tests; secondly, performing experiments similar to the one carried out for the station SKLW at other Swiss instrumented sites may provide insight on the concurring contribution of material damping and scattering to attenuation.

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

The purpose of subproject 2 is to advance numerical modelling using novel techniques for simulating strong ground motion at Swiss sites including advancements in hybrid modelling, addressing scattering and incorporating shallow crust complexity. Within the scope of this subproject, we implemented models of the Rhône Valley, an area with countrywide higher seismic hazard according to the SUIhaz15 model [5]. The region is characterized by complex geometry and velocity structure. These developments serve as a base for advancing the implementation of basins and valleys in Switzerland for high-fidelity spectral-element waveform and ground motion modelling. To robustly constrain local seismic hazard assessment in areas of critical infrastructure, we deem it necessary to develop modular numerical meshes for geometries such as valleys surrounded by rough topography and include 3-D basin velocity structure. This is done in a workflow that is based upon the spectral-element method and allows us to calculate full waveforms and properly account for complex wave propagation effects. The developed workflow will also be used for 3-D modelling of wave propagation in the Swiss Molasse basin and Basel area. With this high-fidelity ground motion modelling procedure, we can reliably perform simulations of larger magnitude scenario earthquakes at long-return periods, necessary for local hazard assessment in areas of important infrastructure.

First, a numerical mesh accounting for soft sediment layers by [10] above fully 3-D deeper crustal velocity structure by [11] was constructed. A second mesh was implemented

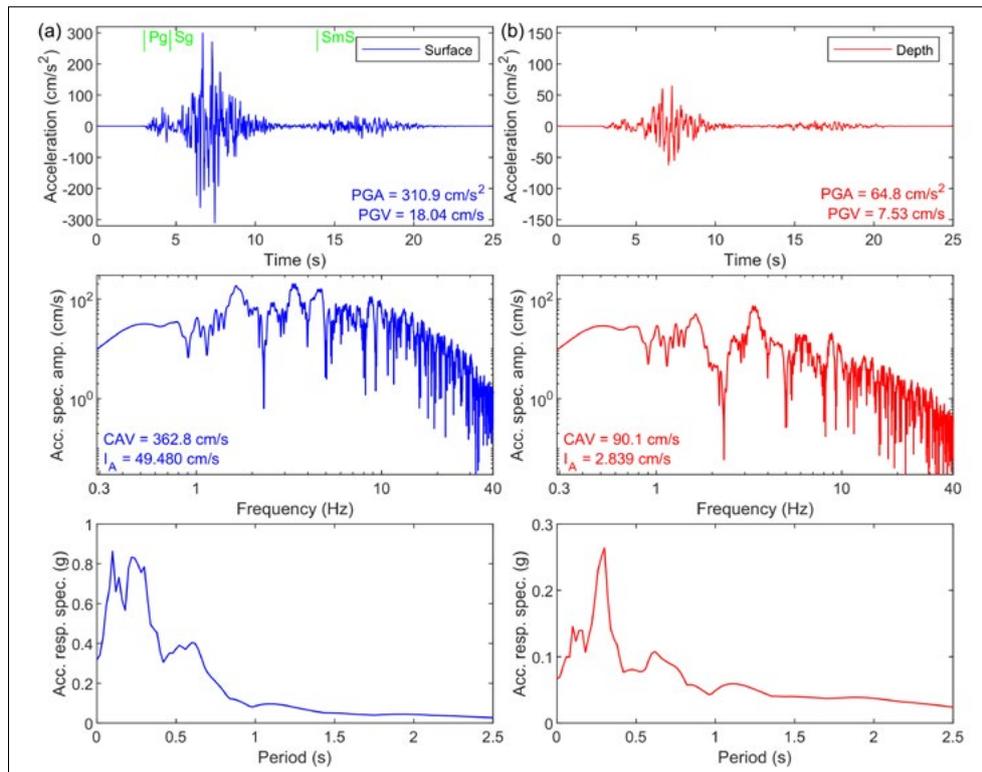


Figure 1: Full-waveform prediction of ground motion at depth for the $M_w 5.8$ earthquake scenario (i.e., the dominant event from disaggregation of the Swiss seismic hazard model SUIhaz15 for 9975 years return period). Acceleration waveforms, Fourier spectra, and elastic response spectra of the dominant horizontal component are shown for (a) synthetic broadband waveform modelled on the ground surface at the BOBI site of Nagra network (Joyner-Boore distance 5 km from the assumed fault plane), and (b) borehole waveform predicted at 153 m depth from surface synthetics.

with the same 3-D deeper crust model and realistic surface topography of the Rhône valley and surrounding mountains. Both meshes were constructed with a maximum frequency resolution of 1 Hz and were implemented within spectral-element software Salvus, developed by [12, 13]. This numerical method is preferred because it naturally accounts for surface topography via its free-surface boundary condition, without external mesh refinements, and it also allows us to easily determine layered velocity structure from shallow to deeper crust. Both these properties of the Earth model are essential for accurately simulating full waveforms and ground motion. Both surface topography and 3-D shallow velocity of soft sediments have been shown to affect ground motions greatly, e.g. [14]. Surface topography is shown to reduce PGA in hilly areas. At the same time, in adjacent valleys complex wave propagation can occur, determined by basin effects. It was also shown during past work within ENSI phase 2 by [15] that the combined effect of these Earth parameters can intricately influence strong ground motion

and their separability can be difficult due to quite varying effects on seismic waveforms. Additionally, it was speculated that scattering due to either surface topography or velocity heterogeneity can be approximated by back and forward scattering, thus necessitating hybrid scattering models. With the spectral-element method and HPC resources at the Swiss National Supercomputing Centre, granted to Koroni et al. (2023) for the project [16], physics-based full-waveform deterministic modelling up to 1–10 Hz (depending on the domain size and velocity model resolution) can be routinely performed for complex topographies together with subsurface 3-D basin velocity structure without excessive computational overhead and with fewer approximations of complex wave propagation.

Further, the implementation was used to assess the influence of two separate parameters on time series representing displacement, velocity and acceleration waveforms recorded by the Swiss broadband stations and the temporary network in the area of Sion operating between 04/2004–04/2006

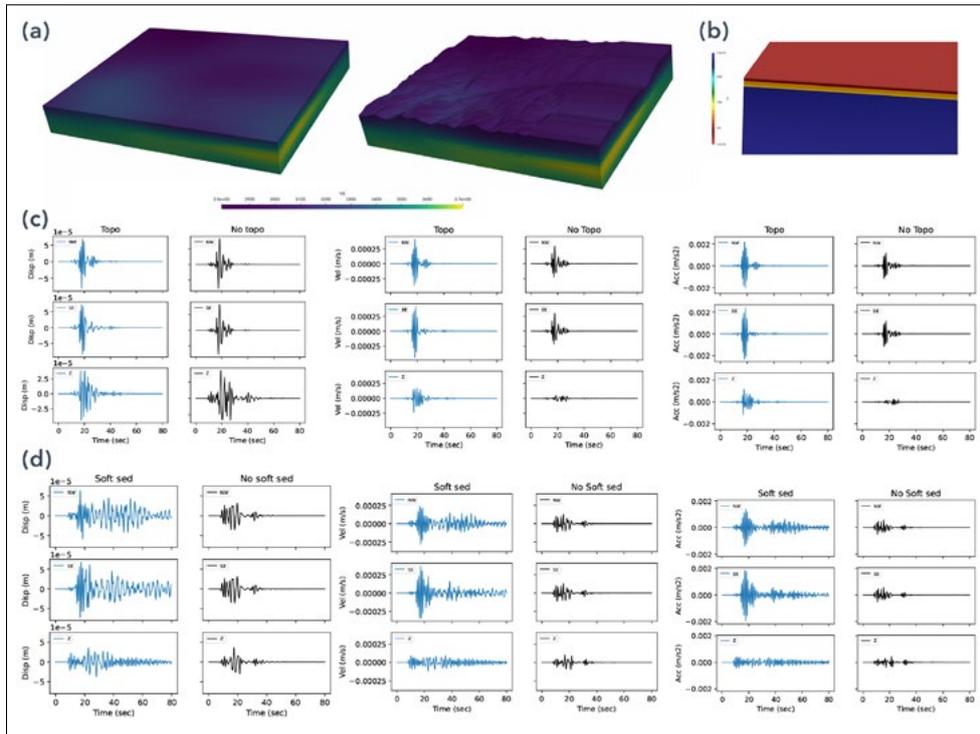


Figure 2:
(a) Numerical mesh of the Rhône valley without topography (left) and with topography (right) adeptly including surface topography with resolution up to 1Hz. **(b)** Close-up of numerical mesh without topography, but including soft sediments by [10]. The mesh resolution is again 1Hz. **(c)** From left to right: Synthetic waveforms of displacement, velocity and acceleration with (black line) and without (blue) surface topography for the location of the broadband station CH.SENIN at 2019.6 m. **(d)** Similar to (c) for simulations with (black) and without (blue) soft sediments from [10] and deeper 3-D crustal velocity from [11].

[17]. Given the paucity of strong-motion instrumental records, the event that occurred in Vallorcine (FR) on 8/9/2005 ($M_w=4.4$) was used. Examples of synthetic waveforms for a location of one Swiss broadband station at a high altitude and a station from the temporary network within the valley, along with the numerical mesh used for simulations, are shown in Figure 2.

The figure shows the validation of implemented meshes with surface topography and soft sediments, with the relevant waveforms for each channel of the selected stations. We have successfully validated the deterministic simulations up to 1Hz, which produced waveforms with expected features of basin and topography effects. The results from the workflow implementation have been submitted in a conference paper for the 18th World Conference of Earthquake Engineering by Koroni et al. (2023). We aim to implement both properties into one mesh with higher resolution for the Swiss Molasse basin using existing velocity models starting from [18] and tested also in Hallo et al. (2023a).

3. Time-dependent earthquake forecasting

Subproject 3 aims to develop a time-dependent seismic hazard model for Switzerland, including the specification of forecast visualization products based on the needs of the user of the forecast, and to revisit earthquake early warning (EEW) capabilities in Switzerland.

As a basis upon which the development of the time-dependent seismic hazard model for Switzerland can be built, we conducted a thorough review of the current state of operational earthquake forecasting (OEF) systems in Italy, New Zealand, and the United States. Partitioned into the three pillars **Model development**, **Model testing**, and **Forecast Communication**, the three OEF systems were characterized and compared. Subsequently, we conducted an expert elicitation using the Delphi method – an iterative process in which experts can indicate their level of agreement with given statements in an anonymous survey and then discuss dissent among the group during a joint workshop. Based on the workshop discussion, the statements are adapted and rated

by the experts in the next round of the process. Again, distinguishing the three pillars, the Delphi study yielded a comprehensive overview of what experts in the field view as best practices in developing, testing, and communicating earthquake forecasts. Key findings were that epidemic-type aftershock sequence models (ETAS, [19]) are the recommended default model type to be used for earthquake forecasting. More specific model development guidelines were difficult to elicit, possibly because of the dissent among experts on whether models should be developed based on user needs. Similarly, for the testing of earthquake forecasting models, specific tests were not endorsed, but the focus was rather on testing philosophies. Models should be tested prospectively or pseudo-prospectively, benchmark comparisons and participation in third-party testing experiments (e.g., by the Collaboratory for the Study of Earthquake Predictability, CSEP, [20]) are recommended, and transparency and reproducibility of the results are highly encouraged. A main result in the communications pillar is that communication products should be developed in close collaboration with the end-users of the forecast. A review paper describing these findings has been submitted (Mizrahi et al., 2023).

Building upon these recommendations, we developed and tested seven variants of the ETAS model for Switzerland. Four of them were calibrated on the Swiss earthquake catalog (the live catalog based on ECOS-09, [21]), one uses parameters calibrated on Californian data [22], and two use parameters used by the USGS AftershockForecaster software which were calibrated on global data [23]. All model variants were afterwards tested in two different ways. First, pseudo-prospective one-week forecasting experiments were carried out, where all models were used to issue a forecast for a given week (without using the data recorded during or after that week), and their forecasts were compared to the actually recorded $M \geq 2.5$ earthquakes in Switzerland in that week. This was done for 8.5 years' worth of non-overlapping one-week testing periods to establish which models signifi-

cantly outperform the other models, quantified through cumulative information gain (CIG) of a model compared to the time-independent null model. Figure 3 shows example forecasts issued by the different models for a specific week, and the overall results of these pseudo-prospective tests. Second, all model variants also underwent retrospective long-term consistency tests to check whether the number of expected $M \geq 4.5$ earthquakes within each model is, over longer periods of 30 years, consistent with past observed 30-year periods in Switzerland. This type of consistency test was also applied to check for the consistency of the spatial distribution of events as well as the distribution of magnitudes.

Finally, the preferred model variant was selected using a multi-criteria decision analysis (MCDA) approach. Six relevant criteria were identified: the results of the short-term (one-week) as well as the long-term (30 years) tests, the consistency of the model with the existing time-independent hazard model (SUIhaz2015, [5]), the run time of the model and its implementation cost, and whether the model was calibrated using local data. All models were given a score under each of these criteria, and the criteria were weighted according to their importance. Different weighting methods were tested, which all led to similar results. The recommended ETAS model for Switzerland is one calibrated on the Swiss catalog, which uses SUIhaz2015 information to model the spatial distribution of seismicity. A paper describing the model development and testing has been submitted and is currently under review [24]. The findings of both the review paper and the Swiss forecasting model paper will be summarized in a report to ENSI by the end of 2023.

An analysis of the potential change in the applicability for EEW in Switzerland due to improved network and data processing capabilities at the SED is currently being conducted, and its results will be reported in 2024, as specified in the project plan.

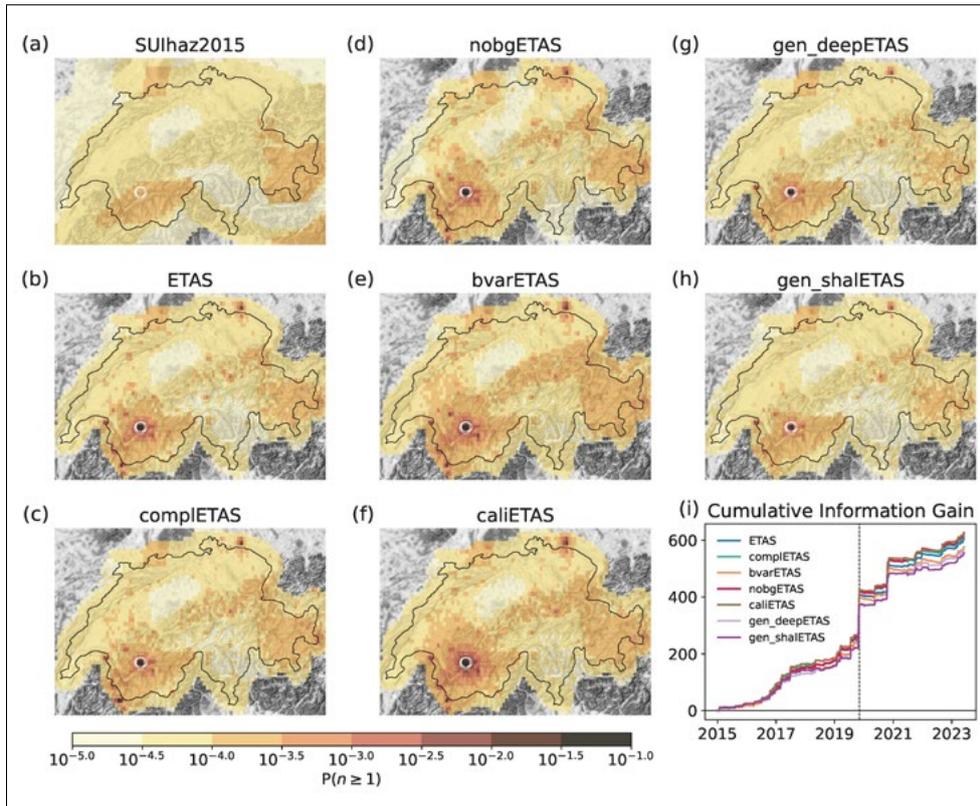


Figure 3: (a–h) Examples of 7-day seismicity forecasts produced by the considered models for the week starting on 07 Nov 2019. The colour of each pixel of $0.05^\circ\text{lat} \times 0.05^\circ\text{lon} \approx 5 \text{ km} \times 5 \text{ km}$ corresponds to the probability of one or more $M \geq 2.5$ earthquakes to occur in the pixel during 7 days. White circles represent $4 M \geq 2.5$ earthquakes which actually occurred during the period for which the forecast was issued. (i) Cumulative information gain (CIG) over time of the ETAS-based models versus the time-independent SUIhaz2015 model represented by the black horizontal line. The vertical line marks the date of the forecasts shown in (a–h). Source: Mizrahi et al., 2024.

National Cooperation

We actively cooperated with researchers involved in the Swiss Strong Motion Network renewal project and the Earthquake Risk Model for Switzerland and Basel-Stadt projects carried out at SED of ETH Zurich. For numerical modelling shown in subproject 2, we cooperated with senior scientists from the Swiss Seismological Service (SED) by developing a workflow for local scales. For subproject 3, we have collaborated with several scientists and IT experts within the SED, related to forecast communication, the setting up of the necessary IT infrastructure to regularly run the forecasting model, and to revisit the EEW capabilities for Switzerland.

International Cooperation

The research on the ground motion at depth was carried out in collaboration with researchers from the French Alternative Energies and Atomic Energy Commission (Saint-Paul-les-Durance, France). The broadband waveform modelling was discussed with experts from the Statewide California Earth-

quake Center SCEC (Los Angeles, USA), and the National Institute of Geophysics and Volcanology INGV (Catania, Italy). For the research on numerical modelling of complex geometries and surface topography, specifically for the implementation of the numerical mesh for the spectral-element modelling in subproject 2, we discussed with experts from Mondaic AG, i.e. with the co-founder and developer in Philadelphia (USA). This was done in order to verify the implementation of the mesh into spectral-element code Salvus. The soft sediment geophysical model by [10] was discussed with the author (San Diego Supercomputer Center). The expert elicitation in subproject 3 benefited from the collaboration with scientists at the United States Geological Survey (USGS), GNS Science in New Zealand, the INGV and University of Naples in Italy, as well as other institutions worldwide. The tasks in subproject 3 were also partially funded by the European project RISE.

Assessment and Perspectives for 2024

With a new researcher in subproject 1, we will focus on the development of a revised stochastic ground-motion model, integrating the findings of the past project phases. We will continue to work on ground motion at depth with site-specific applications. In subproject 2, we will perform further simulations using the spectral-element method for the Swiss Molasse Basin and Basel area. The simulations will be performed up to a resolvable frequency of 10 Hz, given that for some of the areas there are very detailed 3-D velocity models. Additionally, we aim to produce visualizations of surface and body wave propagation within these complex meshes and perform ground motion analysis by assessing the goodness-of-fit between simulation and real data – when available. This will allow us to validate the used velocity models and to improve our simulations workflow. Past and scenario earthquake simulations for Switzerland will routinely be performed with our high-fidelity physics-based approach. In future work, subproject 3 will focus on the visualization of forecast model outputs that will be useful for ENSI. For this, workshops are being planned together with the SED and ENSI. Another focus will lie on developing improved forecasting techniques, for example by using smaller magnitude earthquakes and exploring the scale invariance of seismicity, through incorporating near-real-time earthquake source descriptions, or by applying machine learning models. This work may however extend beyond the time horizon of 2024. Finally, EEW capabilities in Switzerland are being reassessed and this work will be finalized within 2024.

Publications

- **Bergamo, P., Maranò S., and Fäh, D. (2023).** Joint estimation of S-wave and damping ratio of the near-surface from active Rayleigh wave surveys processed with a wavefield decomposition approach. *Geophys. J. Int.*, 233, 1560–1579. DOI: 10.1093/gji/ggad105.
- **Hallo, M., Imtiaz, A., Koroni, M., Perron, V., and Fäh, D. (2023a).** Characterization and

modeling of ground motion at depth in soft sedimentary rocks: Application to the Swiss Molasse Basin. *Soil Dyn. Earthq. Eng.*, 173, 108089, DOI: 10.1016/j.soildyn.2023.108089.

- **Hallo, M., Bergamo, P., and Fäh, D. (2023b).** Multipath transfer-function correction method to predict site-specific amplification at city scale. *Seismological Research Letters* 2023; DOI: <https://doi.org/10.1785/0220230213>
- **Koroni, M., Ermert, L., Bergamo P., Fäh, D. (2023).** Physics-based 3-D ground motion simulations using spectral elements: An example of the Rhône valley. WCCE2024, Milan (IT), under review.
- **Mizrahi, L., Dallo, I., van der Elst, N., Christophersen, A., Spassiani, I., Werner, M., Iturrieta, P., Bayona, J., Iervolino, I., Schneider, M., Page, M., Zhuang, J., Herrmann, M., Michael, A., Falcone, G., Marzocchi, W., Rhoades, D., Gerstenberger, M., Gulia, L., Schorlemmer, D., Becker, J., Han, M., Kuratle, L., Marti, M., and Wiemer, S. (2023).** Developing, testing, and communicating earthquake forecasts: Current practices and an elicitation of expert recommendations. *Reviews of Geophysics*, under review.

References

- [1] Edwards, B. and D. Fäh. A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 103(1), 78–98, 2013.
- [2] Bergamo, P., D. Fäh, Panzera, F., Cauzzi, C., Glüer, F., Perron, V. and S. Wiemer. A site amplification model for Switzerland based on site-condition indicators and incorporating local response as measured at seismic stations, *Bulletin of Earthquake Engineering*, 21:5831–5865, 2023. <https://doi.org/10.1007/s10518-023-01766-z>
- [3] Hallo, M., Bergamo, P. and D. Fäh. Stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth validated by KiK-net vertical array data. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 112, 1997–2017, 2022.
- [4] Hallo, M., Bergamo, P. and D. Fäh. Full-waveform prediction of high-frequency ground motion at depth from surface recordings in Japan. In: Arion, C., Scupin, A., Țigănescu, A. (eds), *Proceed-*

- ings of the Third European Conference on Earthquake Engineering and Seismology – 3ECEEES, September 5–9 2022, Bucharest, Romania, Conspress, pp. 4914–4921, 2022.
- [5] Wiemer, S., et al. Seismic Hazard Model 2015 for Switzerland (SUIhaz2015). Swiss Seismological Service (SED) at ETH Zurich, Zurich, Switzerland, 2016.
- [6] Hallo, M., Imperatori, W., Panzera, F. and D. Fäh. Joint multizonal transdimensional Bayesian inversion of surface wave dispersion and ellipticity curves for local near-surface imaging. *Geophys. J. Int.*, 226(1), 627–659, 2021.
- [7] Imtiaz, A., Panzera, F., Hallo, M., Dresmann, H., Steiner, B. and D. Fäh. An integrated 3D geological-seismological model at urban scale in Basel, Switzerland. *Proceedings of the 6th IASPEI / IAEE International Symposium: Effects of Surface Geology on Seismic Motion*, 30 August – September 2 2021, Kyoto, Japan, 2021.
- [8] Edwards, B., Michel, C., Poggi, V. and D. Fäh. Determination of site amplification from regional seismicity: Application to the Swiss National Seismic Networks. *Seismol. Res. Lett.*, 84, 611–621, 2013.
- [9] Maranò, S., Hobiger, M., Bergamo, P. and D. Fäh. Analysis of Rayleigh waves with circular wavefront: a maximum likelihood approach. *Geophys. J. Int.*, 210, 1570–1580, 2017.
- [10] Roten, D., Fäh, D., Olsen, K.B. and D. Giardini. A comparison of observed and simulated site response in the Rhône valley, *Geophysical Journal International*, 173, 958–978, 2008.
- [11] Diehl, T., Kissling, E., Herwegh, M. and S.M. Schmid. Improving absolute hypocenter accuracy with 3D Pg and Sg body-wave inversion procedures and application to earthquakes in the Central Alps region. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 126, e2021JB022155, 2021. <https://doi.org/10.1029/2021JB022155>.
- [12] Afanasiev, M., Boehm, C., van Driel, M., Krischer, L., Rietmann, M., May, D.A., Knepley, M.G. and A. Fichtner. Modular and flexible spectral-element waveform modelling in two and three dimensions, *Geophysical Journal International*, 216(3):1675–1692, 2019.
- [13] Hapla, V., Knepley, M.G., Afanasiev, M., Boehm, C., van Driel, M., Krischer, L. and A. Fichtner. Fully parallel mesh I/O using PETSc DMplex with an application to waveform modelling. *SIAM Journal on Scientific Computing*, 43(2), C127–C153, 2021.
- [14] Lee, S.-J., Chen, H.-W., Liu, Q., Komatitsch, D., Huan, B.-S. and J. Tromp. Three-Dimensional Simulations of Seismic-Wave Propagation in the Taipei Basin with Realistic Topography Based upon the Spectral-Element Method, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 1(98), 253–264, 2008.
- [15] Imperatori, W. and P.M. Mai. The role of topography and lateral velocity heterogeneities on near-source scattering and ground-motion variability, *Geophysical Journal International*, 202, 2163–2181, 2015.
- [16] Koroni, M., Ermert, L., Tuinstra, K., Meier, M.-A. and S. Wiemer. Multi-scale high-frequency earthquake numerical modelling for improving seismic hazard assessment. 2023 I Call for Proposals by CSCS (CH), 2023.
- [17] Sion project 2004–2006. Swiss Seismological Service (SED) at ETH Zurich. Temporary deployments in Sion, Switzerland to understand 3D site amplification; ETH Zurich. 2004. <https://doi.org/10.12686/SED/NETWORKS/ZP>
- [18] Campus, P. and D. Fäh. Seismic monitoring of explosions: a method to extract information on the isotropic component of the seismic source. *Journal of Seismology*, 1, 205–218, 1997.
- [19] Ogata, Y. Statistical models for earthquake occurrences and residual analysis for point processes. *Journal of the American Statistical association*, 83(401), 9–27, 1988.
- [20] Zechar, J. D., Schorlemmer, D., Liukis, M., Yu, J., Euchner, F., Maechling, P. J. and T.H. Jordan. The Collaboratory for the

- Study of Earthquake Predictability perspective on computational earthquake science. *Concurrency and Computation: Practice and Experience*, 22(12), 1836–1847, 2010.
- [21] Fäh, D., Giardini, D., Kästli, P., Deichmann, N., Gisler, M., Schwarz-Zanetti, G., et al. ECOS-09 earthquake catalogue of Switzerland release 2011 report and database. Public catalogue, 17. 4. 2011. Swiss Seismological Service ETH Zurich. 2011.
- [22] Mizrahi, L., Nandan, S. and S. Wiemer. Embracing data incompleteness for better earthquake forecasting. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 126(12), e2021JB022379, 2021.
- [23] van der Elst, N. J., Hardebeck, J. L., Michael, A. J., McBride, S. K. and E. Vanacore, E. (2022). Prospective and retrospective evaluation of the US Geological Survey Public aftershock forecast for the 2019–2021 Southwest Puerto Rico Earthquake and aftershocks. *Seismological Society of America*, 93(2A), 620–640.
- [24] Mizrahi, L., Nandan, S., Mena Cabrera, B., Wiemer, S. (2024) suiETAS: Developing and Testing ETAS-Based Earthquake Forecasting Models for Switzerland.

Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading

Author and Co-author(s): Simon Karrer,
Dr. Karel Thoma

Institution: ETH Zürich, Institute of
Structural Engineering (IBK)

Address: Stefano-Francini-Platz 5

Phone, E-mail, Internet address:

044 633 36 59, karrer@ibk.baug.ethz.ch,

www.kaufmann.ibk.ethz.ch

Duration of project: 2021–2025

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 lacks a reliable method for predicting the load-deformation behaviour of reinforced concrete shear walls under cyclic loading. This project, which started in November 2021 and is scheduled to last four years, aims at developing a non-linear finite element analysis (FEA) tool for the modelling 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 is based on consistent mechanical models. These models were developed, extended and validated at **ETH Zurich** under the direction of Prof. P. Marti and his successor Prof. W. Kaufmann and enable the simulation of RC 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.

Within the first work package, simulations on RC 1D chord elements and 2D membrane elements were successfully performed and compared to published experimental results. The comparison generally demonstrated that the simulations reproduce the behaviour observed in experiments well. However, the detailed investigation of 1D chord elements loaded in tension and subsequently in compression showed that the initial version of the mechanical chord model leads to unrealistic values for bond shear stresses between concrete and reinforcement. This aspect was therefore investigated experimentally. The evaluation of the experiments will be completed in 2024.

Project goals

Importance of the project and outline of the content

This project aims at developing a consistent mechanical material model for reinforced concrete (RC) shells under cyclic loading and at implementing 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 RC buildings subjected to seismic excitations. The behaviour of shear walls under cyclic loading is particularly interesting since shear walls are commonly used as lateral load-resisting members in structures. Still, their performance in recent earthquakes was not as anticipated [1], [2]. 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]–[5]. Nevertheless, the international research community still lacks a reliable and robust method for predicting the behaviour of RC shear walls under seismic excitation.

The state of the art, on which this project builds up, consists of two pillars. The consist-

ent mechanical models for RC developed, extended and validated under the direction of Prof. P. Marti and his successor Prof. W. Kaufmann at ETH Zurich represent the first pillar. The relevant mechanical models are (i) the **Tension Chord Model (TCM)** [6], (ii) the **Pull-Out Model (POM)** for under-reinforced members [7], (iii) the **Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R)**, see Figure 1) [8], (iv) the **Cracked Membrane Model with fixed, interlocked cracks (CMM-F)** [9] and (v) the generalisation of these models to layered shell elements for out-of-plane loading and inclined reinforcement [10]. 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 RC material model (CMM-Usermat-U)** for monotonically loaded shell elements into the finite element solver **Ansys Mechanical APDL** [11]. It was implemented at the **Lucerne University of Applied Sciences and Arts (HSLU)** under the direction of Dr. K. Thoma [12]. 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 [13]–[16] (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 extended for cyclic loading, and the **CMM-Usermat-U** will be evolved to the **cyclic RC material model (CMM-Usermat-C)**.

Goals for the year 2023

The project is divided into five work packages (see Figure 3). The first work package (WP1), scheduled to be completed by mid-2023, contains the extension of **TCM, POM, CMM-R** and **CMM-F** to cyclic loading by integrating new theoretical findings on bond degrada-

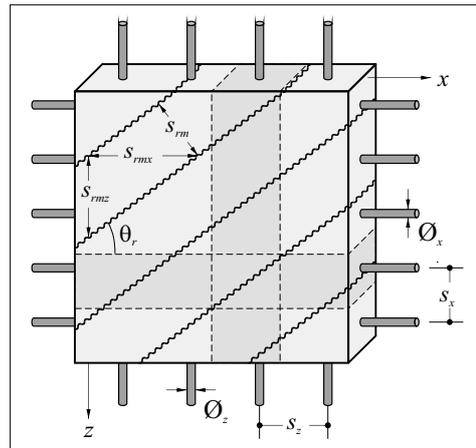


Figure 1: Representation of Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R) [8].

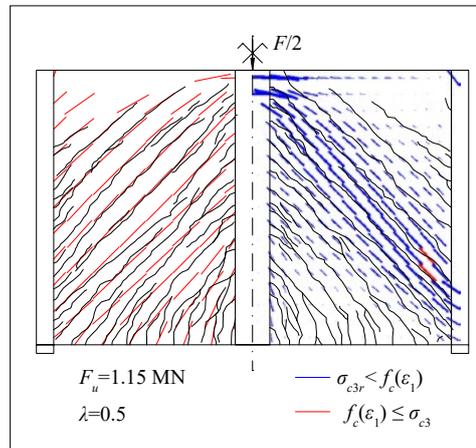


Figure 2: Recalculation of a plate test carried out by Leonhardt and Walther [17]: Crack pattern and principal concrete compressive stress in the main girder [15].

tion [18], aggregate interlocking [9] and under-reinforced elements [7]. The material relationships for reinforcing steel are critically examined, and 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.

Work on the second work package (WP2) is scheduled to begin in 2023 and be completed in 2024. It includes the implementation of the **cyclic layer model**, which essentially consists of a stack of kinematically coupled membrane elements.

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. Comparing these curves against experimental data can assess the performance of the material model. 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_{c3} , principal compressive directions θ and crack spacing s_{rm}) in addition to the classical FEA results. These additional, mechanically based analysis results enable a more in-depth interpretation and plausibility check of the FEA. Furthermore, these additional results clearly determine the failure modes and the detailed validation with corresponding results measured in tests.

Number of Parameters: Cyclic non-linear FEA of RC structures has been used for a long time. However, the underlying material models for RC [19], [20] are mostly highly parameterised approaches to adapt the material model to the respective problems and experimental results. This leads to a priori unknown material parameters, which were correctly fitted for a particular case, usually leading 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** [21], [22]. One of the core statements from the competition was that the RC material model is of central importance, especially with regard to the consideration or definition of plastic zones. The competition conducted by the **PEER** illustrated the weakness of strongly parameterised RC 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.

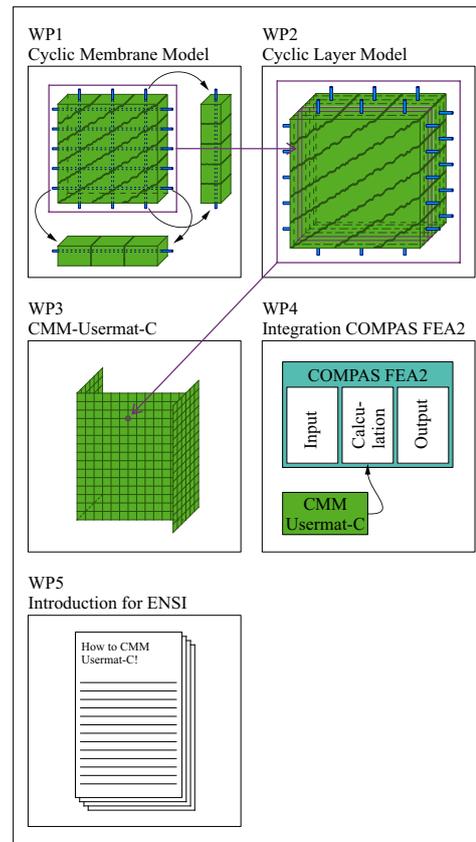


Figure 3: Organisation of the project into five work packages.

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

After last year's implementation of the **TCM** and the **CMM-R** for cyclic loading [23], the generalisation of these models for generic load cases was on the agenda for the year 2023.

Implementation of the Compression Chord Model (CCM) for cyclic loading

The **TCM** is used for calculating the average strain in a cracked RC chord subjected to

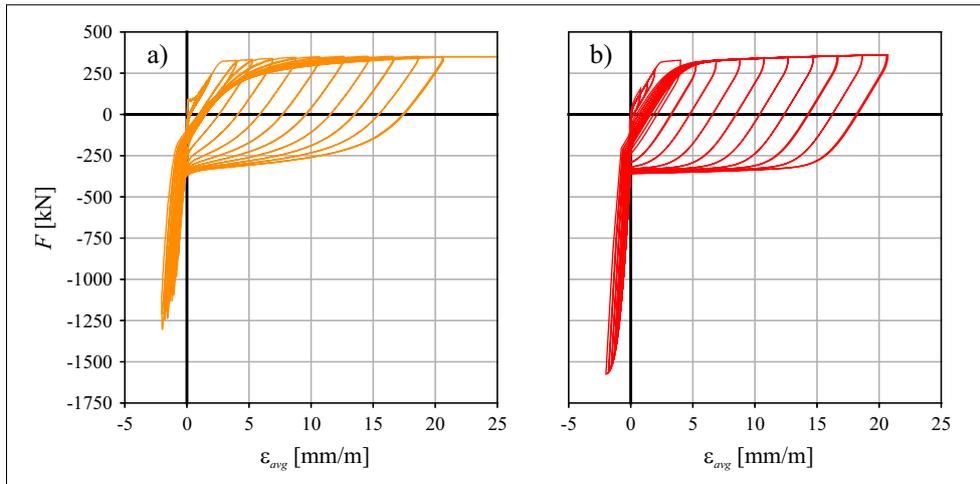


Figure 4:
Comparison between
a) Experiment LAP-C1
[25] and b) correspond-
ing simulation.

tension. However, the developed algorithm switches to the **CCM** when the cracks are closed due to an applied compressive force. In its initial version, the CCM assumes that the strain in the concrete and steel segments changes equally. From the determined concrete and steel strains, the resulting stresses can be calculated using the subordinate material models for concrete and steel. By multiplying the stresses with the corresponding concrete and steel cross-sections, the axial force in the concrete and reinforcing bars can be calculated.

The performance of the chord models (**TCM**, **POM**, **CCM**) is assessed by comparing Tarquini's experiment [24], [25] with the simulation. Figure 4 shows that the simulation captures well the overall load-bearing behaviour, characterised by the stiffness decrease after yielding of the reinforcement, the unloading path with significant compressive load for positive average strain (open cracks) and the steep increase in stiffness after crack closing. The comparison between simulation and experiment clearly emphasises the importance of appropriate subordinate steel and concrete models.

Although the results are satisfactory, the detailed investigation has shown that the **CCM** in its initial version leads to unrealistic bond shear stresses. When designing RC compression elements, it is usually assumed that concrete and reinforcement have the same deformation and strain, respective-

ly. The bond between steel and concrete is supposed to be rigid. This assumption may be valid for non-cyclic loading but is not suitable for cyclically loaded RC elements since the load history of the reinforcing bar differs over its length after the initial cracking of the concrete.

The interaction of concrete and reinforcing bars under compressive load has scarcely been researched. There are only a few tests on RC chord elements subjected to tension and compression, and none provide data on the local bond behaviour. Therefore, it was decided in the summer of 2023 to conduct a series of tests. The experimental campaign conducted in October 2023 is described in the following.

Experiments on cyclically loaded RC chord elements

The tests were used to investigate the load-deformation behaviour of RC chord elements subjected to cyclic loading. Specifically, the behaviour of RC elements subjected to monotonic compression and cyclic loading were compared. In addition, the influence of the stirrup spacing and the difference between reinforcing steel with and without yield plateau were investigated.

Five geometrically identical test specimens were produced and tested in the test laboratory of the **IBK** at **ETH Zurich**. The test specimens were 1.20m long RC elements with a square cross-section. Each test specimen

contained four longitudinal reinforcing bars ($\varnothing 16$) enclosed by stirrups ($\varnothing 10$). The different loading curves for the tests T/C-1:5 and the reinforcement detailing of the specimens are depicted in Figure 5.

The tests were carried out on the universal servo-hydraulic testing system **Grosse Schenck** (see Figure 6), which has a maximum capacity of 1.6 MN. In addition to force measurement using a calibrated load cell installed in **Grosse Schenck**, **digital image correlation** was carried out on two neighbouring sides of the specimens, and optical fibres were installed on the longitudinal reinforcements to measure the strains along the reinforcing bars. Post-processing of the experimental data is in progress, and the results will be published in a scientific journal in 2024.

Implementation of the models for membrane elements subjected to cyclic loading

Following last year’s implementation of the **CMM-R** for strains $\epsilon_1 \geq 0$ and $\epsilon_3 \leq 0$, the implementation of models for membrane elements subjected to strains $\epsilon_1 > \epsilon_3 \geq 0$ (biaxial tension) and $\epsilon_3 < \epsilon_1 \leq 0$ (biaxial compression) was successfully carried out in 2023. In addition, the inverse problem for a membrane element (σ_x, σ_y and γ_{xy} are given, ϵ_x, ϵ_y , and τ_{xy} are unknown) was tackled to carry out simulations of published panel experiments. The inverse problem is solved by iterations using the modified Newton-Raphson method. Several simulations of experiments on membrane elements were conducted. Figure 7 compares Stevens’s experiment [26] with the associated simulation. Further results and an in-depth discussion will be presented in a scientific journal in 2024.

National Cooperation

None.

International Cooperation

None.

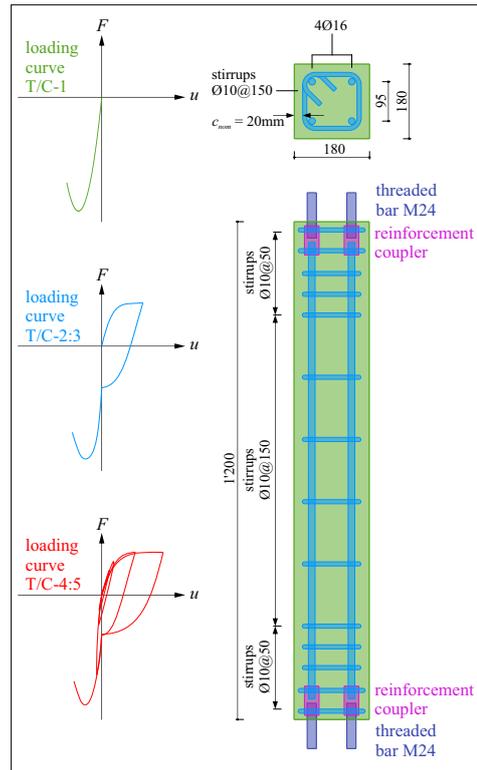


Figure 5: Schematic representation of the test specimens’ loading curves and reinforcement detailing.



Figure 6: Test setup Grosse Schenck.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Apart from the documentation and sensitivity analysis of input parameters, the first work package had been completed by the end of 2023. The delay can be partly explained by the experiments on 1D RC chord elements carried out in the autumn of 2023, which

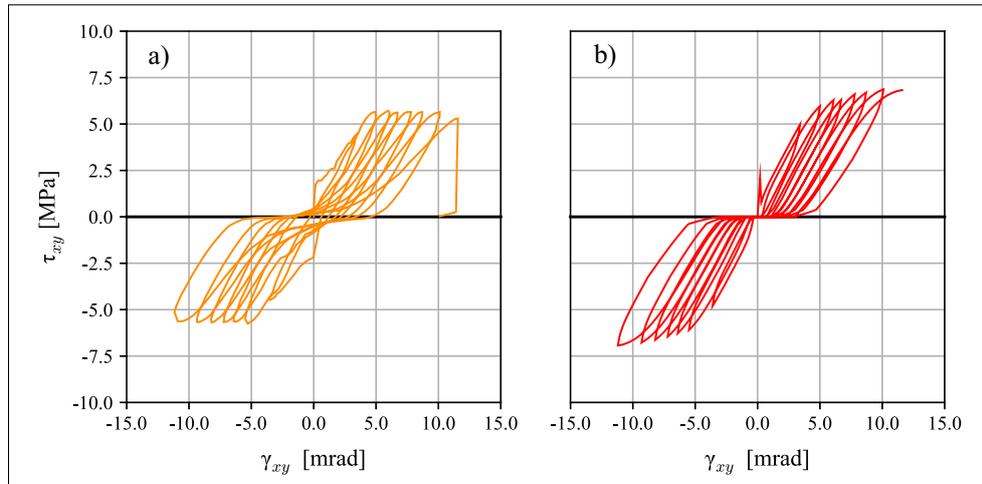


Figure 7:
Comparison between
a) Experiment SE8
[26] (adopted from
[5]) and b) correspon-
ding simulation.

were not originally planned. However, we are convinced that the detailed experimental investigation is worthwhile, as it will foster the development of a mechanically consistent material model.

The developed code is stable and robust, and the simulations of chord and membrane elements reflect the behaviour observed in experiments well. A great advantage of the mechanically consistent models {TCM, POM, CMM-R} is that they only use a few model parameters in addition to the classical material parameters used in conventional design. Since relatively simple subordinate material models for concrete, steel and bond are chosen, the number of parameters is low. The computational performance of the code will be assessed in work package 3 when entire structures are simulated.

The second and third work packages include the extension of the cyclic material model for plane stress states to the layer model [10] and the integration of the developed Python code as a user-defined material model (Usermat) into **Ansys Mechanical APDL**. It is planned to finish these work packages by the end of 2024.

Publications

The project was described in a blog post [27] to promote the research at the **Chair of Structural Engineering – Concrete Structures and Bridge Design** to the public, particularly the engineering community.

References

- [1] F. Dashti, R. P. Dhakal, and S. Pampanin, “Seismic Performance of existing New Zealand Shear Wall Structures”, presented at the NZCI Conf, 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”, *Earthquake Engng 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”, presented at the NZ-SEE Conf, 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 Earthquake Eng*, vol. 14, no. 2, pp. 455–484, Feb. 2016, doi: 10.1007/s10518-015-9827-x.
- [5] D. M. V. Ruggiero, *The Behaviour of Reinforced Concrete Subjected to Reversed Cyclic Shear*. in Dissertation. Department of Civil Engineering, University of Toronto, 2015.
- [6] P. Marti, M. Alvarez, W. Kaufmann, and V. Sigrist, “Tension Chord Model for Structural Concrete”, *Structural Engineering International*, vol. 8, no. 4,

- pp. 287–298, Nov. 1998, doi: 10.2749/101686698780488875.
- [7] 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.
- [8] W. Kaufmann, “Strength and Deformations of Structural Concrete Subjected to In-Plane Shear and Normal Forces”, Doctoral dissertation, Institut für Baustatik und Konstruktion, ETH Zürich, Basel, 1998. doi:10.1007/978-3-0348-7612-4
- [9] A. Beck, “Paradigms of shear in structural concrete: Theoretical and experimental investigation”, Doctoral Thesis, ETH Zurich, 2021. doi: 10.3929/ethz-b-000482684.
- [10] H. Seelhofer, *Ebener Spannungszustand im Betonbau: Grundlagen und Anwendungen*. in IBK-Bericht, no. 320. Zürich: vdf Hochschulverl. an d. ETH, 2010.
- [11] “Ansys Mechanical APDL”. Canonsburg, USA.
- [12] P. Roos, “FEM Modelle für Stahlbetonplatten – Verifizierung des Schichtenmodells anhand von Bauteilversuchen”, Hochschule Luzern Technik & Architektur, Horw, 2014.
- [13] K. Thoma, P. Roos, and M. Weber, “Finite-Elemente-Analyse von Stahlbetonbauteilen im ebenen Spannungszustand”, *Beton- und Stahlbetonbau*, vol. 109, no. 4, pp. 275–283, 2014, doi: 10.1002/best.201300087.
- [14] K. Thoma, P. Roos, and G. Borkowski, “Finite Elemente Analyse von Stahlbetonplatten”, *Beton- und Stahlbetonbau*, vol. 109, no. 12, pp. 895–904, 2014, doi: 10.1002/best.201400047.
- [15] K. Thoma, “Finite element analysis of experimentally tested RC and PC beams using the cracked membrane model”, *Engineering Structures*, vol. 167, no. 15, pp. 592–607, Jul. 2018.
- [16] K. Thoma and F. Malisia, “Compressive membrane action in RC one-way slabs”, *Engineering Structures*, vol. 171, pp. 395–404, Sep. 2018, doi: 10.1016/j.engstruct.2018.05.051.
- [17] F. Leonhardt and R. Walther, *Wandartige Träger. Bericht über Versuche an wandartigen Trägern mit unterschiedlicher Belastung, Lagerung und Bewehrung mit Schlussfolgerungen*. in *Deutscher Ausschuss für Stahlbeton*, no. 178. Berlin, Deutschland: Ernst und Sohn, 1966.
- [18] Y. Lemcherreq, W. Kaufmann, and T. Vogel, “Fatigue of bond: Experimental investigation using pull-out tests with distributed fibre optical sensors”, in *Proceedings of the fib Symposium 2020 Concrete Structures for Resilient Society*, in Shanghai, China (virtual), Nov. 2020.
- [19] V. Birtel and P. Mark, “Parameterised Finite Element Modelling of RC Beam Shear Failure”, p. 15, 2006.
- [20] P. Mark and M. Bender, “Computational modelling of failure mechanisms in reinforced concrete structures”, *Facta universitatis – series: Architecture and Civil Engineering*, vol. 8, no. 1, pp. 1–12, 2010.
- [21] M. Schoettler, “A Full-Scale, Single-Column Bridge Bent Tested by Shake-Table Excitation”, 2012, doi: <https://datacenterhub.org/resources/7268>.
- [22] V. Terzic, M. J. Schoettler, J. I. Restrepo, and S. A. Mahin, “Concrete Column Blind Prediction Contest 2010: Outcomes and Observations”, p. 145.
- [23] Karrer, Simon and Thoma, Karel, “Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading”, in *Research and Experience Report 2022*, Eidgenössisches Nuklearsicherheits-Inspektorat ENSI, 2023, pp. 219–225. [Online]. Available: https://www.ensi.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2023/05/ENSI_ErFoB22.pdf
- [24] Danilo Tarquini, João Pacheco de Almeida, and Katrin Beyer, “Experimental investigation on the deformation capacity of lap splices under cyclic loading”, *Bulletin of Earthquake Engineering*, vol. 17, pp. 6645–6670, 2019, doi: 10.1007/s10518-019-00692-3.
- [25] D. Tarquini, J. P. Almeida, and K. Beyer, “Uniaxial Cyclic Tests on Reinforced Concrete Members with Lap Splices”, Submitted to *Earthquake Spectra*, 2018, doi: 10.1193/041418EQS091DP.

- [26] N. J. Stevens, S. M. Uzumeri, and M. P. Collins, "Reinforced Concrete Subjected to Reversed Cyclic Shear-Experiments and Constitutive Model", *ACI Structural Journal*, no. 88-16, pp. 135-146, 1991.
- [27] Simon Karrer, "Developing a material model for reinforced concrete structures subjected to cyclic loading", kfm research. [Online]. Available: <https://concrete.ethz.ch/blog/developing-a-material-model-for-reinforced-concrete-structures-subjected-to-cyclic-loading/>

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

Author and 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. The main topics addressed and the results obtained in 2023 include:

- finalization of the step-by-step guidance for incorporation of Errors Of Commission (EOCs) in Probabilistic Safety Assessment (PSA). Considered more practitioner-oriented and familiar within HRA, decision trees were implemented for EOC quantification, with the Bayesian Belief Network model developed earlier in this work providing the quantitative parameters.

- survey of the operator training and qualification processes at two Swiss nuclear power plants, in order to leverage these programs, and the familiarity of plant staff with the concepts and elements of the processes in the upcoming implementation and refinement of the HRA data collection methodology. Despite key differences in the aims of performance measurement in training/qualification and HRA, the compatibility of the perspectives is highly encouraging for HRA data collection.

- derivation of recommendations for analysis of dependence among multiple human failure events. The recommendations emphasize detailed analysis of the crew response, to identify explicitly common performance issues that may be overlooked by traditional, simplified dependence analysis approaches.

- a major objective of the project's final year was Stage 2 of the evaluation of HRA quantification methods, including the application of four methods for a set of operator actions and a quantitative comparison with reference estimated probabilities for these actions. Stage 2 thus included the finalization of the scope and rating scales for the five evaluation criteria, the estimation of the reference probabilities, the application of the methods and comparison with the reference estimates, and the complete rating and evaluation of the methods.

The key achievements of ROES-II are: a) a self-standing, step-by-step guidance document on the use of the Commission Error Search and Assessment (CESA) method to identify and quantify EOCs in L1 PSA, at full power, for all initiating events (internal, area, and external initiators); b) the development of a methodology for collecting HRA data in NPP simulators, with the Task Reliability Index (TRI) as the central performance measure. The methodology defines the TRI sub-measures, the aggregation of multiple observations, and the application of the collected data in a Bayesian estimation of operator action failure probabilities; c) HRA dependence: detailed recommendations for dependence analysis were derived by identifying the key performance factors influencing HRA dependence from operational events and evaluating the coverage of these factors in current analysis practice; and d) the evaluation of HRA quantification methods found three methods, the application of which could be expected to satisfy current requirements from the Swiss regulatory guideline ENSI-A05. In this process, 32 methods were initially considered, 11 were rated in a first stage, and 4 were finally selected for a detailed evaluation including an evaluation of their qualitative and quantitative performance on a set of reference tasks with estimated failure probabilities. In a secondary outcome, the detailed evaluation of

these four methods provides a substantial technical basis for reviewing analyses where these are applied.

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 2023 were as follows:

Errors of Commission

This topic addresses scenarios in which decision-related failures 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 practitioner-oriented, step-by-step guidance for EOC analysis.

The goal for 2023 was guidance finalization. This entails overall simplification of the original CESA analysis steps [1, 2], addressing EOC prioritization, analysis and quantification. Concerning quantification, simplification entails adoption of the decision tree framework, well familiar to practitioners.

HRA data from simulators

The aim of this subproject is to develop methods to collect and use task performance data from nuclear power plant training simulators, in order to enhance the technical basis for HRA methods as well as to link Human Reliability Analyses more closely to

plant-specific data. The performance data collection methodology being developed is centered on a Task Reliability Index (TRI) that combines the assessment of plant outcomes and performed tasks with an assessment of task performance from a human factors and human reliability standpoint.

The 2023 goals for the subproject were to evaluate whether and how the information currently available from the power plants’ training and qualification program could be used in the frame of HRA data collection. In future work, the results of this evaluation would form a basis for defining the detailed HRA data collection methodology.

Empirically-based HRA dependence analysis

Dependence analysis refers to the analysis of the influences of previous crew failures on the probability of subsequent failures in an accident scenario as well as common factors or conditions that may influence the performance of multiple operator actions in an accident scenario. Analyses of dependence can have a decisive quantitative impact on HRA and PSA results. However, there is limited relevant data and these analyses rely strongly on judgment.

The project goal for 2023 was to derive recommendations for use of state-of-practice methods, to overcome their simplistic assumptions, potentially resulting in underestimation of the dependence. The recommendations build on the operational events analyses performed in earlier phases of the project.

Evaluation of HRA quantification methods

This subproject contributes to the technical basis for extending the list of acceptable HRA quantification methods in the Swiss regulatory guidelines (ENSI-A05) to include newer

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.

methods used in international PSAs as well as important emerging methods. The identified HRA quantification methods were evaluated in two stages. In Stage 1 of the evaluation, the methods were examined against a set of qualitative criteria representing desirable features for PSA applications. Stage 1 resulted in the selection of five methods out of eleven candidates. The selected methods have detailed user guidance/instructions, have matured beyond academic demonstration, and would be expected to support analyses meeting the ENSI guidelines for the PSAs of Swiss nuclear installations.

The main goals for 2023 were to carry out Stage 2 of the evaluation of the selected HRA methods. The Stage 2 criteria and their evaluation rely to a large extent on the application of the methods to estimate the probabilities for diverse Human Failure Events, on a comparative analysis of the obtained failure probabilities, and on observations related to the use of the methods for these quantitative analysis. These results comprise the technical basis for an assessment of method acceptability and recommendations for the evaluation of HRAs using these methods.

Work carried out and results obtained

Errors of Commission

The main technical developments in 2023 concerned refinement of the guidance for qualitative analysis, plausibility analysis and EOC quantification. The plausibility analysis is required because the results of the CESA search for EOC opportunities may initially include candidate EOCs that have a low plausibility. A concern is unwarranted screening; to establish a sound basis for evaluating plausibility, the qualitative analysis performed in a prior step generates detailed procedural paths for the EOC scenarios, the decision points along these paths, and the associated evolutions of the plant context. Then, the number of plant indications that are misinterpreted in each procedural path is a key screening criterion.

EOC quantification is implemented via two decision trees, to be applied sequentially to characterize the context where the EOC may occur. The decision tree framework was chosen to facilitate the adoption of the guidance by practitioners: unlike BBNs, the framework is well familiar to HRA analysts. The trees are developed from the CESA-Q Bayesian Belief Network (BBN) model, finalized within this project to incorporate experience from operational events as well as expert judgment in a traceable way [PSI LEA 23-301]. Since decision trees allow for coarser factor characterization than BBNs, the conversion entailed the replacement of multiple BBN outputs with one representative output for the decisions tree. The choice was based combining likelihood and conservativeness considerations.

HRA data from simulator

The aim of this subproject is the development of a methodology for the collection of task performance data in nuclear power plant simulators and its use in Human Reliability Analyses. The main features of the methodology include the Task Reliability Index (TRI) and the use of collected TRI data as evidence in a Bayesian update of the failure probability for the operator action [Porthin et al., 2024].

The aim of the TRI measure is to differentiate task performance reliability levels more strongly than in most data collection frameworks, which have focused on whether or not specific manipulations are performed (or not) within a given time. The TRI-based method considers these manipulations in a sub-measure related to plant outcomes, since these outcomes result from the carrying out of the manipulations. In addition, it considers a second sub-measure focused on how the task is performed by the crew. Both sub-measures are defined with 6-point scales; in this way, the sub-measures can account not only for whether the performance thresholds are satisfied but also for the degree of satisfaction, based on margins to the performance thresholds. Each observation of the crew performance of a given operator action yields an assessment of each of the

two sub-measures and the overall TRI for this action.

A complementary aspect of the methodology defines how the observations of multiple performances of an operator action, which yield a set of TRIs, are aggregated into a count of pseudo-failures. This pseudo-failure count is then the evidence with which the distribution of the failure probability for the operator action is updated. While the methodology includes proposed approaches for combining the sub-measures into the TRI measure and for converting the set of TRIs into the pseudo-failure count, the calibration of these aspects of the methodology will need to be performed in future work.

The work in 2023 focused on establishing the basis for the 6-point sub-measure scales. Conceptually, the scales represent the degree of satisfaction for the plant outcome and the task performance sub-measures. To be used consistently over multiple data collection campaigns by different observers, the scales need to be “anchored” by defining the features of observed performances that correspond to each numerical value of the sub-measure scale. For this, coherence and complementarity between HRA data collection and the training practices at nuclear power plants are important because nuclear power plant operational expertise is essential to rating both plant outcomes and task performance. To this end, an overview of the data collection methodology and information on the current training and qualification programs were discussed in meetings with two Swiss nuclear power plants. This information on the plants’ processes for training and qualification includes the types of scenarios and the diverse objectives of the sessions, the criteria for the evaluation of performance for operator training and qualification, and the evaluation process.

At a first level, the direct use, for HRA purposes, of the information processed for training and qualification was examined [Dang, Podofillini, 2024]. Although manipulations (the actions performed), the associated plant outcomes, as well as the way the operator response is carried out are addressed

in training and qualification as well as in the proposed HRA data collection methodology, differences in the perspective and emphasis of the two efforts limit such direct use. For instance, training and qualification focus on the competence across all scenarios and actions whereas HRA is centered on the crews’ performances of individual actions. A positive finding is that the five competence areas used in training and qualification are directly linked to the dimensions addressed by the task performance sub-measure of the TRI, dimensions such as situation assessment, control, operations, prioritization, and communication. The detailed information provided by the power plants on how these competence areas are assessed will provide a strong foundation for defining the observables and scale anchors of the TRI and support the objective of achieving a data collection method suitable for HRA purposes that is highly compatible with training and qualification and based on terminology and concepts that are already used at the power plants.

Empirically-based HRA dependence analysis

The state-of-the-art approach to HRA dependence analysis is based on decision trees, a representative tool being presented in [4]. Earlier project work analyzed operational events involving multiple human failures [PSI LEA 23-302]: the analysis identified some cases for which the assessment of independence (Zero dependence) by the tree does not seem appropriate based on the event narrative.

Work in 2023 derived recommendations to verify the plausibility of the independence assessment from traditional approaches [PSI LEA 23-303]. The recommendations address the following aspects of dependence across multiple human failure events: the procedural paths, common failure contributions and performance issues, differences in the component/system configurations due to earlier failures, differences in the performance shaping factors due to earlier failures, and shared resources between across the human failure events (personnel, tools, sources e.g.

Criterion	
1) representation of qualitative analysis	The capacity of the quantification to represent the context and performance issues identified in the qualitative analysis
2) empirical validity (quantitative performance)	Comparison of the estimated failure probabilities with the reference probabilities
3) transparency and traceability	The degree to which the inputs, assumptions, and analysis steps during the application of the method are accessible and can be documented
4) usefulness	Capacity to identify error mechanisms and to generate or assess error reduction measures.
5) learning curve	An assessment of the training and effort required to learn how to apply the method
6) time and effort	Resources for the application of the method, exclusive of the learning curve.

Table 1:
Method evaluation
criteria (Stage 2).

water, power). Example applications of the recommendations to cases of relevance for PSA are also provided.

Evaluation of HRA quantification methods

Four HRA methods were applied and assessed in Stage 2 of the method evaluation [PSI LEA 24-30]. The four main components of Stage 2 were the finalization of the scope and rating scales of the five evaluation criteria, the estimation of the reference failure probabilities used to assess the quantitative performance of the methods, the application of the methods to quantify the failure probabilities of four actions, and the evaluation of method performance and the evaluation criteria.

The Stage 2 evaluation criteria, listed in Table 1, deal with detailed aspects of the method that are best assessed and benefit from application of the method. Criterion assessment uses a five-point rating scale defined with anchors, namely descriptions of the general conditions represented by the ratings.

Four operator actions were used to evaluate the quantitative performance of the methods. These include cooldown and depressurization in a pressurized water reactor steam generator tube rupture scenario (treated separately), the isolation of a leak during shutdown conditions, and the alignment and start of a mobile diesel generator. In selecting these actions, the availability of empirical data to support the estimation of the reference failure probabilities was one consideration. A second consideration was to have diverse performance contexts and

action types. The estimation of the reference probabilities for the first three actions combined data from the SACADA 2019 public release [5] and data from the International HRA Empirical Study, e.g. [6]. The data for the mobile diesel generator alignment is based on expert elicitation, as reported in reference [7]. In this method evaluation, the application of the HRA methods for failure probability estimation relies on a common qualitative analysis. In a qualitative analysis, the scenario, the requirements of the task and the performance conditions are characterized to be used as inputs to quantification. The use of a common analysis eliminates differences in the qualitative analysis as a source of variability. Some methods provide no or limited guidance for qualitative analysis; the analyst is expected to have performed an adequate standalone qualitative analysis prior to quantification. Other methods include their own qualitative analysis guidance, with the aim to ensure a high degree of compatibility with the method's terminology and quantification model. In the qualitative analyses performed in this work, the objective was a comprehensive characterization of context, action, and potential issues independent of any of the methods. In particular, the qualitative analyses do not consider whether or how well the methods can represent or model the identified issues. Given the evolving state-of-understanding of human factors and of human-machine interfaces, this approach ensures that the analysis of the operator action is not limited to the scope of a given method.

The four methods evaluated in Stage 2 are: EPRI's HRA method, in which the Electric

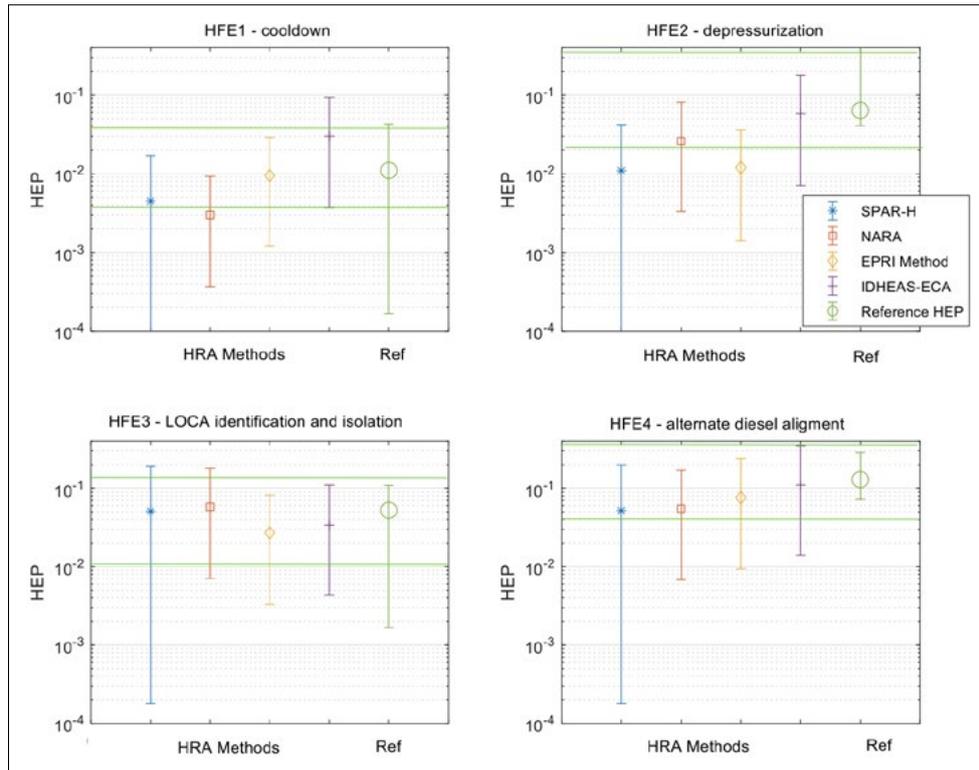


Figure 1: Overview of the quantitative results of the applications of the four methods. At the right is the reference HEP. The estimates and reference HEPs are compared by comparing where the estimated means lie compared to the interval [$1/3 \times$ reference mean, $3 \times$ reference mean].

Power Research Institute's method toolbox (the so-called) "HRA calculator" is applied according to its recommendations [8]; IDHEAS-ECA, "An Integrated Human Event Analysis System" [10]; NARA, Nuclear Action Reliability Assessment [11]; and SPAR-H, Standardized Plant Analysis Risk Human Reliability Analysis [12]. A fifth method HuRECA, "The human reliability analysis method for computer-based advanced control room" [9], was initially selected but excluded from Stage 2 because it is under replacement. The results of quantification for the four HFEs are shown in Figure 1. The mean and 90th percentile intervals of the estimated failure probabilities obtained with the four methods are plotted next to the reference HEP distribution at the right of each plot. Empirical validity was measured by considering intervals bounded by multiples of the reference mean value: ($1/3x$, $3x$); ($1/5x$, $5x$); and ($1/10x$, $10x$). For SPAR-H, NARA, and the EPRI Method, 3 of 4 estimates lie in the narrowest interval while all 4 IDHEAS-ECA estimates do so. Concerning the confidence intervals or uncertainties, it should be noted that the THERP's meth-

od for uncertainty estimation was used for all methods except SPAR-H. While there is some general guidance, none of the methods specify how to estimate uncertainties. The use of Atwood's Constrained Non-Informational prior and the beta distribution specified in SPAR-H led to very large uncertainties in the SPAR-H results (in excess of two orders of magnitude).

For the HFEs analyzed in the evaluation, the methods achieved an empirical validity rating of at least medium high (4 on the 5-point scale) with at least 1 method rated high. Strong convergence is also seen among the estimates from the different methods, when comparing the results across methods rather than against the reference value. This is a promising result in terms of quantitative performance, especially given that the quantification approaches are strikingly different in their models and level of detail. Nevertheless some caution is warranted because a single analysis team applied all of the methods and the set of operator actions, while to some degree diverse, is not comprehensively representative. A general limitation on empirical

validation remains the availability of data on the performance of most operator actions modeled in a PSA.

Based on the application of the four methods to these operator actions and the assessment of the criteria in Stage 2, all methods achieved ratings from medium to high (3 to 5 on the 5-point scale) on almost all criteria. Notable are the low-medium ratings for the Learning Curve and Time and Effort criteria assessed for IDHEAS-ECA. On the other hand, this method achieved the top rating on all the other criteria. These results support the following conclusions concerning the methods. The EPRI method (application of the EPRI calculator based on EPRI's guidance) benefits from a high degree of maturity and a broad application experience; it is well-structured and achieves a balance of decomposition (and the related ability to identify/address specific performance issues) and a representation of the overall context of the task. IDHEAS-ECA achieved high ratings on all criteria but remains a development to monitor for the time being. It offers a well-structured, comprehensive and integrated qualitative analysis; however, guidance for some key areas is still under development, with expanded guidance for the estimation of time requirements and dependence analysis planned for release in 2024–2025. NARA's focus on specific and ranked error mechanisms makes this method highly useful as well as usable. As a proprietary method, NARA was evaluated in this work using only the limited information available in the open literature. It achieved medium-high to high ratings on most criteria, with no major deficiencies identified. A definitive evaluation would require the availability of the proprietary guidance. As a holistic and simple method, SPAR-H is an attractive method that performed competitively but its shortcomings include the narrow scope of its performing shaping factor rating scales and the lack of integrated and explicit method application guidance. Together, these raise a concern for inadequate or incomplete analyses of potential action failures.

Outcome of the project – Errors of Commission

The developed guidance consolidates the Group's experience and development activities in a self-standing and practitioner-oriented document [PSI LEA 23-301]. The guidance builds on the lessons learned in previous PSI plant-specific studies e.g. [1, 13], as well as on recent advances in the development of the model for quantification of the EOC probabilities [Podofillini et al. 2023].

One of the innovative elements of the guidance is that it addresses all initiating events: internal, area, and external initiators. In particular, for area and external events, it guides the analyst depending on the expected severity of the initiating event as well as on whether the impact is diffuse across the plant (e.g. following a seismic event), or in a specific location (such as internal fires and floods).

One aspect of the EOC analysis remains challenging because of the required extensive plant analysis: the identification of potential deviations in the performance context that may increase the EOC likelihood. To aid users, the guidance provides a set of pre-identified deviations for one of the most recurrent types of EOCs: inappropriate termination of injection flow (applicable to injection in reactor pressure vessel as well as injection in steam generator). For other types of EOCs, the guidance adopts the search scheme from [2], based on detailed context and procedure analysis.

Outcome of the project – HRA data from simulators

The project has developed a methodology to collect task performance data from plant simulators that is centered on the Task Reliability Index (TRI) as the performance measure. The TRI is designed to make better use of the observations of crew performance in simulators by moving away from a binary success-failure perspective to a multi-level rating of two components or sub-measures of performance, distinguishing between plant outcomes and the way these outcomes are achieved (task performance). The methodology further defines the processes of ag-

gregating the observations from multiple sessions (operator crews) and the application of the collected data in a Bayesian estimation of operator action failure probabilities.

The training and qualification programs at two Swiss plants and the types of information currently collected by the plants in these processes were surveyed, with the aim to ensure that HRA data collection in simulators can leverage and be compatible with these important plant programs. These discussions further identified questions and possible concerns from the plants to be addressed in the further development of the methodology.

Outcome of the project – Empirically-based HRA dependence analysis

A major contribution of project ROES-II to HRA dependence has been the operational events analysis in [PSI LEA 23-302]. The characterization of dependence factors from operation events has been a first-of-its-kind study. The identified coupling factors can be grouped in: work-practice related, task-related and knowledge-related. Task-related factors have the strongest influence on dependence, because they generally manifest as specific performance drivers for the multiple tasks (e.g. some common elements of complexity of the tasks, concerns in previous task influencing decisions on the subsequent task). Work practice-related and knowledge-related factors do not appear as main drivers for the dependence, rather as secondary, detrimental influencing factors. Evaluation of the coverage of the above factors by traditional dependence analysis methods (e.g. the decision trees from [4]) demonstrated the adequacy of these methods for the cases analyzed in [PSI LEA 23-302] in which the tree returns some level of dependence (in practice, for cases in which task-related coupling factors are identified). The follow-up report [PSI LEA 23-303] derives recommendations to verify the plausibility of the independence assessment. The reasoning is to avoid that the simplified traditional approaches would omit dependence contributions and therefore could result in risk

underestimation. Compared to traditional dependence analysis based on high-level characterization of task similarity, report [PSI LEA 23-303] emphasizes the analysis of the crew response along the procedures, to identify failure modes in the first task that may affect crew performance in the subsequent task.

Outcome of the project – Evaluation of HRA quantification methods

From an initial set of 32 methods, 11 HRA quantification methods were reviewed in a two-stage evaluation. Based on the results of the first stage, 4 methods were evaluated in detail in Stage 2, in which they were used to quantify 4 operator actions. The Stage 2 criteria addressed the qualitative and quantitative performance of the methods. Quantitative performance was assessed not only in terms of convergence among the methods but also in comparison with failure probabilities that were separately estimated using empirical data for these operator actions. Subject to the limitations of the set of operator actions, the quantitative performance of all 4 methods was notably good, in terms of convergence as well as in relation with the empirical estimates. The evaluation suggests that the application of three of the methods could be expected to satisfy current requirements, based on the ratings of qualitative representation, quantitative performance, and analysis traceability. Of these three, continued monitoring of further developments is warranted for one method and the evaluation of a second method should be considered preliminary. The first method is comprehensive and, with some of the highest criteria ratings, is viewed as a very promising development; however, the final evaluation could be delayed until the detailed guidance for at least two key aspects (expected in 2024–2025) becomes available. The second method is proprietary and was evaluated using only the publically available literature; this preliminary evaluation would provide an advanced basis for reviewing an HRA where this method is applied. Based on its criteria ratings, the third method can be

recommended; additionally, the broad use and high maturity of this method support this recommendation.

National Cooperation

The effort to develop methodology for HRA data collection and the application of this data for HRA method development and in PSA studies has the overall aim to HRA-related data collection in Switzerland. The implementability of these methods for the Swiss NPPs is and will continue to be an important aspect to consider this work. To this end, an exchange of information with two NPPs took place during this project. Continued cooperation with the NPPs is planned in the further development and refinement of the methodology.

International Cooperation

For the topic of data collection for HRA, the project benefits from cooperation with the SACADA project in the US and the various projects in Korea (led primarily by KAERI). The Working Group on Risk Assessment of the Nuclear Energy Agency Committee on the Safety of Nuclear Installations (NEA CSNI) remains an important forum for the exchange of technical information in all areas of Probabilistic Safety Assessment including Human Reliability Analysis.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Project ROES fulfilled its goals for the subproject Errors of Commission, with the development of the practitioner-oriented guidance. The guidance has been developed based on experience with EOC analyses within full power PSA studies. It is envisioned that the guidance can be applied to PSA for plant shutdown states as well, although this application has not been tested yet.

Some of the important topics for further work building on the outcomes of ROES-II include testing and refinement of the EOC guidance especially regarding its application to shutdown PSA as well as to decrease the analysis effort in the identification of er-

ror-forcing deviations (e.g. providing checklists of applicable conditions).

The development of the TRI-based methodology for collecting HRA data from NPP simulators has established the foundation for the detailed implementation and subsequent testing of the methodology. The information obtained in 2023 on the training and qualification processes of the NPPs was evaluated and opens the way for defining observables and rating scales for the TRI sub-measures.

The completed work on this subproject has specified the overall approach for measuring performance and developed the overall methodology for using the collected TRI values to estimate human action failure probabilities. In the proposed follow-on work, the next steps of development are to elaborate the methodology for defining scenario- and task-specific observables and linking these to the TRI sub-measures for plant outcomes and task performance. Overall, the follow-on work will be aimed at using the TRI-based collection methodology in a pilot data collection effort.

Turning to dependence analysis, the operational event analysis provided empirical basis that statements of independence across multiple human failures need to be carefully assessed, especially in view of the potential high risk contribution. In this respect, ROES-II has derived recommendations to support quality HRA dependence analysis, however guidance to apply these recommendations is still needed.

Concerning dependence analysis, the test application of the recommendations in [PSI LEA 23-303], underscores the need for detailed evaluation of the performance conditions to avoid underestimating the potential for dependence. Guidance to perform such detailed assessment is not available in current HRA methods because of their simplistic treatment of the issue. Development of such guidance would be an important follow up for the present work.

The sub-project, Evaluation of HRA quantification methods, is completed. For three of the four HRA methods examined in detail,

the evaluation suggested that applications based on these methods could be expected to satisfy current requirements. Because the full, current documentation for one method is proprietary and refined guidance is anticipated in key areas for a second method, the development of these methods should continue to be monitored. In a secondary outcome, the detailed evaluation provides a substantial technical basis for reviewing analyses where these methods are applied.

Publications

■ V.N. Dang, L. Podofillini: **Performance evaluation in operator training and Human Reliability Analysis**, survey report, 2024.

■ L. Podofillini, B. Reer, V.N. Dang: **A traceable process to develop Bayesian networks from scarce data and expert judgment: A human reliability analysis application**. *Reliability Engineering & System Safety*, 230, 108903, 2023, <https://doi.org/10.1016/j.res.2022.108903>.

■ M. Porthin, L. Podofillini, V.N. Dang: **Task reliability index for operator performance and failure probability assessment in control room simulators**. Completed draft, to be submitted for publication, 2024.

■ [PSI LEA 23-301]. L. Podofillini, B. Reer, V.N. Dang: **A step-by-step guidance to incorporate Errors of Commissions in Probabilistic Safety Assessment**. LEA 23-301, Villigen PSI, Switzerland, 2023.

■ [PSI LEA 23-302] L. Podofillini, V.N. Dang: **Evidence on HRA dependence from operational events**. LEA 23-302, Villigen PSI, Switzerland, 2023.

■ [PSI LEA 23-303] Podofillini L., Dang V.N. **HRA dependence: recommendations when using state-of-practice methods**. LEA 23-303, Villigen PSI, Switzerland, 2023.

■ [PSI LEA 24-301] Z. Simic, L. Podofillini, V.N. Dang: **An evaluation of Human Reliability Analysis (HRA) quantification methods**. LEA 24-301, Villigen PSI, Switzerland, 2024.

References

- [1] B. Reer, V.N. Dang, S. Hirschberg: **The CESA method and its application in a plant-specific pilot study on errors of commission**, *Reliability Engineering & System Safety*, 83(2) 187–205, February 2004.
- [2] B. Reer: **Outline of a Method for Quantifying Errors of Commission**, LEA 09-302, Villigen PSI, Switzerland, 2009.
- [3] ENSI: **Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang**, ENSI--A05/d. (Probabilistic Safety Analysis (PSA): Quality and Scope, ENSI-A05/e, English version).
- [4] EPRI/NRC-RES: **Fire Human Reliability Analysis Guidelines**, NUREG-1921, EPRI 1023001, US Nuclear Regulatory Commission, Electric Power Research Institute, 2012.
- [5] USNRC: **SACADA Data Release 2019**. Publically available in ADAMS Public Documents, <https://www.nrc.gov/docs/ML1914/ML19140A486.html>, 2019.
- [6] Forester et al. **The International HRA Empirical Study – Lessons Learned from Comparing HRA Methods Predictions to HAMM LAB Simulator Data**, NUREG-2127, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, 2014.
- [7] J. Xing, M. Kichline, J. Hughey, M. Humberstone, **Applying HRA to FLEX – Expert Elicitation Volume 1**, RIL 2020-13, U.S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, 2020.
- [8] G. Parry et al.: **An Approach to the Analysis of Operator Actions in PRA**, EPRI TR-100259, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA.
- [9] 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.
- [10] USNRC, **Integrated Human Event Analysis System for Event and Condition Assessment (IDHEAS-ECA)** (NUREG-2256). 2022.

- [11] D. Gertman, H. Blackman, J. Marble et al.: **The SPAR-H human reliability analysis method**. NUREG/CR-6883. Washington, DC: USNRC. 2004.
- [12] 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
- [13] 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, <https://doi.org/10.1016/j.res.2012.08.012>.

Responsible decision-making in nuclear safety

How can decision-making processes in the nuclear safety sector be designed and supervised in such a way that subjects make responsible decisions?

Author and Co-author(s):

Joshua Samuel Schibli

Institution: Institut für Sozialethik ISE,
Universität Luzern

Address: Frohburgstrasse 3, 6002 Luzern

Phone, E-mail, Internet address:

+41 41 229 57 77, joshua.schibli@unilu.ch

www.unilu.ch/fakultaeten/tf/institute/

institut-fuer-sozialethik-ise/

Duration of project: 3 years

Abstract

This “Responsibility” project aims to answer the following research question: **How can decision-making processes in the nuclear safety sector be designed and supervised in such a way that subjects make responsible decisions?** Different approaches from the ethics of responsibility are used, which cover distinct areas of responsibility. However, they share the following commonality: Responsibility, as considered throughout this project, refers to an ethical principle of decision that helps to determine the relationship between the subject of a decision and the object of it, whereby this ethical relationship is characterized by the fact that it describes a form of care perceived by an individual and which transcends situations and time.

In addition to the research conducted in philosophy regarding responsibility, two concepts from the safety sciences are relevant for answering the posed question: Safety-II and Organizational Resilience. Both approaches are united by the realization that safety and performance depend on the flexibility, resilience, and ability to work under pressure of the people involved. However, what enables people to do this and the way

in which they come to fulfill these roles is sometimes underdetermined.

Hence, the “Responsibility” project aims to analyze how employee responsibility should be understood and practiced, how responsibility can be the foundation of the safety and supervisory culture in concrete terms, how responsibility can interact with Organizational Resilience and how responsibility can strengthen the Safety-II approach.

By providing a theoretical foundation for the aforementioned concepts from the safety sciences based on responsibility ethics, the aim is ultimately to strengthen these concepts, particularly in terms of their ability to help nuclear safety organizations to respond to a wide range of external changes. In addition, a clarification of decision-making processes, their design, and how decision-making can be supervised will be discussed – especially when the appropriate decisions and actions are not specified by way of guidelines, regulations, processes, and defined requirements and employees must make decisions that deviate from specifications based on their expertise.

Project Goals

The analysis of Fukushima by the IAEA [1] brought to light the human and organizational dimensions of the accident’s causes. Especially the Director General’s report describes how the widespread belief in Japan at that time – among the general population and relevant stakeholders – namely that the design of nuclear power plants and the safety measures in place could effectively withstand external events of low probability and high consequences, ultimately led to a situation in which necessary safety improve-

ments were not introduced promptly. In other words: “Because of the basic assumption that nuclear power plants in Japan were safe, there was a tendency for organizations and their staff not to challenge the level of safety [2].”

The same report records the Director General’s expressing deep admiration for the courage and dedication of workers and managers who remained on duty in the aftermath of the tsunami: “They had to improvise a response in circumstances for which they had not been trained, often lacking appropriate equipment. They deserve our respect and admiration [3].”

These two excerpts from the extensive 200-page report provide indication that any one-dimensional perspective on responsibility in the field of nuclear safety falls short. Prior to the catastrophe, a **lack of awareness** regarding the responsibilities pivotal to the roles of nuclear regulatory authorities or operators of nuclear power plants, among other factors, prevented the implementation of necessary safety measures. Although awareness of these responsibilities emerged during the emergency, **insufficient preparedness and material deficiencies** impeded the affected individuals from living up to the immanent responsibility to the extent they desired. Thus, people can fall short of living up to the ethical responsibility that concerns them, on the one hand, because they have no sense of this responsibility. On the other hand, it may not be possible for them (for whatever reason) to fulfill the ethical demands placed on them – even though they are aware of them.

Three ethical requirements for organizations in the field of nuclear safety can be derived from this finding:

- Individuals and organizations must be aware of their impact on their environment and need to take responsibility for it not only in emergency situations, but also in routine work processes.

- Individuals and organizations must be prepared to make responsible decisions, even given unexpected circumstances.

- Individuals and organizations need to take responsibility for actively engaging in critical reflection and scrutiny of their assumptions and actions in relation to nuclear safety.

These requirements have been incorporated into the ENSI guidelines in 2023 [4]. Given this context, this research project aims to answer the following question: **How can decision-making processes in the nuclear safety sector be designed and supervised in such a way that subjects make responsible decisions?**

In addition to the research conducted in philosophy about responsibility, two concepts from the safety sciences are relevant for answering this question: Safety-II and Organizational Resilience. These concepts are important because they have shaped and influenced decision-making processes in the field of nuclear safety since Fukushima. In particular, these two concepts have enabled safety scientists in analyzing human failure in relation to the 2011 nuclear disaster [5]. Thus, they offer a starting point from which currently relevant discourses shaping safety efforts in the nuclear field can be questioned critically, in order to find openings in these discourses that make it possible to determine the role of a well-founded concept of responsibility in nuclear safety. Two more specific sets of questions arise from the interfaces between these concepts and ethics of responsibility, which will be scrutinized in the outlined project.

Responsibility and Safety-II

Safety-II delineates a conceptualization of safety that diverges from the more traditional understanding of Safety-I, whilst it is important to emphasize that Safety-II is intended to complement Safety-I instead of replacing it altogether [6]. In simplified terms, Safety-I prioritized the analysis of errors and the response to events that have already occurred, indicating a learning process from these adverse occurrences by aligning them with the “work-as-imagined”.

Conversely, Safety-II directs its focus in light of “work-as-done”, emphasizing the inherent capabilities within an organization’s

workforce and systems that enable them to meet complex challenges. Thus, the Safety-II perspective manifests in a proactive safety design, aiming not only to prevent negative events but, more importantly, to comprehend the factors leading to successful and secure outcomes, thereby facilitating continuous improvement.

The Safety-II approach is based on the recognition that safety does not solely arise from error avoidance, but is significantly influenced by the flexibility, resilience, and robustness of individuals involved in the relevant processes. This approach empowers employees to actively contribute to safety design.

However, this perspective raises questions with regard to responsibility:

1. What specific skills and characteristics qualify employees in their central role in the Safety-II approach and for fulfilling the responsibilities ascribed to them within this framework?

Despite the emphasis on the employees' role, the specific skills and traits necessary for them to assume responsibility in the Safety-II context remain unclear.

2. How is the management of responsibility conflicts being addressed in the practical implementation of Safety-II?

The question arises of how employees can act appropriately and responsibly, particularly in complex situations that lack clear guidelines.

3. What specific guidance is available to employees in dynamic and changing environments within the Safety-II approach?

While the Safety-II approach promotes situational awareness, this goes hand in hand with a need for further clarity on how employees can align their decisions with overarching safety goals in dynamic situations, ensuring that decisions do not become arbitrary.

Responsibility and Organizational Resilience

The most widely used definition of Organizational Resilience is provided by psychologist Erik Hollnagel:

"A system is resilient if it can adjust its functioning prior to, during, or following events (changes, disturbances, and opportunities), and thereby sustain required operations under both expected and unexpected conditions [7]."

This definition combines an understanding of safety based on Safety-I and Safety-II, in addition to moving beyond these, as Organizational Resilience considers how systems perform, not simply how they remain safe.

On the one hand, this "doubles" the questions raised in relation to the Safety-II concept (**What specific skills and characteristics qualify employees in their central role in the OR approach and for fulfilling the responsibilities ascribed to them within this framework?** **How is the management of responsibility conflicts being addressed in the practical implementation of OR? What specific guidance is available to employees in dynamic and changing environments within the OR approach?**).

On the other hand, new questions arise and issues are being complicated. The additional complexity arises, among other things, since safety as the only ethical benchmark in organizational resilience approaches is more strongly questioned than in the Safety-II approach, which makes conflicts of responsibility more visible.

However, critically questioning the Safety-II approach from the perspective of ethics of responsibility would probably be sufficient to do justice to this. Real additional challenges only arise from the fact that the unpredictability in approaches to Organizational Resilience is not considered from the individual perspective, but rather at the level of the entire organization and its interaction with external factors. This raises questions concerning the interaction between organizations and individuals regarding responsibility: **How can individuals take responsibility for the way their organization is structured and prepared for unexpected events? Or**

vice versa: **How can an organization contribute to individuals taking responsibility?** Finally, approaches to organizational resilience point to the limits of responsibility ethics: responsibility in the ethical sense is always assumed by humans in their uniqueness. However, these humans are embedded in contexts that come with limits in terms of their ability to act, limits that can be shaken, but which never disappear completely. This circumstance raises the following question: **How can individuals deal with the limits imposed by the systems in which they operate, without giving in to resignation or overstraining themselves?**

Summary

The doctoral project “Responsibility” aims to answer the following question: **How can decision-making processes in the nuclear safety sector be designed and supervised in such a way that subjects make responsible decisions?**

In addition to the relevant contributions from philosophy on responsibility, concepts from the safety sciences will be examined, whereby their overlap with ethics of responsibility raises additional, more specific questions, which will be scrutinized in this project.

Work carried out and results obtained

The project is still in the initial research phase. Nevertheless, the approaches from the ethics of responsibility that can be used to investigate the issues presented in the previous section have been determined. Three of these approaches are presented below. They have been selected because they cover different areas to which responsibility can be related [8]. This provides a first impression of how responsibility ethics can contribute to greater safety and better performance in the nuclear safety sector.

Taking responsibility for one’s own attitude: Emmanuel Lévinas

In the project presented, the term “responsibility” is not understood as “accountability”. This is because, as the ethicist Peter G. Kirch-

schlaeger points out, the term “accountability” lacks (at least) three aspects of the concept of responsibility: the characteristics of care, the temporal definition of care as constant care and the ethical self-binding nature of responsibility [9].

These characteristics of an ethical concept of responsibility appear in perhaps their most radical form in the work of philosopher Emmanuel Lévinas. This radicalism makes them particularly understandable. They are explained below in relation to his approach. “The being that expresses itself imposes itself; but it does so by approaching me in its need and nakedness – in its hunger – for help, without allowing me to be deaf to its call. In such a way that the being that expresses itself does not limit my freedom but, by evoking my goodness, promotes it [10].”

This quote from Lévinas’ work makes evident that his ethics does not primarily concern deciding which actions are right or wrong in an ethical sense. Rather, he poses the question of which necessary conditions enable individual competence to act ethically. His answer would be that we act ethically because we are being called to do so by the readiness and neediness of the Other who requires our help. In this encounter where the Other asks us to care for them – in a way that we cannot avoid – we are forced to respond and are thus enabled to act ethically and, in this sense, freely.

Therefore, responsibility for Lévinas does not refer to attributing an action to a person in the sense that this person is identified as the cause of the action. Rather, responsibility refers to the fact that, during encounters, we are called upon to caring for the Other and thus must respond to their demands.

The relationship with the Other, which enables us to act ethically, is complicated by two interplaying factors: a local and a temporal component. With regard to the local, Lévinas states that in addition to the Other, a third party, and with this third party all others, make ethical demands on us. Therefore, we cannot simply serve the Other, but are called upon to find our own answers to these conflicting ethical demands. With regard to the

temporal, the implication of the above entails that the demands placed on us by the Other do not end: We are not only responsible to him in a concrete situation, but across situations.

In the ethical encounter with the Other, we are already confronted with all the implications and confusions that the aforementioned temporal and spatial factors entail. According to Lévinas, an ethical attitude is thus characterized by trying to do justice to the concrete demands of the Other and simultaneously to the demands of all Others: An impossible task that entangles me in contradictions – contradictions to which I am called upon to find answers in my concrete affectedness. In this sense, responsibility is always a singular, concrete way to be called upon to respond ethically.

Relevance of Lévinas' approach to the outlined questions

An approach like Lévinas', which considers responsibility from the concrete relationships in which we are involved, makes it possible to clarify the extent to which employees in the field of nuclear safety are continuously ethically questioned. Hence, it offers an opportunity to think about the concepts of Safety-I, Safety-II and Organizational Resilience together, or at least to place them within a common consideration. Here, insights can be gained into the skills that enable employees to take responsibility and the role that they have in the Safety-II approach. Furthermore, this approach can provide impulses on how employees can deal with conflicts of responsibility and how they can find orientation for ethical decisions, despite changing conditions. Finally, it can be used to think about how employees can deal with the limits of their ability to act.

Taking responsibility for the organization: Markus Beckmann und Ingo Pies

The extent to which the economic ethicists Ingo Pies and Markus Beckmann have a different perspective than Lévinas on responsibility becomes clear in the following quote:

“In game theory terms, it is about changing the focus from responsibility in the game to responsibility for the game: In interaction-logical situations, the systematic starting point for responsibility lies not in the individual moves but in changing the rules of the game [11].”

Unlike Lévinas, who questions whether people are causal for their actions in the sense of a perpetrator-act relationship and who locates the ability to act ethically precisely in the fact that the other enables them to do so, Pies and Beckmann remain in the causality paradigm. Even more so, they feel committed to the rational choice theory. The latter states that people determine their actions according to a subjectively more attractive alternative, i.e., that from at least two alternatives, they choose the one that promises them the greater benefit. Yet what is crucial and much more important is that they shift the focus from the individual to the conditions of possibility of ethical action – away from the individual moves, toward changing the rule of the game. In this sense, responsible action can be enabled or prevented by changing the (incentive) conditions.

Relevance of the Beckmann and Pies approach for the outlined questions

Pies and Beckmann's approach makes it possible to think in particular about how an organization should be structured for individuals to make responsible decisions. In connection with crises in the financial sector, drafts have also been formulated with this approach that hope to make organizations more resilient by way of a kind of collective self-regulation [12]. So Pies and Beckmann's approach can hopefully inform the discussions regarding organizational resilience.

Criticism and responsibility:

Jacques Derrida

As mentioned in the beginning of this report, one of the reasons for the Fukushima disaster was that organizations no longer questioned their safety concepts, because they were too sure these would work. This suggests that it is not sufficient to restructure

an organization just once, in order to enable employees to assume responsibility and to make it clear to people just once to what extent they are constituted as responsible subjects. Rather, this requires taking a permanent critical view of one's own thinking, ideas and concepts of order, and never relying on the supposed certainty that we now know how to generate safety and responsible decisions. Poststructuralist philosopher Jacques Derrida writes on this:

“The assertion that a responsible decision must be based on knowledge seems at the same time to be the condition of the possibility of responsibility (one cannot make a responsible decision without knowledge and awareness, without knowing what one is doing, for what reason, with what intention and under what conditions one does it) and the condition of the impossibility of so-called responsibility (if a decision is made according to a knowledge that it is content to follow or develop, it is no longer a responsible decision – it is a technical realization of a cognitive dispositif, the mere mechanical unfolding of a theorem) [13].”

Thus, Derrida draws attention to the fact that knowledge is the condition of the possibility of responsible action, but at the same time also the condition of its impossibility, since singularity resists seamless integration into general structures. Despite all the necessary commensurability and universalizability of the claims, the uniqueness of the concrete that transcends rules must be taken into account. In order to be considered as a responsible action and not merely the mechanical implementation of a rule, decision-making must entail this unpredictability. As a result, Derrida opposes a self-referential provision of reasons as well as a self-righteous knowledge of one's own capacity to act. He counters these tendencies with an awareness of the fact that responsibility can neither ever be completely fulfilled nor fully realized. In order to act responsibly, it is therefore necessary to constantly question one's own thought patterns and actions.

Relevance of Derrida's approach for the outlined questions

The uniqueness of the concrete, which is superior to the rules, has become an issue in nuclear technology, in particular due to its manifold changes. This new setting entails that change (changes in the supplier, energy and labor markets) is accompanied by new, unprecedented changes to the plants. These changes are not (as was often the case in the past) initiated by the further scientific development of nuclear technology, which was a step by step procedure into the regulations, but rather by often uncontrollable changes in the outside world of nuclear technology. This makes it necessary to question one's own actions and assumptions again and again. Derrida's approach can create guidelines for this.

Summary

In the early stages of the project, distinctive ethical approaches to understanding responsibility have been identified and analyzed. It is not yet clear how these will be applied, nor which theoretical approaches will be finally chosen to answer the questions posed in the previous section. For this reason, three approaches have now been presented that show how broad the possible applications are and how ethics of responsibility can inform discourses on safety efforts in nuclear safety.

Emmanuel Lévinas emphasizes care and ethical self-binding, challenging traditional views of responsibility linking responsibility to accountability. Markus Beckmann and Ingo Pies advocate for systemic changes, focusing on altering rules and to create incentives at organizational level that promote responsible action. Jacques Derrida finally, highlights the need for ongoing critical self-examination, asserting that responsibility requires constant questioning. These approaches offer a comprehensive and broad foundation for navigating ethical considerations in both individual and organizational contexts within the dynamic field of nuclear safety.

National Cooperation

In addition to the exchange with ENSI, an active exchange with operators of nuclear power plants is being sought.

International Cooperation

At the moment there is no international cooperation.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

In light of the fact that the project is still in its infancy, it is difficult to draw an interim conclusion. Yet it is possible to identify upcoming challenges: With regard to the research phase, it is particularly important to gain a closer insight into how decision-making processes take place concretely for nuclear power plant operators and supervisory authorities. In the next step, it will also be crucial to find out how to deal with the different assumptions that exist implicitly in the ethics of responsibility approaches presented here and in other approaches. For example, there are approaches – by Emmanuel Lévinas, Jacques Derrida or Judith Butler, among others – that critically question whether individuals act autonomously in the sense of them being the sole cause of their actions. These approaches strongly emphasize their dependence on other people and the environment, while other approaches – e.g., by Ingo Pies and Markus Beckmann or Karl Hoffmann – are clearly aligned with a causality paradigm. How to deal with these contradictions in the different theoretical approaches is one of the big questions currently being asked in this project.

Publications

There are no publications as part of the project thus far.

References

- [1] IAEA, **The Fukushima Daichii accident report by the director general**, 2015: <https://www-pub.iaea.org/mrtdcd/publications/pdf/pub1710-reportbythedg-web.pdf>
- [2] ebd., 7
- [3] ebd., Foreword
- [4] Richtlinie **ENSI-G07**, Organisation von Kernanlagen: Richtlinien für die schweizerischen Kernanlagen, 2023: https://www.ensi.ch/de/wp-content/uploads/sites/2/2023/11/ENSI-G07_D_Ausgabe_2023-11.pdf (11.12.2023)
- [5] cf. e.g. Erik Hollnagel und Yushi Fujita. **The Fukushima diasaster-systemic failures as the lack of resilience**, in: Nuclear Engineering and Technology 45 (2014) 13–20
- [6] Erik Hollnagel und Steven Shorrock, **From Safety-I to Safety-II: A White Paper**, In: Euro-control (Technical Report) 2013: <https://skybrary.aero/sites/default/files/bookshelf/2437.pdf> (11.12.2023)
- [7] Erik Hollnagel, **Resilience Engineering**: <https://erikhollnagel.com/ideas/resilience-engineering.html>
- [8] Tatjana Schönwälder also differentiates between the similar or same areas to which responsibility can relate: Tatjana Schönwälder, Verantwortung im Fluss. Oder: (Wie) lässt sich sinnvollerweise am Verantwortungsbegriff festhalten. In: Jürgen Boomgarden, Martin Leiner (Hg.), **Kein Mensch, der der Verantwortung entgehen könnte**, Freiburg im Breisgau 2014, 225–272
- [9] cf. Peter G. Kirchsclaeger, Verantwortung aus christlich-sozialethischer Perspektive, in: **ETHICA 22/1** (2014) 29–54
- [10] Emmanuel Lévinas, **Totalität und Unendlichkeit. Versuch über die Exteriorität**, Freiburg/München 1987 (1961), 287f. (translated by the author)
- [11] Markus Beckmann, Ingo Pies, Ordnungsverantwortung, Steuerungsverantwortung, Aufklärungsverantwortung – Konzeptionelle Überlegungen zugunsten einer semantischen Innovation, in: Ingo Pies, **Moral als Produktionsfaktor. Ordonomische Schriften zur Unternehmensethik**, Berlin 2009, 192–220
- [12] cf. Ingo Piess, Peter Sass, **Korruptionsprävention als Ordnungsproblem – Wirtschaftsethische Perspektiven für Corporate Citizenship als Integritätsmanagement**, Diskussionspapier Nr. 06-

7, hrsg. vom Lehrstuhl für Wirtschafts-ethik an der MartinLuther-Universität Halle-Wittenberg und der Sektion Wirtschaftswissenschaften der Stiftung Leucorea in der Lutherstadt Wittenberg.

- [13] Derrida, Jacques, **Force de loi: Le Fondement mystique de l'autorité**, Paris 1994, 353 (translated by the author)

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-020-23

Author and Co-author(s): H. Ferroukhi, I. Clifford, A. Vasiliev and Project Team

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: Forschungsstrasse 111,
5232 Villigen PSI

Phone, E-mail, Internet address:
056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch,
www.psi.ch/stars

Duration of project: 1.1.2023–31.12.2025

Abstract

During 2023, 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, several validation tests for the US-NRC system thermal-hydraulics code TRACE were completed within the context of OECD/NEA and European projects. Development work on the modelling of the droplets as a separate field was also continued. Regarding sub-channel analyses, assessments of the CTF code were focused on void distribution and critical heat flux. In the area of CFD analysis, progress was made in the development of specialised wall functions which are appropriate for coarse mesh discretization. Finally, in the area of uncertainty quantification (UQ), a newly developed hierarchical Bayesian calibration scheme was applied to choked flow with satisfactory performance.

For core physics, an enhanced analysis of reactivity- and burnup biases was realised based on CMSYS validation results against in-core reactor and flux measurements. Parallel to this, the transition to SIMULATE-5 for BWR analyses was continued with an en-

largement of the validation from TIP and core support plate measurements to cold critical tests. The CMSYS platform was also further upgraded to facilitate downstream multi-physics- and fuel performance simulations based on pin-resolved power histories for all Swiss operated nuclear fuel rods. Finally, the development of a finite element method (FEM) solver combined with low precision arithmetic was started in order to enable 3-D neutronic simulations of reactor cores with arbitrary geometries.

Within the area of fuel behaviour, several validation cases were performed with the PSI's in-house version of Falcon, including contributions to the OECD/NEA FIDES-II HERA Modelling-and-Simulation JEEP for RIA. Studies on the separate- and integral effects of Cr-doping on fuel behaviour were also initiated this year. Associated to this, participation to SCORPION European project with Falcon for modelling and analyses of novel SiC_x/SiC LWR fuels was undertaken. Finally, in the area of 3D fuel behaviour, work on implementing hydrogen behaviour models in the OFFBEAT code was launched.

For multi-physics, the effects from nuclear data uncertainties on SIMULATE-3K simulations of the highly nonlinear and complex unstable transient behaviour of the Oskarshamn-2 stability event were studied. Also, participation to the OECD/NEA Watts Bar 1 multi-physics benchmark was started with the development of both CASMO-5/SIMULATE-5 models as well as a nTRACER/CTF coupling for PWR core simulations with sub-pin power resolution.

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	Participation to PASTEL and ETHARINUS for TRACE validation and continue development of spacer grid droplet breakup model
	Enlarge CTF validation to HTRF and Marble experiments and further developments of GenFOAM for sub-channel modelling
	Start development of coarse-mesh techniques for CFD simulations of downcomer mixing
	Conduct further development and application of uncertainty methods for CHF within OECD/NEA ATRIUM Benchmark
Core Behaviour and Reactor Physics	Consolidate assembly thermal-hydraulic modelling for CMSYS/KKL SIMULATE-5 Simulations
	Start validation of S3K simulated noise for BWRs and launch development of capability for assembly vibrations
	Assessment of MPACT for Swiss BWRs and launch development of High-to-Low scheme for OECD/NEA Watts Bar Benchmark
	Consolidate CMSYS/SNF computational scheme with coupling to Swiss PIE databases for enlarged validation basis
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Modelling and analyses of FIDES-II/HERA RIA tests and start FALCON model refinements for doped fuels
	Establish and test coupling of HYPE with OFFBEAT towards evaluations of 3-D effects on hydrogen behaviour
	Development of material thermal expansion model for fuels with SiC/SiC composite claddings
Multi-Physics	Launch developments of CMSYS/MPACT scheme and CFD sub-assembly models towards coupled 3-D single assembly depletion
	Continue participation to OECD/NAE LWR UAM-III on uncertainty quantification methods for multip-physics transient analyses

Table 1: Perspectives 2023.

with emphasis on best-estimate safety analyses with uncertainty quantifications for the Swiss reactors. For 2023, the anticipated objectives of the STARS/ENSI research project were as shown in Table 1.

Multi-Scale Thermal-Hydraulics and Plant System Analyses

This year, the assessment of the US-NRC system thermal-hydraulics code TRACE continued with studies in the context for four separate projects; the OECD/NEA ETHARINUS, PASTELS European, ELSMOR European and OECD/NEA RBHT-II projects. Within the ETHARINUS and PASTELS projects, two different extended station blackout (SBO) tests were analysed using TRACE. Several sensitivity studies were conducted to explore how the time step affects the prediction of key thermal-hydraulic parameters such as primary and secondary pressures. Figure 1 shows the influence of the time step size on the TRACE prediction of primary pressure for an extended SBO test. As expected, increasing the time step can lead to accuracy, convergence and stability issues. Perhaps less obvious is that too small timesteps in TRACE introduce numerical diffusion and therefore also adversely affect the solution accuracy. The user therefore should have a good understanding of the model and as well as the transient under consideration, and choose appropriate time step sizes. Within the framework of OECD/NEA RBHT project, investigations of the influence of the spacer grid droplet breakup model on the behaviour of reactor core during reflood

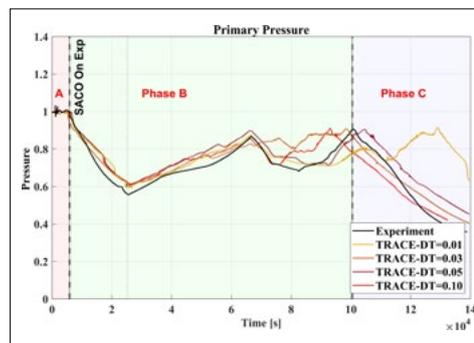


Figure 1: TRACE code validation against the PASTELS P2.1 experiment (extended SBO test).

transient have continued. During reflood conditions, spacer grids affect the complex flow dynamics inside the reactor core. They can breakup the dispersed droplets, thereby significantly increasing the interfacial drag, heat and mass transfer. This year, the implementation of droplet breakup models for wet and dry spacer grids in the new three-field version of TRACE continued. Testing, verification and validation of the implementation was also extended. The work has been published both as US-NRC NUREG report and as a journal publication. As shown in Figure 2, the new 3-field version of TRACE with droplet breakup model (TRACE 3F-DB) estimates a higher total interfacial area concentration (IAC), which is consistent with the expected behaviour. Further validation is needed, however. To this end, PSI have joined the OECD/NEA RBHT-II project and work on the analysis of this new set of experiments will contribute to the validation efforts. Concerning subchannel thermal-hydraulics, assessments of the subchannel code COBRA-TF (CTF) for the modelling of mod-

ern BWR fuel assemblies have been ongoing since 2017. Previous investigations concluded that CTF is able to predict satisfactorily, with an accuracy of 10–15%, the critical heat flux and thus CPR for a modern BWR fuel design. This year, the ability of CTF to predict dryout and void distribution in BWR assemblies was further assessed using two experimental datasets from the FRIGG facility. One test set is a CPR experiment and another is a void distribution test. The aim of that study was to compare how the CPR and void distribution calculated with CTF code depends on the code version, modelling parameters and axial nodalization. In particular, the void distribution sensitivity to turbulent mixing was estimated by varying the several modelling parameters over a wide range. The parametric study for CPR tests also showed that variation CTF modelling parameters and nodalization weakly affected the dryout results. As an example, Figure 3 shows that the void fraction is not sensitive to the variation of the turbulent mixing parameters. In general, it was again concluded that the deviation from the reference data is likely caused by the overall limitations of the CTF subchannel code rather than by a poor or incorrect choice of CTF modelling parameters or nodalization.

In the area of computational fluid dynamics, efforts this year focused on so-called coarse mesh methods. Novel techniques for modelling single-phase turbulent fluid flows using a relatively coarse discretization were developed and evaluated using the open-source CFD framework OpenFOAM. The aim is to reduce the inherent computational costs of CFD simulations by decreasing the required number of cells close to the walls while retaining an accurate description of the main flow features. Standard wall functions for relevant turbulent variables were extended to include geometry-dependent effects and implemented as boundary conditions for existing solvers. A new set of turbulent boundary conditions, based on the application of empirical correlations for the main flow, were also implemented. The different models were tested in the simulation

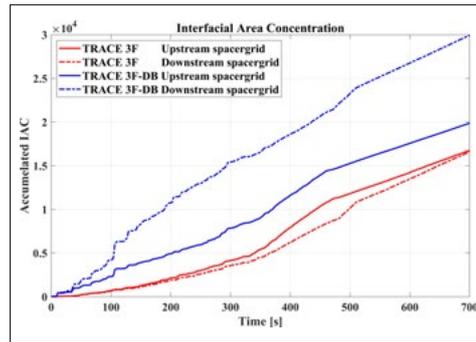


Figure 2: The influence of spacer grid droplet breakup on the Interfacial Area Concentration (IAC) during RBHT reflood test 9021.

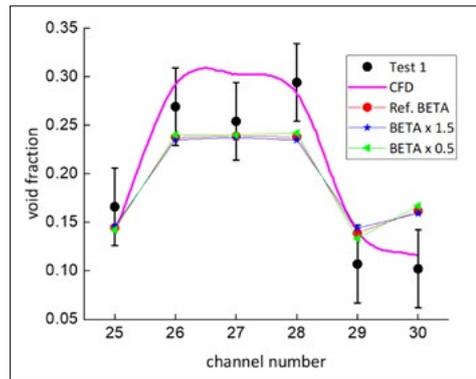


Figure 3: Void distribution sensitivity to the Beus turbulent mixing coefficient (BETA).

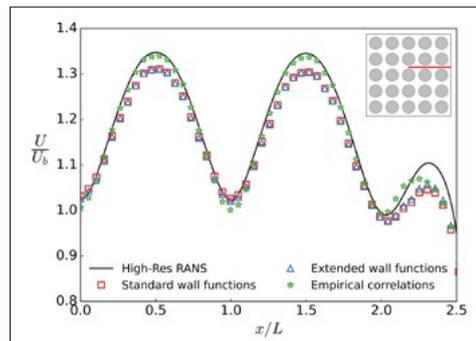


Figure 4: Normalized stream-wise velocity distributions in a rod bundle obtained using different wall models.

of numerical experiments where high-fidelity simulations can be obtained and, therefore, provide solid reference cases and allow detailed comparisons. In particular, the use of empirical correlations in the simulation of turbulent flow along a bundle array with a coarse mesh showed remarkable agreement with high-resolution simulations in the velocity and temperature distributions from central locations (see Figure 4). In general, the methods yielded a better balance between accuracy and computational cost, compared against traditional wall treatments.

After last year's assessment of the capabilities of the open-source multi-physics code

GeN-Foam for the simulation of multiphase flow in subchannel-like configurations, it was highlighted that further developments were needed to improve the stability and accuracy for flows in LWR fuel assemblies. This motivated the development of an alternative tool, inspired by the design of the thermal-hydraulic classes of GeN-Foam, that can be independently developed based on the modular structure introduced in OpenFOAM's latest version. This change in the development platform introduces significant advantages, like the internal development and adaptation to LWRs (instead of SFRs), the possibility to modify the implementation of the basic equations and introduce coarse-mesh boundary conditions, and the implementation of modular solvers that open the possibility to easily couple with other OpenFOAM-based tools. The current development status of the new tool is closely related to the development of the coarse mesh CFD models, and the most distinctive features include regime flow identification on a user-defined basis, implementation of regime-based coarse-wall boundary conditions, bulk properties identification on a filter mesh, and conservative gradient schemes for better handling of field discontinuities. The following development phases include validation in single-phase flows in subchannel configurations and implementation of two-phase flow equations and models. These developments will continue in 2024.

Regarding uncertainty quantification (UQ), work on the development of inverse UQ (iUQ) methods to obtain probability distribution functions for model parameters continued this year. Through Bayesian calibration, the PDFs of the parameters of a given physical model can be inferred from the likelihood to predict experimental values from separate effects tests. In the context of the OECD/NEA ATRIUM project, we employed a so-called hierarchical Bayesian calibration framework for the choked-flow physical model and its two main parameters (subcooled and two-phase flow multipliers). As an example, Figure 5 shows the PDFs obtained for the subcooled (chm12) and two-phase (chm22) choked-flow

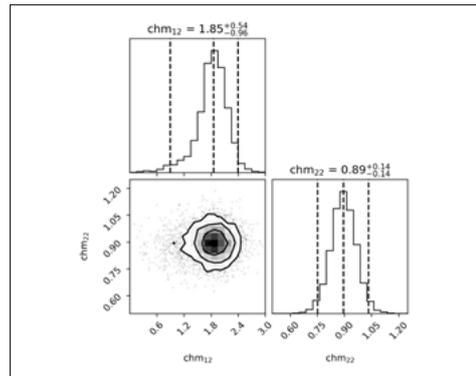


Figure 5: Probability distribution functions obtained for TRACE's subcooled and two-phase choked flow multipliers inferred from multiple experimental tests and facilities.

multipliers following calibration based on the Sozzi Sutherland and Super Moby Dick experiments. This newly developed hierarchical framework allows us to consider multiple tests from two different experimental facilities in a single calibration process and to correctly account for the uncertainty varying across experiments. In 2024, efforts to apply the method to critical heat flux experiments will commence.

Reactor Physics and Core Behaviour

The CMSYS platform is used within STARS to maintain and further develop validated reference core models of all the Swiss reactors. On this basis, the CMSYS models are among other things used prior to the start of a new reactor cycle as predictive tools to check the compliance of the core design against a wide range of safety parameters. After cycle completion, the models are then updated after verification and validation against plant measurements including e.g. for the boron concentration or for the 3-D power distributions. The validation performance is usually assessed in terms of C/E, C being the calculated quantity and E the measured (or derived) one. In this context, work was started in 2023 towards the evaluation of assembly reactivity- and burnup biases based on the 3-D core wide C/Es obtained for the validation of the power distributions. Compared to similar studies reported previously by other organizations, the added value of the CMSYS study is the consistent application of the methodology to different plants, different fuel types (both UO₂ and MOX, contrary to the previous

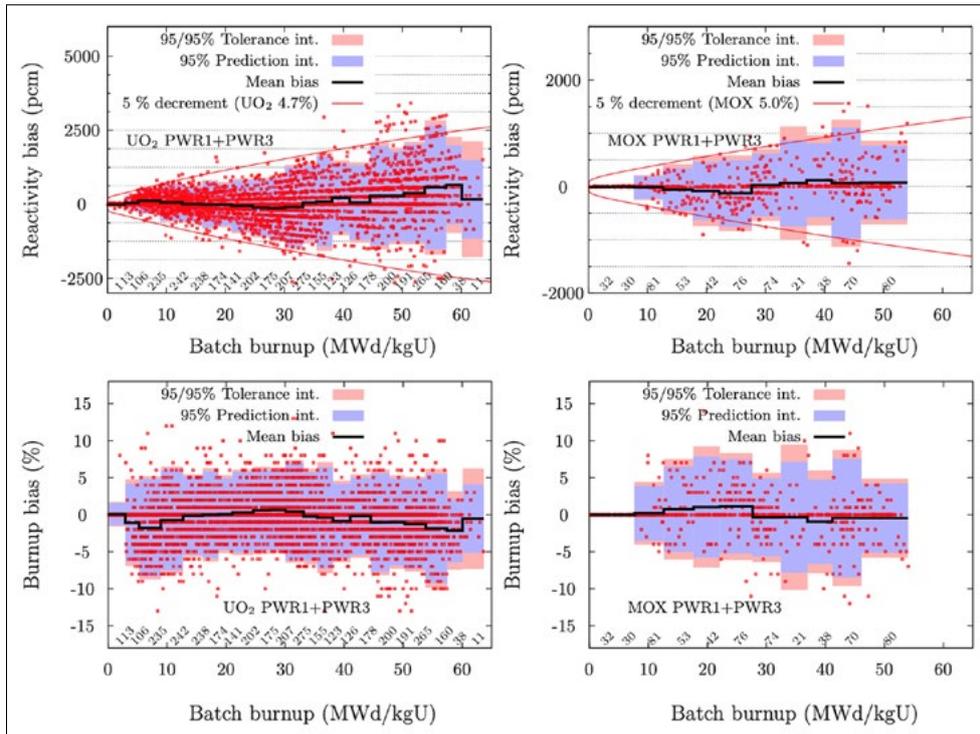


Figure 6: Reactivity biases (top) and Burnup biases (bottom) considering only UO₂ (left) or MOX (right) batch of PWR assemblies. Numbers in italics indicate the number of batches in each bins.

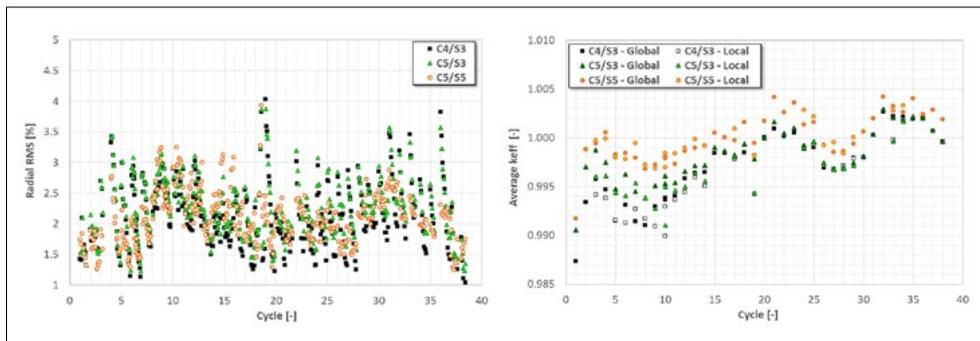


Figure 7: Validation of KKL C5/S5 model against: TIP Measurements (Left) and Cold Critical Tests (Right).

references where no MOX fuel is used) and high assembly burnups. A key outcome are the estimated uncertainties on reactivity and burnup as a function of the burnup of groups of similar assemblies (or batch), as presented in Figure 6.

Parallel to this, efforts were continued on the CMSYS transition to SIMULATE-5 (S5) for the KKL plant. More specifically, combined with CASMO-5 (C5), core models based on S5 were developed up to the last operating cycles. On this basis, the validation was enlarged from core support plate pressure drop measurements to TIPs and cold critical tests. The performance was then compared to the previous reference computational scheme

based on CASMO-4 (C4) and SIMULATE-3 (S3) as well as transitory scheme combining C5 and S3. As shown in Figure 7, no significant changes in power distribution accuracy is observed when using S5. On the other hand, a clear enhancement of the reactivity predictions for cold critical tests can be observed with an overall reduction of the bias as well as more stable cycle to cycle variations. With regards to CMSYS, another important development undertaken in 2023 was the enlargement of the BOHR module to provide from the SIMULATE results, reconstructed assembly irradiation operating histories at the pin level from the SIMULATE results. So far, only nodal assembly along with peak

pin power histories were available. With the new options, so called BOHR.PPIN databases can now be produced to include complete power histories for all operated nuclear fuel rods. A key component of the new module is the NAVI interface system that process input and output files and converts them into the HDF5 format. This enables an easier access, e.g. through Python's scripts, to bundle irradiation histories including not only calculated parameters such as axial and pin-by-pin distributions but also assembly design information, including nuclear rod design (e.g. fuel compositions) and assembly mechanical design (e.g. geometries). Currently, BOHR.PPIN databases along with the NAVI interface have been established and tested for both KKL and KKG power plants in support to the DRyStars project.

Regarding higher resolution core neutronic solvers, work was launched in 2023 towards the development of a solver based on the finite element method (FEM). The FEM method is highly versatile for handling complex geometry and thermal expansion and/or irradiation-induced geometric changes. The main advantage of the method is that it allows the refinement of numerical solution via increase in both mesh size and polynomial approximation order, which makes the method computationally efficient and an attractive option for simulation of non-conventional cores with intricate geometries. In this regard, the algorithm called FEMCORE was developed and tested for solving the reactor eigenvalue problem in multigroup diffusion approximation. The algorithm is based on the Anderson's acceleration, the Gauss-Seidel and the Conjugate Gradient iterative methods combined with Incomplete LU preconditioning and low-precision arithmetic. Regarding the latter, it was found that half-precision arithmetic FP16 could be successfully employed for solution of 2D benchmarks with a minor overhead due to the degradation of the preconditioning procedure. The actual performance gain evaluated for the single precision preconditioning via single instruction, multiple data (SIMD) vectorization technique varied from 10 to 25% in

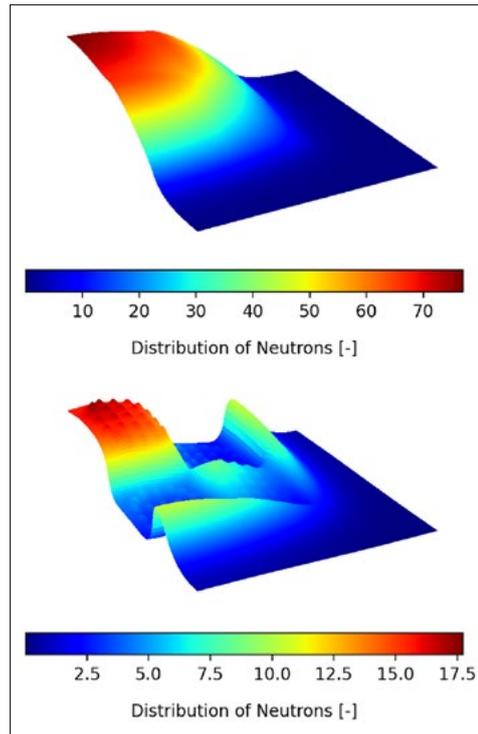


Figure 8:
Distribution of fast
(upper) and thermal
neutrons (lower)
for the NEACRP L336
C5 model.

the computational time. For the illustration, Figure 8 shows the fast and thermal group neutron special distributions for the benchmark NEACRP L336 C5.

Fuel Modelling and Safety Criteria

As part of the OECD/NEA FIDES-II HERA JEEP Modelling-and-Simulation (M&S) activity, twelve precalculation ("blind") analytical cases were considered for the first HERA phase dealing with RIA testing of unirradiated sample rods with pre-hydrated claddings. The FALCON-to-FRELAX (F2F) coupled code system was used for the analysis, along with a recently developed method for predicting cladding failure in RIAs in consideration of the two mechanisms: PCMI during the fast energy deposition, and Balloon Burst (BB) during the phase of cladding dry-out. Application of the F2F system, which accounts for local overpressure in a fuel rod due to both transient fission gas release (FGR) and rapid increase of gas temperature, has shed light on the fact that discernible deformation (ballooning) and burst of the cladding are possible even in the case of a Cold-Zero Power (CZP) RIA in a "fresh" rod filled with helium at

atmospheric pressure, notwithstanding the absence of FGR. Comparison of the predicted cladding failure with proper safety limits, as used for fuel licensing, has shown good agreement. However, it was shown that prediction is conservative with respect to the estimated total number of rod failures only if both PCMI- and BB mechanisms are considered.

Downstream calculation of base irradiation and a RIA transient was carried out to find out the separate- and integral effects of Cr-doping on fuel behaviour. The FALCON-to-FRELAX (F2F) coupled code system was used to simulate a RIA. The F2F system has included the FALCON (MOD01) code with the GRSW-A model being upgraded to account for the Cr-doping-affected parameters and boundary conditions throughout the calculation, including theoretical density, porosity, lattice parameter, molecular weight and volume, effective hyper-stoichiometry, fission rate and burnup. At this stage, the scoping analysis has shown that the analytical tools available can deal with different known effects of Cr doping. Analysis of the specific cases of normal operation and RIA tests for fuels with standard UO₂ and Cr-doped fuels will be continued as scheduled. The future calculations will show whether the preliminary parameterized models for the features of High-Burnup Structure (HBS), FGR and fuel swelling under the normal operation can explain odd fuel behaviour in the two (of the two existing) RIA tests using Cr-doped fuel. Besides, the model parameters to be used for Cr-doped fuel will be further refined based on the inverse fitting, i.e., using the data for high cladding strain and early failure in these RIA tests.

In the area of advanced fuels for LWRs, the SCORPION European project aims at better understanding the effect of the manufacturing of SiC_f/SiC cladding on the cladding performance in reactor operating conditions. The fuel behaviour code Falcon was extended to model the thermal expansion of silicon carbide composite. A PWR 5-cycle irradiation of a UO₂-fueled rod with SiC_f/SiC cladding was simulated with Falcon. The calculated

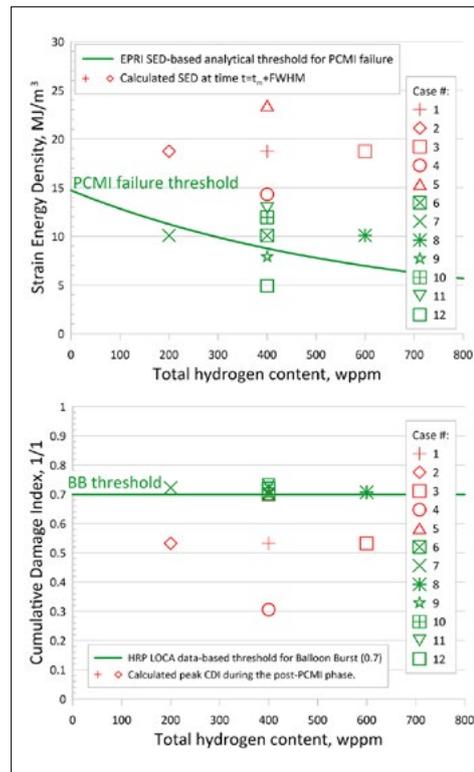


Figure 9:
F2F-predicted cladding failure due to PCMI (top) and Balloon Burst (bottom) in twelve analytical cases of the HERA M&S activity Part I.

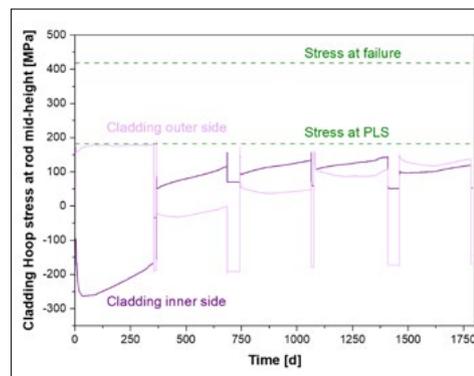


Figure 10:
Calculated stress against experimental data from mechanical tests.

stresses at rod mid-height are shown in Figure 10, where they are compared to experimental data with the ring compression test method (RCT): the proportional limit stress (PLS) and the rupture value. With the current set of models, the stress failure threshold is not reached. However, the calculated strain lies beyond the failure strain. It is important to note that the RCT experiments are stress-driven and therefore further investigation is necessary to verify whether strain driven failure is an acceptable criterion.

In the area of 3D fuel behaviour, work on the implementation and testing of hydrogen be-

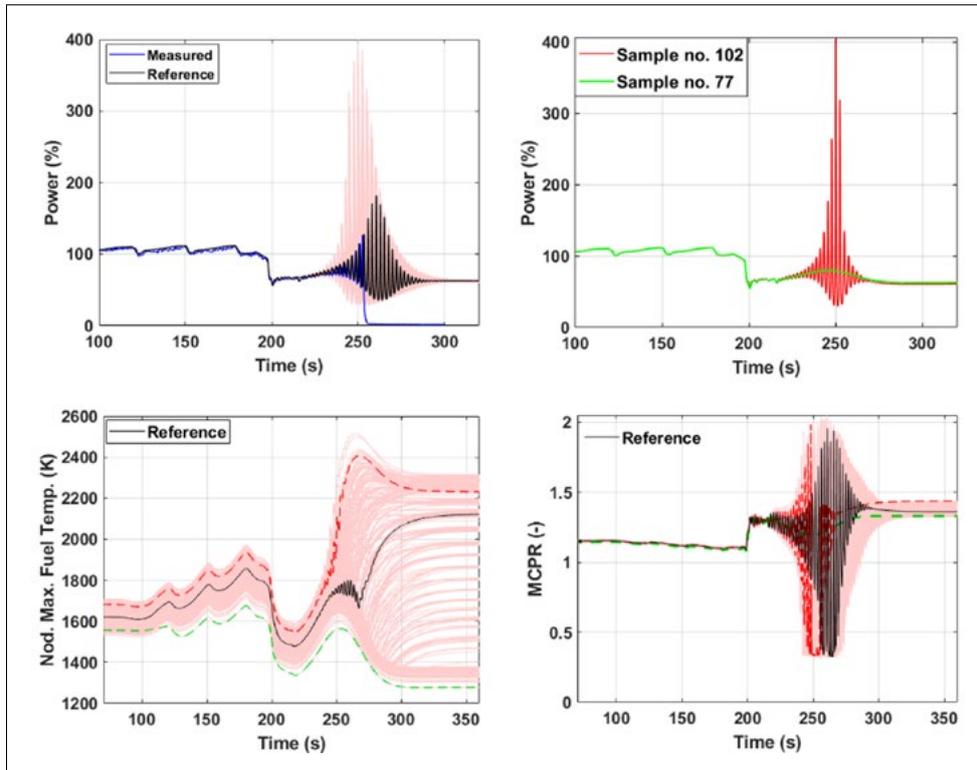


Figure 11:
Transient Results due
to ND uncertainties:
Spread of power
(Top); Spread of Max.
Nod. Fuel Temp. and
MCPR (Bottom).

behaviour models in the open-source 3D fuel behaviour code OFFBEAT was started this year. A development version of a model derived from the model in the BISON code was received from EPFL and reviewed by STARS. While the BISON model is relatively consistent with the model implemented in our in-house Hydrogen Postprocessor (HYPE) tool, which is a 1D hydrogen behaviour solver developed in the context of the ENSI DRyStars project, several extensions to the OFFBEAT implementation are under consideration including e.g. stress-driven diffusion, hydride reorientation, and hydrogen-related failure criteria. Testing of the initial OFFBEAT implementation revealed several issues, including poor code performance, instability for large timesteps and non-conservation of hydrogen. Some restructuring of the code was also needed. The numerical issues have been largely addressed. Verification tests have revealed further hydrogen modelling issues which are currently under investigation. These developments will continue in 2024.

Multi-Physics Simulations

During 2023, further efforts were devoted on assessing the impact of nuclear data (ND) uncertainties on the stability and bifurcation of the Oskarshamn-2 stability event of 1999. Unlike the previous study that was concentrated on stable core conditions, the current study examined unstable operating conditions, expecting highly nonlinear and complex behaviour. The SIMULATE-3K (S3K) transient calculations were conducted for 300 samples over 300 seconds. Results are presented in terms of total power, maximum nodal fuel temperature (MNFT), and minimum critical power ratio (MCPR) time evolution in Figure 11. As can be seen, before the triggering of the oscillation, the spread in power results is very small, while once the instability is developed, the spread becomes very large and the oscillation amplitude can reach very high levels (about 400%). More importantly, besides the change in the oscillation amplitude, the behaviour is found to change in nature among different samples from highly instable to highly stable behaviour, indicating the occurrence of a bifurca-

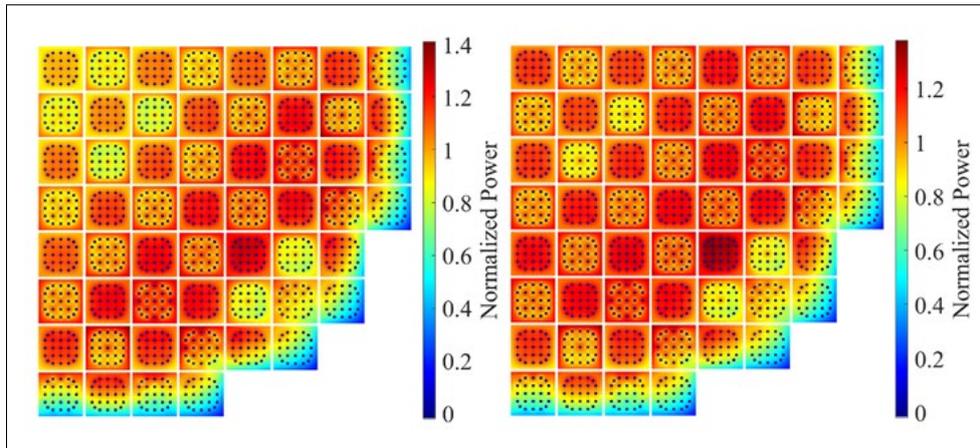


Figure 12: Normalized pin power for the HZP (left) and HFP (right) cases calculated by nTRACER/CTF.

tion in the solution manifold of the system due to ND change. Similar large spreads in MNFT and MCPR were observed when instability was triggered, with MNFT varying from 1270 to 2320 K among different samples.

Additional work was also started on modeling the BWR neutron noise using the S3K code. The emphasis was on comparing simulated results, employing different options and boundary conditions, with measurements from KKL. Illustrations will be provided in the next year report.

Next, a multi-physics core solver, nTRACER/CTF, capable of sub-pin calculations, is under development in cooperation with North Carolina State University (NCSU) for the 3D full core analysis of the PWR core. The neutronic code nTRACER was verified against Monte Carlo reference solutions for the Hot Zero Power (HZP) initial criticality case and start-up tests of the OECD/NEA TVA Watts Bar 1 (WB1) benchmark. The comparison of the nTRACER solution vs Serpent2 for 2D assembly models reveals significant discrepancies when control rods are modelled. However, nTRACER presents good agreement with the reference solution for the initial criticality case of the WB1 benchmark, in terms of pin power, axial power and eigenvalue. Despite the P2 scattering treatment providing a more accurate solution, the P0 transport-corrected treatment is used for all full core nTRACER calculations to avoid high computational costs. For all the HZP start-up tests, nTRACER presents good agreement

with the reference solution, never exceeding 100 pcm of difference. Together with the verification of the neutronic code, nTRACER/CTF is compared for the Hot Full Power (HFP) case of TVA WB1 with the reference MC21/CTF calculation. nTRACER/CTF presents good agreement in terms of assembly power and eigenvalue with the reference solution, noting that Figure 12 shows the nTRACER/CTF solutions for the HZP and HFP cases.

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 with-in primarily the EU/H2020 framework, including PASTELS (passive systems), APAL (pressurized thermal shocks) and SANDA (nuclear data). In addition, STARS collabo-

Plant System and Thermal-Hydraulics	Participation in OECD/NEA RBHT 2 project and the development of multiple droplet field capabilities in TRACE
	Further validation of CTF based on the Columbia University HTRF experiments
	Continue development of coarse-mesh techniques for CFD simulations of core flows and downcomer mixing
	Further development and application of uncertainty methods for CHF within the OECD/NEA ATRIUM Project
Core Behaviour and Reactor Physics	Evaluate SIMULATE-5 neutronic model and method refinements on accuracy for BWR simulations
	Development and validation of CMSYS model for Cycle 1 depletion analyses of Watts Bar benchmark
	Verification and Validation of MPACT for 2-D depletion and 3-D transport calculations of modern BWR fuel designs
	Development of a consolidated CMSYS/SNF framework for nuclide and decay heat source term estimations
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Qualification of effects from doping on transient fuel behaviour including PCMI
	Development and implementation of matrix cracking model for SIC cladding in Falcon
	Develop restart scheme between Falcon and OFFBEAT and complete development of OFFBEAT/HYPE coupling
	Test advanced data assimilation methodologies for fuel performance simulations
Multi-Physics	Development of CFD model for coupled neutronics/thermal-hydraulics depletion analysis of modern BWR fuel assembly design
	Establishment of a methodology for gap conductance perturbations in S3K and testing for OECD/NEA LWR UAM-III benchmark

Table 2:
Perspectives 2024.

rates on safety research with other technical safety organisations of the ETSO network. Concerning thermal-hydraulic code development and validation, STARS primarily collaborates with the US NRC (TRACE) and North Carolina State University (COBRA-TF). For core analyses and higher-order pin-by-pin transport, STARS collaborates with Studsvik (CASMO/SIMULATE/SIMULATE-3K), Seoul University (nTRACER), 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 2023 and Perspectives for 2024

During 2024, satisfactory progress was achieved with regards to most of the project research goals. In particular, the year was marked by significant new and highly relevant developments, including a methodology for coarse-mesh CFD analyses, an enlargement of CMSYS with assembly operating history databases at the pin level, the launching of a finite element 3-D neutronic solver and the establishment of a nTRACER/CTF coupling scheme for PWR analyses. Participation to on-going international benchmarks was also continued in all areas, including ETHARINUS and ATRIUM for thermal-hydraulics, Oskarshamn-2 and Watts Bar 1 for core- and multi-physics and FIDES-II/HERA for fuel behaviour. On the other hand, and primarily due to changes in

resources, less progress than planned could be achieved on BWR numerical noise simulations as well as research towards MPACT/CFD coupling for BWR higher-resolution core simulations. Concerning perspectives, the specific objectives planned for 2024 are as follows.

Publications

- [1] O. Al-Yahia, I. Clifford, K. Nikitin, P. Liu and H. Ferroukhi, **TRACE code simulation of the interaction between reactor coolant system and containment building with passive heat removal system**, Nuclear Engineering and Design 406 (2023) 112234, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112234>
- [2] O. Al-Yahia, M. Bernard, I. Clifford, G. Perret, S. Bajorek and H. Ferroukhi, **Implementation of droplet breakup mode in TRACE to improve the prediction of reactor core reflood conditions**, US-NRC NUREG/IA-0543, 2023
- [3] O. Al-Yahia, M. Bernard, I. Clifford, G. Perret, S. Bajorek and H. Ferroukhi, **The influence of droplet breakup model on the prediction of reactor core parameters during reflood conditions**, Nuclear Engineering and Design 416 (2024) 112815, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2023.112815>
- [4] O. Al-Yahia, M. Bernard, I. Clifford, G. Perret, S. Bajorek and H. Ferroukhi, **Implementation of a Three-Field Framework in TRACE to Improve the Prediction of Reactor Core Reflood Conditions Part II**, 20th International Topical Meeting

- on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20), Washington Hilton, Washington D.C., USA, August 20–25, 2023
- [5] I. Clifford, **Studies on the Effects of Intra Assembly Heat Transfer and Thermal Radiation on BWR Fuel Assemblies using TRACE**, PSI Technical Report, TM-41-23-06 V.0, 2023
- [6] I. Clifford, **Modifications of KKL TRACE Model for Consistent Modelling of the Core Flow Distribution**, PSI Technical Report, TM-41-22-25 V.0, 2023
- [7] K. Nikitin, **CTF subchannel code parametric study using FRIGG CPR tests data**, PSI Technical Report TM 41-23-17 V.0, 2023
- [8] E. Fogliatto, R. Puragliesi, I. Clifford and H. Ferroukhi, **Assessment of the influence of scaling on turbulent mixing in downcomer and core-inlet flow distribution**, *Annals of Nuclear Energy* 185 (2023) 109715, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2023.109715>
- [9] E. Fogliatto, I. Clifford, **CFD simulations of the UPTF-TRAM Test C1**, 20th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20), Washington Hilton, Washington D.C., USA, August 20–25, 2023
- [10] I. Clifford, **TRACE Analyses of Choked Flow Separate Effects Tests**, PSI Technical Report TM-41-22-16, 2023
- [11] G. Perret, **Inverse Uncertainty Quantification for Choked Flow Separate Effects Tests (ATRIUM Exercise 1)**, PSI Technical Report, TM-41-22-29 V.0, 2023
- [12] J. Freixa, V. Martinez-Quiroga and G. Perret, **Assessment of the Choked Flow Model of RELAP5 for the Application of Inverse Quantification Methods**, 20th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20), Washington Hilton, Washington D.C., USA, August 20–25, 2023
- [13] M. Hursin, A. Vasiliev, D. Rochman, A. Dokhane, H. Ferroukhi, **Monte Carlo analysis of BWR geometries using a cycle check-up methodology**, *Annals of Nuclear Energy* 195 (2024) 110170
- [14] A. Dokhane, A. Vasiliev, M. Hursin, H. Ferroukhi, **Nuclear data effect on BWR stability parameter uncertainty at stable core conditions**, *Nuclear Engineering and Design* 414 (2023) 112620
- [15] A. Cherezov, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, **Acceleration of Nuclear Reactor Simulation and Uncertainty Quantification Using Low-Precision Arithmetic**, *Applied Sciences Special Issue Advanced Computer Architecture* 2023, 13(2), 896
- [16] A. Vasiliev, I. Clifford, E. Fogliatto, A. Dokhane, H. Ferroukhi, **Verification of Practical Modeling Approaches of the Main Steam Line Break Event Simulation with S3K Code Using TRACE Boundary Conditions**, *M&C 2023 – The International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering*, Niagara Falls, Canada, August 13–17, 2023
- [17] A. Dokhane, A. Vasiliev, M. Hursin, H. Ferroukhi, **Uncertainty Quantification of Stability Parameters due to Nuclear Data**, *M&C 2023 – The International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering*, Niagara Falls, Canada, August 13–17, 2023
- [18] M. Papadionysiou, M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz, **Verification and Validation of the CASMO5-VVER/PARCS code system for VVER-1000 steady state and cycle analysis**, *M&C 2023 – The International Conference on Mathematics and Computational Methods Applied to Nuclear Science and Engineering*, Niagara Falls, Canada, August 13–17, 2023
- [19] M. Hursin, **Code Installation, test and performance assessment of VERA-CS 4.1 on Merlin6**, PSI Technical Report, TM-41-21-23 V.0, 2023
- [20] G. Biot, A. Cherezov, **Reactor Core Steady-State Simulation on the Low Precision Hardware**, ETHZ/PSI Two-semester Project, 2023
- [21] A. Cherezov, **Variational Analysis of BWR SVEA-96+ by CASMO-5**, PSI Technical Report, TM-41-23-08 V.0, 2023

- [22] A. Vasiliev, I. Clifford, E. Fogliatto, A. Dokhane, H. Ferroukhi, **Revision of PSI calculation capabilities and validation experience on the BEPU-type reactor dosimetry applications**, Proc. 17th International Symposium on Reactor Dosimetry, EPFL, Lausanne, Switzerland, 21–26 May 2023
- [23] D. Rochman, et al, **Decay Heat of irradiated Nuclear Fuel – A Status Report from the NEA WPNCS**, ICNC 2023 – The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety, Sendai, Japan, October 1–6, 2023
- [24] D. Rochman, A.J. Koning, S.C. van der Marck, **The TENDL Nuclear Data Library: for Criticality Calculations and more**, ICNC 2023 – The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety, Sendai, Japan, October 1–6, 2023
- [25] A. Hofer et al, **Bias and correlated Data, Comparison of Methods**, ICNC 2023 – The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety, Sendai, Japan, October 1–6, 2023
- [26] J.F. Martin et. al, **The NEAs working party on nuclear criticality safety: tackling global challenges through international cooperation**, ICNC 2023 – The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety, Sendai, Japan, October 1–6, 2023
- [27] A. Vasiliev, H. Lee, M. Frankl, M. Hursin, H. Ferroukhi, **On the PSI Routine Criticality Safety Evaluation Methodology and its Validation Approach**, ICNC 2023 – The 12th International Conference on Nuclear Criticality Safety, Sendai, Japan, October 1–6, 2023
- [28] G. Khvostov, **Calibration and Validation of thermal fuel behaviour models based on the first case of the first IAEA CRP FUMEX**, J. Nucl. Mater. 584 (2023) 154588, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2023.154588>
- [29] G. Khvostov, **Analysis of thermal fuel behaviour under steady-state irradiation using selected cases of the IAEA CRP FUMEX**, J. Nucl. Mater. 584 (2023) 154589, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2023.154589>
- [30] G. Khvostov, **Insights into fuel behaviour during relatively fast thermal transients based on calculations for two tests of the Halden IFA-507 experiment**, Nuclear Engineering and Technology, <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.06.045>
- [31] V. Dambrosi, J. Sercombe, S. Bejaoui, A. Chaieb, B. Baurens, R. Largenton, A. Ambard, B. Boer, G. Bonny, M. Sevecek, L. E. Herranz, F. Fera Marquez, K. Inagaki, H. Ohta, F. Boldt, J. Sappl, R. Armstrong, A. Mohamad, Y. Udagawa, C. Cozzo, J. Klouzal, M. Vitezslav, J. Corson and J. Peltonen, **P2M Simulation Exercise on Past Fuel Melting Irradiation Experiments**, Nuclear Technology (2023), <https://doi.org/10.1080/00295450.2023.2194270>

JEFFEAT

Complementary Studies on Nuclear Fuel Thermo-Mechanics and Neutronics



SB-MNG-REP-023-23

Author and Co-author(s): I. Clifford,
L. Verma and M. Hursin

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: Forschungsstrasse 111,
CH-5232 Villigen PSI

Phone, E-mail, Internet address:
056 310 3468, ivor.clifford@psi.ch,
www.psi.ch/stars

Duration of project: 1.7.2023–29.02.2024

Abstract

The JEFFEAT project, launched in July of 2023, includes studies towards enhanced neutronic and thermo-mechanical modelling capabilities for LWR fuels. The project considers two aspects of advanced analysis of LWRs in two separate work packages; high fidelity analysis of nuclear fuel behaviour using the OpenFOAM Fuel Behaviour Tool (OFFBEAT) code, and performance assessment of novel nuclear data libraries (JEFF, ENDF/B).

In the area of fuel behaviour, a state-of-the-art review for 3D macroscopic fuel behaviour analysis has been completed and proposals for appropriate verification and validation cases for the OFFBEAT 3D fuel behaviour code have been made. A coupling between OFFBEAT and a CFD solver has been developed and tested with good success.

In the area of neutronics, the complete computational scheme from nuclear data library to the lattice code DRAGON was developed and established. DRAGON cross-section libraries for several JEFF and ENDF/B libraries were produced, and assessments of several versions of JEFF have been completed for a representative pincell model of LWR fuel. These assessments have highlighted similar issues in all modern versions of JEFF.

The project is largely on schedule, although dedicated efforts will be needed to ensure timely completion of all deliverables.

Project goals

The JEFFEAT project is a complementary project to ongoing research collaboration projects between LRT and ENSI, and includes additional studies towards enhanced neutronic and thermo-mechanical modelling capabilities for LWR fuels. The project considers two aspects of advanced analysis of LWRs in two separate work packages; high fidelity analysis of nuclear fuel behaviour using the OFFBEAT code, and performance assessment of novel nuclear data libraries (JEFF, ENDF/B).

Work Package 1 (WP-1) of JEFFEAT seeks to fill the gap in the assessment status of the OpenFOAM Fuel Behaviour Tool (OFFBEAT) fuel behaviour solver with dedicated assessments of both the development status and the performance of OFFBEAT as a complementary code to Falcon. The key goals of this work package are to gain a comprehensive understanding of the current state of development of OFFBEAT in relation to the current state-of-the-art, to assess how OFFBEAT compares with Falcon for some representative 3D cases, to better understand how we can complement our future activities using OFFBEAT, and to extend the verification and validation (V&V) matrix of OFFBEAT.

Work Package 2 (WP-2) seeks to produce an in-house deterministic computational scheme for a subset of LWR applications where the complete computational chain, from the evaluated nuclear data files to the reactor physics calculations, is carried out in a well-defined manner. The goal is to provide an early feedback to PSI analysts and the nuclear data community as a whole when new evaluated nuclear data files are released.

OFFBEAT Assessments

Understanding fuel behaviour for macroscopic phenomena occurring in the nuclear fuel is essential for maintaining fuel rod integrity and for safe operations of nuclear reactors. With improved computational arsenal and high-performance computing, multi-dimensional fuel performance codes are being developed to analyse the fuel behaviour in normal as well as extreme accidental conditions. In this context, a thorough review of the current state-of-the-art in multi-dimensional fuel performance codes was carried out [1]. Some of the most developed and used codes across the globe include ALCYONE, developed by CEA, France, BISON, developed at INL, USA and OFFBEAT, co-developed by EPFL and PSI, Switzerland. The ALCYONE code is developed in the PLEIADES platform, which is not open source, and there is scarcity of information available. BISON, which is not open source itself, is however developed in the MOOSE framework, and the information and documentation regarding the different models are openly available. OFFBEAT, developed in the OpenFOAM framework, is open source with the source code as well as documentation readily available. The various models used in these codes for the macroscopic fuel behaviour were reviewed and recommendations for prospective OFFBEAT developments were made. Some of these recommendations include models for cladding oxidation also considering liner claddings and liner-specific material properties, models for hydrogen transport and hydriding, incorporation of thermal-hydraulics solver, among others. These recommendations are under consideration for development in OFFBEAT and will further enhance the modelling capabilities of the code.

At PSI, the established reference code for fuel behaviour analysis is Falcon. Falcon is a 2D fuel behaviour code developed by EPRI and has been verified and validated to a great extent over the course of its development and usage. To test the accuracy of OFFBEAT results, a cross-verification of the results with those obtained from Falcon is planned with-

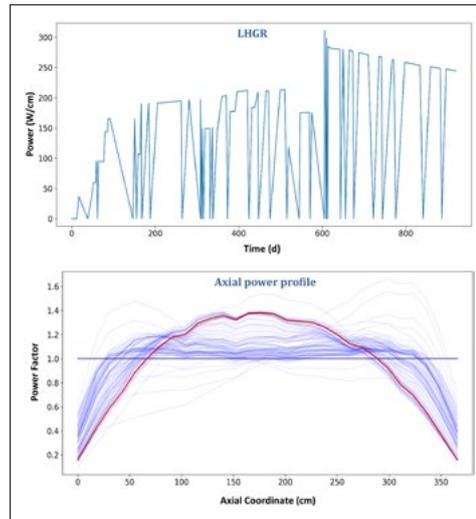


Figure 1: Linear heat generation rate (LHGR) history and the axial power profiles provided as inputs to Falcon and OFFBEAT.

in the context of JEFFEAT. In that direction code-to-code comparisons for base-irradiation were carried out this year. The case considered was the Benchmark for Evaluation And Validation of Reactor Simulations (BEAVRS) since this benchmark is open to the public. The reactor described in BEAVRS is a Westinghouse PWR with two cycles of measured operational data. Core follow analyses of the two cycles in BEAVRS were previously carried out at PSI. The core follow data was post-processed to obtain the input parameters to be used by the fuel performance codes, Falcon and OFFBEAT. In particular, pin-power reconstructions were used to obtain data for the hot rod. The resulting linear heat generation rate and the axial power profiles (see Figure 1) were provided as inputs to the codes.

2D axisymmetric geometries were considered based on the geometry specifications provided in the benchmark. The geometries used in Falcon and OFFBEAT for the comparisons are shown in Figure 2. Wherever possible, equivalent closure models were selected and consistent modelling choices were made. Despite these efforts, however, we still observe noticeable differences. A selection of results obtained with the two codes is provided in Figure 3. Some discrepancies in the fuel temperatures can be seen, especially after the gap closes, which suggests some differences in the implemented gap

conductance models. Also, the rate of axial growth in the fuel in the second cycle is larger in Falcon than in the first cycle. This behaviour is not observed in OFFBEAT. The differences also lead to lower gap gas pressures in OFFBEAT relative to Falcon. This analysis has highlighted some differences in the two codes and will be used as a basis for future updates and improvements. Where necessary, further analyses will be needed to isolate the source of the discrepancies. Further code-to-code comparisons with Falcon and validation of OFFBEAT against experiments will be carried out in the coming year.

As a separate task within this project, a basic coupling between OFFBEAT and the standard rhoPimpleFoam solver within OpenFOAM was developed. rhoPimpleFoam is a time-dependent compressible flow solver with support for URANS and LES turbulence models. The original rhoPimpleFoam solver was restructured as a standalone class with a similar API to the existing OFFBEAT physics subsolvers. Cross-verification tests were conducted to ensure that the resulting class is consistent with the original solver. The existing conjugate heat transfer boundary con-

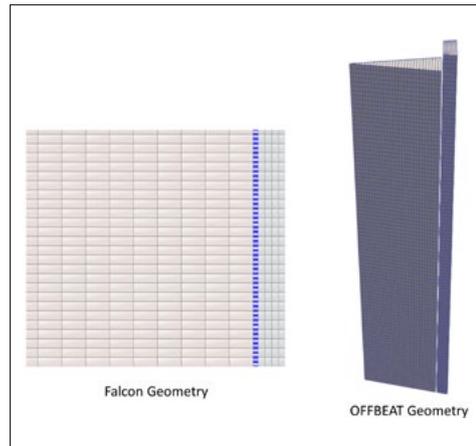


Figure 2:
The 2D axisymmetric geometries used in Falcon and OFFBEAT.

ditions in OpenFOAM were updated to be compatible with OFFBEAT's material management classes. At present, there is no mechanical feedback between fluid and solid, i.e. flow-induced vibration cannot currently be modelled, but this could be considered for the future. To confirm stability and consistency of the results, the coupled implementation was verified using a simplified quarter-symmetric model of a short segment of a PWR fuel rod with the adjacent flow channel. The test confirmed that the mapping of tem-

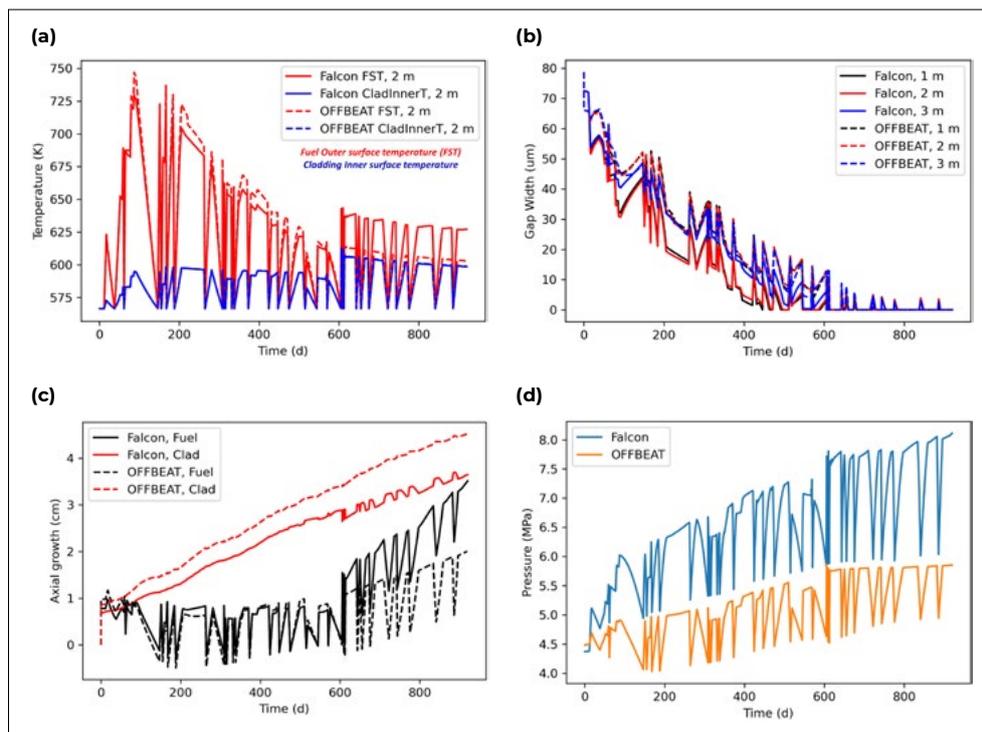


Figure 3:
Falcon vs OFFBEAT results comparing (a) the Fuel Outer Surface temperatures and the Clad Inner Surface temperatures; (b) the gap widths; (c) the fuel and cladding axial growths; and (d) the gap pressures.

peratures and heat fluxes is consistent and that the solver is stable. The demonstration case for the final coupling is a 2×2 subchannel of a PWR fuel assembly with mixing vane spacer grids. The rod and spacer grid geometry is based on that of the OECD/NEA PSBT benchmark. Periodicity is assumed in the x-y- and z-directions. The polyhedral mesh for the fluid region (3.2 M cells, see Figure 4) was generated using ANSYS Fluent, while the block structured hexahedral mesh for the solid structures (spacer grid and fuel rod, 4.7 M cells, see Figure 5) was generated using Cubit. The realizable k- ϵ turbulence model was used with wall functions at the heat transfer interfaces. A simple constant power irradiation at a linear heat generation rate (LHGR) of 230 W/cm was simulated. Due to the mixing effect downstream of the spacer grids, we see significant flow swirling and streaming which leads to patches of hotter and colder cladding within a range of up to 20 K. The results of this demonstration case further suggest that we could expect cladding stress differences of up to 25% as a result of the nonuniform cooling effects (see Figure 6). These results have highlighted the potential knowledge that could be gained using 3D solvers such as OFFBEAT. The simulations will be concluded and reported in the project final report.

Evaluated Nuclear Data Assessments

Evaluated nuclear data is the basis for reactor physics analysis. Extensive validation activities are necessary before an evaluated nuclear data library can be used for industrial applications. By combining the open source WLUP scripts tools to process the Nuclear Data Library (together with the formatting code NJOY2016) and the open source neutron transport code DRAGON to perform transport calculations, this work package aims at developing a quick and efficient way to test the performance of new nuclear data files, especially for fuel evolution type simulations where a large number of isotopes and reaction channels are involved simultaneously.

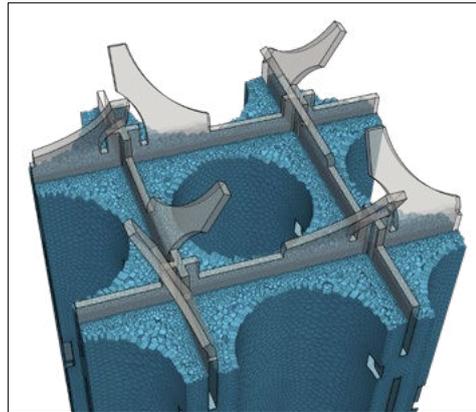


Figure 4:
Polyhedral mesh of the fluid region for the coupled OFFBEAT/CFD demonstration case.

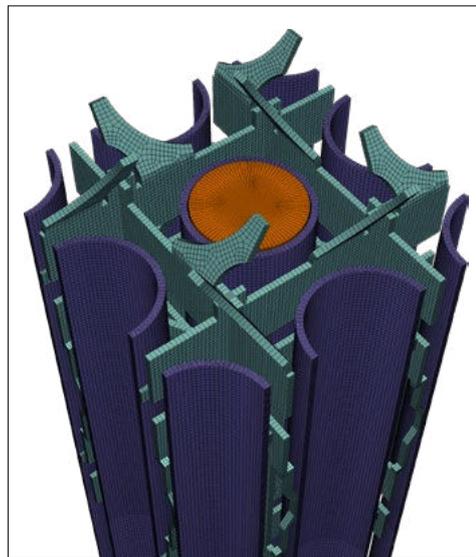


Figure 5:
Block-structured hexahedral mesh of the solid structures and fuel rod for the coupled OFFBEAT/CFD demonstration case.

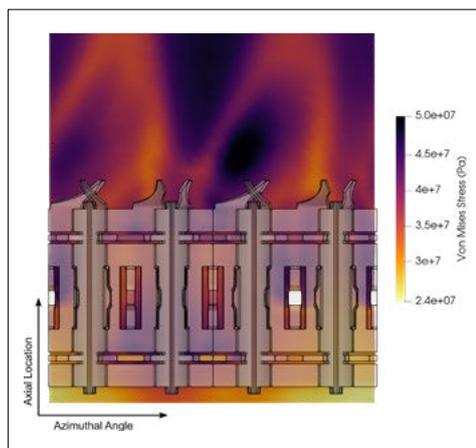


Figure 6:
Predicted stress distribution on the cladding outer surface using the OFFBEAT/CFD coupled solver after a burnup of 35 MWd/kg at a constant linear heat generation rate of 230 W/cm.

The WIMS-D Library Update Project (WLUP) was supported by IAEA in the early 1990s. The WIMSR module in NJOY was developed to support the project. Making use of the scripts produced during WLUP, it is possible to generate a WIMS-D library for DRAGON from any set of ENDF formatted files (the raw information in each nuclear data library). The WIMS-D multigroup microscopic library consists of cross section, fission spectrum, resonance integrals and burnup data of hundreds of isotopes. P1 scattering cross sections are only available for H-1, H-2, C-12 and O-16. Although most of the processing scripts are available on the WLUP website, we reorganized the procedure to make it easier to execute on our local machines and add the capability to modify any part of the data set. During the last year, a computational scheme linking NJOY, the WLUP scripts and DRAGON was developed and deployed at PSI. Besides JEFF-3.1.1 and ENDF/B-VII.1 libraries, DRAGON libraries were also produced for the JEFF-4T2.2 and ENDF/V-VIII.1b2 test libraries, i.e. the latest version for both library projects. Representative pincell models of PWR fuel (3.1% enriched, 0.7g water density and 600ppm boron concentration) were produced for both DRAGON and the Monte Carlo code Serpent2. They were depleted to about 50 MWd/kg with consistent modeling option, namely the fission energy release model and the spatial discretization. Discrepancies between DRAGON and Serpent2 were found to be large (500 pcm) in terms of k_{inf} due to the relatively coarse energy discretization used by DRAGON (172 energy group library). This discrepancy does not affect the conclusion of a comparison between two DRAGON calculations using two nuclear data libraries as similar trends are observed when doing the same similarity analysis with DRAGON and Serpent2. The Serpent2 calculation employed 200,000 source neutrons per cycle and 500 active cycles in order to have a statistical variance of 1 pcm for k_{inf} . The total CPU time (176 MPI tasks) of the pincell problem with 56 burnup

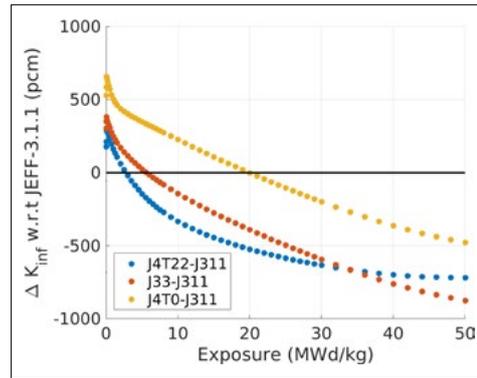


Figure 7: Effect of using modern JEFF library on the reactivity difference with respect to JEFF-3.1.1 for pincell depletion calculations with DRAGON.

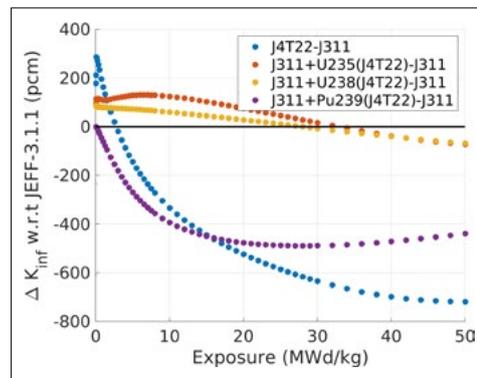


Figure 8: Effect of replacing one isotope of the JEFF-3.1.1 library by its JEFF-4T2.2 counterpart in pincell depletion calculations with DRAGON.

points is 660.83 hours. In contrast, the DRAGON calculation is completed in just 3 minutes using a single processor.

An assessment of various JEFF library (3.3, 4T0 and 4T2.2) results against a reference nuclear data library was carried out. JEFF-3.1.1 was chosen as reference as it is widely used by the nuclear industry in France. The results of the assessment are summarized in Figure 7. All modern JEFF libraries suffer from the same issue with respect to JEFF-3.1.1: there is an overestimation of the reactivity loss with exposure; together with an underestimation of the Pu-239 buildup. Both aspects have precluded the use of these libraries by the industry. It should be noted that there was a consistent improvement with the recent JEFF test libraries even though the most recent library is still not suitable for use. A sensitivity analysis (see Figure 8) reveals that the nuclear data of U-238 and Pu-239 are the main contributors to this problem.

National Cooperation

The development, verification and validation of the OFFBEAT fuel behaviour code is conducted in collaboration with École Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL).

International Cooperation

The development, verification and validation of the OFFBEAT fuel behaviour code is partly conducted within the framework of the OperaHPC European Project.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Progress on the project has been satisfactory, and both work packages of the project are largely on schedule. The project will be concluded at the end of February, 2024. The following pending tasks will thus be completed in 2024:

- Cross-verification study for 2D/3D effects using OFFBEAT and Falcon.
- Validation study for OFFBEAT.
- Preparation of final technical reports for both work packages.

Publications

- [1] L. Verma, State-of-the-art for multi-dimensional macroscopic fuel behaviour analysis, PSI Technical Report TM-41-23-25, 2023.

Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation

Author and Co-author(s):

Inés Mateos Canals, Tanja Eraerds,
Jürgen Hartung, Jörg Peschke

Institution: Gesellschaft für Anlagen
und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

Address: Schwertnergasse 1, 50667 Köln,
Germany

Phone, E-mail, Internet address:
+49 (89) 32004-417,

Ines.MateosCanals@grs.de, www.grs.de

Duration of project:

January 2020 to February 2025

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 operating 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 2023 are:

- Improvement of the **MCDET** scheduler input
- Conceptualization of further IDPSA tools and further development of **MCDET** methodology
- **MCDET-ATHLET** simulations

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. Furthermore, 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 workload 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 accident scenario. This further includes the identification of critical points in the course of action sequences and the determination of time safety margins when they are performed. In addition, various event sequences and the resulting system states as well as their frequencies of occurrence will be determined.

Deterministic 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 MW_{el}, adapted for mid-loop operation and a power of 26.07 MW, that is, around 20 hours after reactor shutdown.

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 performing plausibility control 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 and chosen since it 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 focusing to specific targets related to the safety of the plant and the effectivity of carried out measures. The influence of discrete and continuous aleatoric uncertainties on the targets will be studied, together with the conditional probability density functions associated to

the variables described above. The results of the post-processing will be prepared for documentation and publication.

Phase 4: Development of the IDPSA methodology and tools

The high level of complexity of the present IDPSA demands better tools and methods for creating and evaluating an IDPSA. In this newly added phase, these tools and methods are conceptualised and developed: First, the **EventTreeViewer**, a tool to simplify the evaluation of a simulation, allowing faster feedback loops in the development of customized IDPSA models; second, the **Mock-up Simulator**, a tool to detect logic errors in the definition of branches more quickly and third, an improved methodology or systematization of the approach to an IDPSA with **MCDET**.

Work carried out and results obtained

Towards Phase 2

In the reporting period, the **MCDET** input was further developed to account for the findings gathered in the assessment of the first coupled **MCDET/ATHLET** calculations, exemplary samples of dynamic event trees (DETs). Each DET comprises several sequences, which are the result of the combination of uncertain quantities defined by discrete probability distributions. Similar to a deterministic simulation of the postulated event [7], a sequence is a particular course of events but, in contrast, it is automatically generated by the interaction between the **MCDET**-scheduler and the thermal-hydraulic model. The different DETs of this IDPSA are influenced by discrete aleatoric uncertainties, such as action success or failure and system availability and failure modes, and continuous aleatoric uncertainties, such as the duration of operator actions, system failure times or opening cycles [8]. The sequences of a particular DET are based on the same sample of values (random selection from probability density functions calculated by **Crew-Module** [9]) for the continuous aleato-

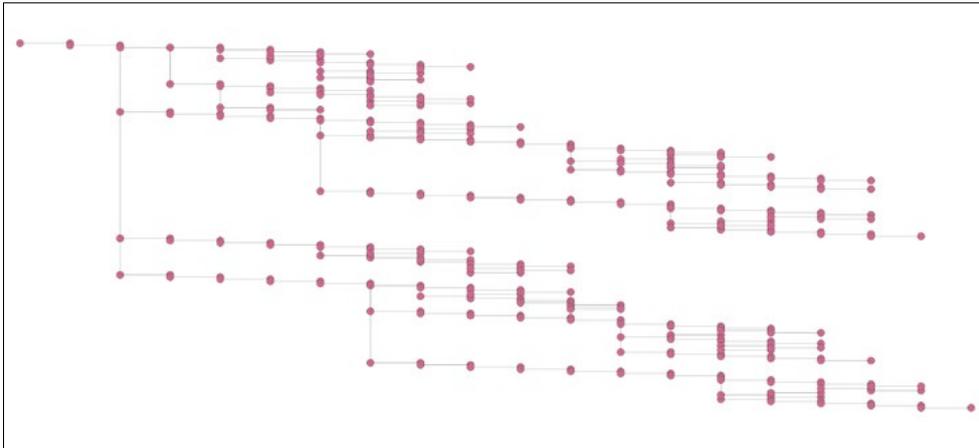


Figure 1:
DET branching
visualisation.

ric uncertainties and differ from one another in the discrete aleatoric variables.

Towards phase 3

A couple of aleatoric uncertainties and their consideration in the present IDPSA are exemplary described and discussed here. Figure 1 depicts one DET's hierarchy graphically, with evenly distributed points that represent interventions of the **MCDET** scheduler in the **ATHLET** simulation. While the DET has a total of 170 sequences or paths, "parent" paths that lead to one "child" branch with a probability of 1 are given a probability of 0 and are aborted, leading to a total of 52 sequences with a probability higher than zero.

The failure mode of a valve was chosen not to be treated as standard discrete aleatoric uncertainty but rather like a continuous aleatoric uncertainty. This approach has often been chosen to reduce the number of branching points in a tree and is part of the modelling freedom. In this DET, the pressurizer relief valve's failure mode (a discrete aleatoric uncertainty) is "stays open", as opposed to "stays closed". Therefore, the pressurizer safety valves are not demanded (necessary) in any sequence, because the relief valve either fails in an open position or doesn't fail at all. Two continuous aleatoric variables are used to determine the failure cycle, one is used for failures within the first 30 cycles and the other, for later cycles. In this case, the variables are assigned the numbers 13 and 263, respectively. The reactor cooling circuit

pressure plot in Figure 2 shows how the failure of the relief valve is modelled: the relief valve doesn't open or fail in the sequences in blue, it fails after its 13th demand cycle in the red sequences and after its 263rd cycle in the green sequences. Independently of the failure cycle, the reader may observe that the valve is demanded either soon after the accident begins or later on; this depends on the operator action model and on how soon an action is unsuccessful, leading to the pressure increase and the opening of the relief valve. Once the valve stays open, the pressure in the primary system drops rapidly.

The time when the operators have to carry out the operator action (OA) "switch off extra borating system pumps (EBSP)" is an example of continuous aleatoric uncertainty. The randomly selected value of this variable for the considered DET is 3932 seconds, about 55 minutes after the start of the event. This value, along with the other values of this variable for the different DETs, can be seen in the histogram (Figure 3). The dashed red line represents the value of the variable for the selected DET.

The comparison of equivalent sequences of two different DETs is useful to easily visualize the effect of this particular uncertainty and others of the same kind on the course of events. Equivalent sequences are identical in their discrete aleatoric uncertainties, that is, they follow the same path along the operator action model, and they have the same characteristics in terms of the availability of

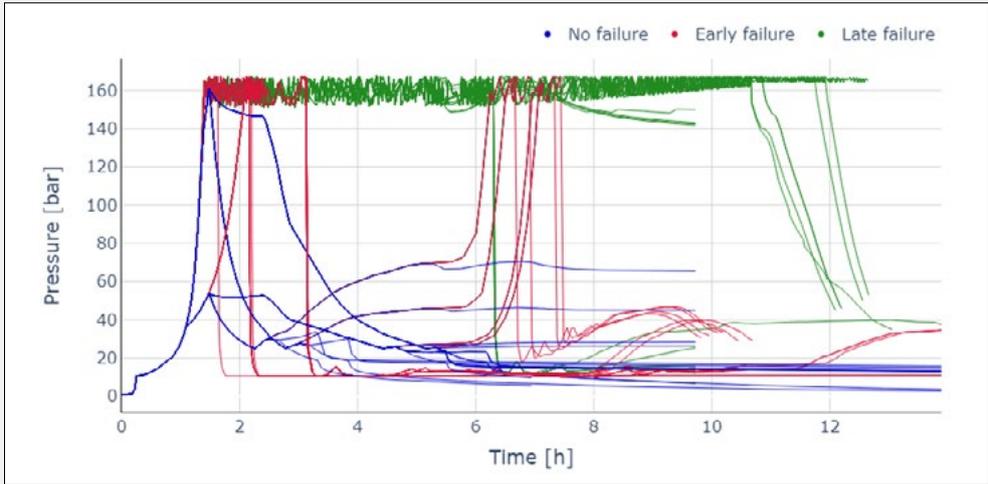


Figure 2:
Primary pressure time series for all sequences of selected DET.

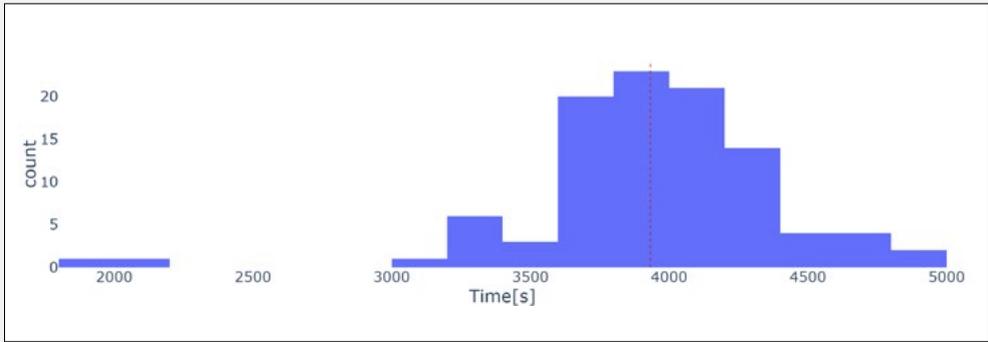


Figure 3:
Histogram for duration of OA "Switch off EBSPs".

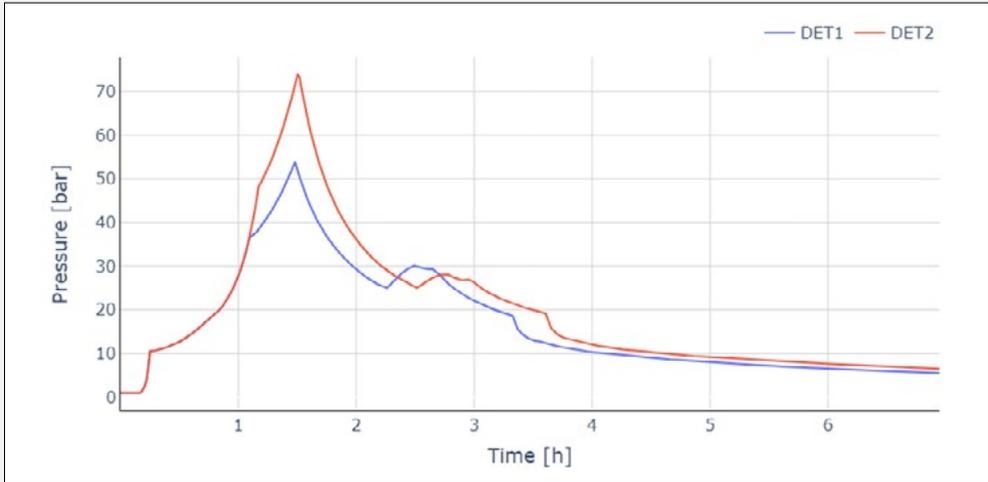


Figure 4:
Primary pressure time series for two equivalent sequences of different DETs.

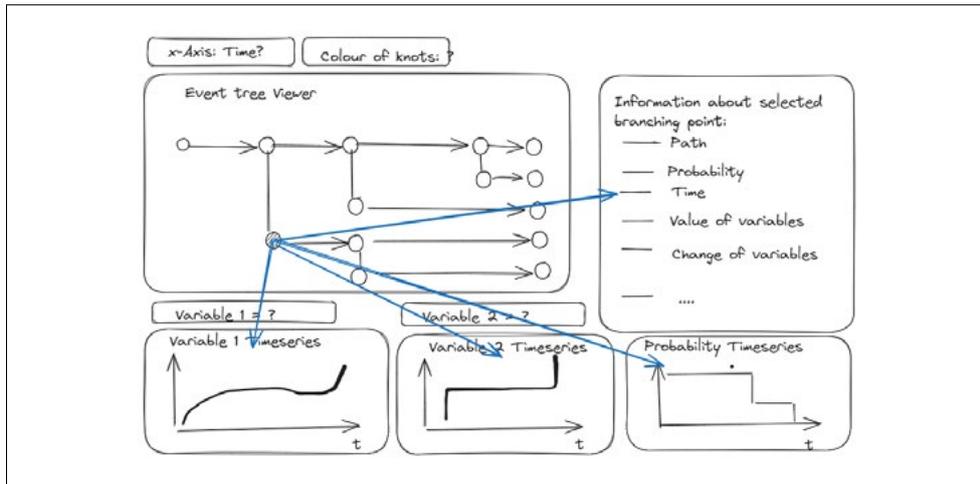


Figure 5:
EventTreeViewer –
possible display.

systems. With this purpose in mind, a second DET is considered, in which the randomly selected value for the operator action timing is 4107 seconds. The difference between the times may appear small (less than 200s) but, since the pressure increases very rapidly in this phase, it is enough to be clearly perceived in Figure 4. As shown in the figure, the general response of the system is the same, but the continuous aleatoric uncertainties lead to slight differences in the development of the transient.

Towards phase 4

The range of discrete and continuous uncertainties considered makes ADAMO one of the most complex dynamic PSAs or IDPSAs ever performed by GRS. The work carried out in ADAMO has shown that new tools are needed for handling the **MCDET** input modeling and for verifying the generated sequences. These new tools should be embedded in a systematic method that guides the process of performing a dynamic PSA. In 2023, the necessary tools and the systematic method were conceptualised, combining ideas from experts in deterministic simulation and from the developers of the **MCDET** method. The first tool is intended to simplify the process of analyzing the generated sequences and enable the user to quickly identify errors in the structure of the generated DET and understand their cause.

Based on this purpose, a list of requirements have been identified for the new tool. For each generated DET, it should be possible to:

- show the structure of the generated event tree, both as a function of time and a function of the number of branchings encountered in a sequence – each node of the presented DET should correspond to one branching point;

- display the time series of the analyzed simulation parameters for different selected sequences – the branching points should be shown as nodes in the plot;
- interactively examine each branching point to understand the reason of the branching and the impact on the time series of the output variables of interest;
- trace the branching point to the path in the output hdf5 file structure;
- compare time series of different variables to get a more complete picture of the impact of the branching;
- look up the sequence probability so the importance of the sequence can be judged;
- highlight certain branching points by colour depending on the parameter values at the selected points.

Figure 5 shows a first impression of how the final tool might look like. The working name of the tool is “**EventTreeViewer**”.

The intended purpose of the second tool is to reduce the time required to create a **MCDET** input without logical errors. Such a logical error could be, for example, the triggering of

a branching several times due to the interdependence of the modelled branch conditions, when it should only be triggered once. The tool should fulfill the following conditions:

- it should interact with **MCDDET** in the same way as a thermohydraulic simulator;
- it should be possible to use the same **MCDDET** input for the new tool and the deterministic simulator;
- it should produce the ADAMO output format, so that the same post-processing tools can be used;
- it should allow to reach all branching windows defined in the **MCDDET** input. Therefore, the development of thermal-hydraulic variables like pressure and temperature need to be modelled realistically enough to fulfill this condition. Likewise, the interdependences of all logic signals in the **ATHLET** code, which are either checked in a branching condition or modified in a branching transition, need to be modelled correctly.

An investigation was conducted to find the best approach to meet these conditions and it was determined that a hierarchically extended statechart model called via a new interface in **MCDDET** would be a good choice. Various tools were compared and narrowed down to those that offer an intuitive graphical user interface and the ability to translate the generated statechart model into Python code, which in turn can be coupled with **MCDDET**. The hierarchical approach allows even complex dynamics such as the mid-loop scenario to be modeled in a way that encapsulates its complexity and allows the user to view each subsystem on its own. The working name of the tool is “**Mock-up Simulator**”. It should be noted that the **Mock-up Simulator** is not a simulator in the sense of a thermal-hydraulic system code like **ATHLET**, but rather a logical model of the system.

Based on the **EventTreeViewer** and the **Mock-up Simulator**, a systematic method was derived that should be carried out when performing an IDPSA. The following steps should be performed:

1. Definition of the questions which the IDPSA should answer.
2. Based on this definition, derivation of event sequences to be covered by the model, potentially uncertain parameters to be varied and additional potential thermal-hydraulic parameters of interest.
3. Performing selected standalone simulations
4. Derivation of simple dependencies (logic model) based on these simulations.
5. Development of a state diagram model using the derived logic model.
6. Creation of the **MCDDET** input with an iterative approach, that is, with successive testing of the input. Similar to test-driven software development, these tests should be written together or even before the input.
7. Running the **MCDDET** mockup simulation.
8. Analysis of the results of the mockup simulation using the predefined tests and the **EventTreeViewer**.
9. Rectification of all logic errors found and improvement.
10. Performance of the **MCDDET** simulation coupled with the deterministic thermal-hydraulic simulator.
11. Assessment of the simulation results using the predefined tests and the **EventTreeViewer**. If new errors in the logic are detected, go back to step 4 to correct the logic model.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

The assessment of the first **MCDDET/ATHLET** simulations carried out in 2023 revealed that the scheduler input needed improvement and that the complexity of the IDPSA would benefit from a more systematic methodology and the development of tools for both the testing of the logical model that serves as foundation for the scheduler and for the evaluation of the results. The project was accordingly extended one year to allow these additional work steps. During the reporting period, the modelling of operator actions and system availabilities was corrected and/or improved and the findings were used to

conceptualise the tools (**EventTreeView** and **Mock-up Simulator**) to be developed in 2024 and a methodology for future IDPSAs. The final simulations will be run and assessed with **MCD**ET post-processing tools to provide quantitative insights concerning the influence of operator action and system related aleatoric uncertainties on events in non-power operation.

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.: **MCD**ET – 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. Guttman: **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] S. Wenzel, J. Peschke, F. Berchtold, J. Hartung: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation**, Part II, ENSI Research Report, ENSI-AN-11284, 2021.
- [9] I. Mateos Canals, J. Peschke, J. Hartung: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation**, Part III, ENSI Research Report, ENSI-AN-11545, 2022.

Project COMPARE

Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments



SB-MNG-REP-022-23

Author and Co-author(s): M. Malicki,

T. Lind, D. Paladino, H. Ferroukhi

Institution: Paul Scherrer Institut (PSI)

Address: Forschungsstrasse 111,

CH-5232 Villigen PSI

Phone, Internet address:

+41 56 310 2111, www.psi.ch

Duration of project: 2022–2026

Abstract

PANDA is a large-scale, thermal-hydraulics test facility designed and used for investigating containment system behaviour and related phenomena for different light water reactor designs using large-scale integral and/or separate effect tests. The facility has been used for investigation of different safety systems in various reactor designs. Many experimental conditions have been typical of containment conditions during severe accidents by investigating, e.g., hydrogen distribution or natural circulation. Despite the wide scope of experimental conditions at the PANDA facility, only a limited number of tests have been analysed with commonly used integral severe accident codes.

During 2023, PANDA experimental data relevant to severe accidents was reviewed and evaluated in terms of their applicability for the validation of the MELCOR severe accident code. In this context, the MELCOR models related to the containment modelling were in particular reviewed and listed in order to find out common ground between needs and data provided by PANDA.

Based on this review, two experiments were selected to validate MELCOR models related to containment thermal-hydraulic phenomena. The modelling of the first experiment was launched during the year. More specifically, a MELCOR 2.2 input deck for the first HYMERES – HP6_2 test on natural cir-

ulation in PWR containments was developed and tested. The first calculations were performed including sensitivity studies on nodalization and flow patterns in order to assess if and how the gas distribution- and stratification predictions could be enhanced compared to the first (simpler) nodalization. The findings obtained up to now already provide valuable insights on the importance of achieving a proper model representation but also point out distinct differences between calculated and measured gas distribution in all vessels. This will be studied in the next part of the project.

Project goals

PANDA is a large-scale, thermal-hydraulics test facility designed and used for investigating containment system behaviour and related phenomena for different light water reactor designs using large-scale integral and/or separate effect tests. The facility has been used to study different safety systems in various reactor designs. Many experimental conditions have been typical of containment conditions during severe accidents by investigating, e.g., hydrogen distribution and management in the containment, as well as suppression pool response under conditions representative of those encountered in the Fukushima Daiichi power plant during the accidents in 2011. Most of the work in the PANDA facility has been performed in the framework of international collaboration projects.

Despite the broad scope of experimental conditions at the PANDA facility, only a limited number of tests have been analyzed with commonly used integral severe accident codes. Therefore, the COMPARE project aims to review PANDA experimental data relevant to severe accidents and on this basis select two tests for the validation of MELCOR Thermal-Hydraulic (TH) and containment models.

For the second year of the project in 2023, the objectives were to conduct and finalize the review of the PANDA experiments and start the analysis of a first, selected, PANDA case for MELCOR validation.

Review

The review was structured into two work packages (WP), namely WP1 “Review of MELCOR models for containment TH” and WP2 “Review of PANDA Experimental Database for MELCOR Validation”. Both the WP1 and WP2 reviews were completed and documented in a technical report. Below is a summary of the main outcome.

MELCOR Containment Models and Validation Basis

The severe accident codes are known for their coarse nodalization and simplified numerical models due to the complexity of the accidents to be simulated. During severe accidents, an analyst needs indeed to model a wide range of phenomena such as e.g. aerosol transportation, molten corium concrete interactions, gas stratification, heat exchange, natural circulation, Hydrogen detonation/deflagration, etc. This multidisciplinary nature of severe accidents requires the usage of different numerical models for each of those phenomena. There is however no specific numerical model for containment modeling. The latter is instead implemented through interactions between multiple code packages, as listed below.

■ **Control Volume Hydrodynamics (CVH)** is responsible for TH behavior of water (liquid and vapour) and gases. A single CVH is defined by volume and elevation only and can be connected with another CVH via flow paths. Thermodynamic calculations are handled by the Control Volume Thermodynamics (CVT) package, which feeds the CVH and FL packages.

■ **Flow Path (FL)** allows transferring TH properties (calculation results) between CVHs. It also characterizes the connections, including friction losses, flow area, length etc. Additionally, flow distortions can be modeled

by forced flows such as pumps or valves. No mass/material resides in FL.

■ **Heat Structure (HS)**, is used to transfer heat from/between CVH. It mimics walls and surfaces, including heat capacity. Depending on the shape (rectangular, cylindrical, spherical) or the role of the structure (symmetry condition, convective condition, Zukauskas, etc.), the user can choose the appropriate heat transfer model. HS also plays a role in the deposition of Radionuclides and vapour condensation as it is responsible for the film tracking model.

■ **RadioNuclide (RN)** takes care of the transportation of the fission product aerosols, vapours, and other species, modeling their behaviour from fuel- to environment releases. To cover various phenomena such as releases, vapour condensation, revaporization, deposition, and transportation, the RN package interacts with several packages such as CVH, COR (core package), CAV (cavity package), FL, HS, DCH (decay heat package). The RN package is one of the most complex packages in MELCOR.

■ **Fan Cooler (FCL)** is a sub-package within the Engineered Safety Features (ESFs) package, which is responsible for heat and mass transfer associated with the fan coolers.

■ **Passive Autocatalytic Recombiner (PAR)** is another ESF sub-package. The PAR is responsible for the removal rate of hydrogen associated with Passive Autocatalytic Recombiner (PAR) operation.

■ **Burn (BUR)** is a package responsible for gas combustion within CVH; however, it can not model actual reaction kinetics or front flame propagation.

■ **Containment Sprays (SPR)** models heat and mass transfer between spray water and containment building atmosphere. It is assumed that droplets are spherical and isothermal, falling through containment with their final velocity (no horizontal velocity). The SPR package also interacts with HS, allowing the transfer of droplets of condensate water falling down from HS film.

The above packages communicate with each other and exchange information during

a MELCOR simulation of the containment TH behaviour. Hence, as next step, the validation basis for the aforementioned packages was reviewed to identify which phenomena were less validated and/or where some additional assessment could be valuable. Four types of code validation/assessment were taken into account in this framework.

■ **Validation by developers** – Validation performed by the code developer is based on selected experiments which cover: aerosols, TH, heat transfer, condensation, safety systems, corium and hydrogen-related phenomena. Most of the experiments and validation work used for MELCOR containment modeling is related to aerosols, vapor and TH response; fewer experiments cover corium-related experiments and heat transfer.

■ **Validation by users** – This is a valuable extension of the code developers validation as it is independent and often shows other issues e.g., user effect.

■ **Experiment-based validation** is the best way to assess code accuracy and reliability. However, due to a limited number of experiments related to severe accidents and data availability, only a few users can perform that kind of analysis. The most relevant containment validation experiments that MELCOR users have investigated are: Thermal-hydraulics, Hydrogen, Aerosols and Iodine (THAI) – TH7, Integrated Leakage Rate Tests (ILRTs), PHEBUS, Strong Condensation Containment Apparatus (SCCA).

■ **Code-to-code comparison and coupling** – When experiments are not available, users often compare the results of the different codes, potentially revealing modeling differences and highlighting areas of higher uncertainty. MELCOR is often compared with ASTEC, MAAP, GOTHIC or even with CFD and system codes.

■ **Uncertainty Quantification** – UQ calculations are increasingly popular in severe accidents and although this is not validation per se, it can guide it by allowing to identify modeling gaps or parameters that bring high uncertainty to the results.

PANDA Experiments

At first, a literature study was done concerning the international state of knowledge regarding containment phenomena and modeling needs for severe accident analyses. One of the reports, "Containment Code Validation Matrix", published by OECD/NEA in 2014 points out six main phenomena of relevance for the modeling of containment behaviour during DBA and BDBAs.

- Containment Thermal-hydraulics Phenomena
- Hydrogen behavior
- Aerosol and Fission Product Behaviour Phenomena
- Iodine Chemistry Phenomena
- Core Melt Distribution and Behaviour in Containment Phenomena
- Systems Phenomena

As the PANDA experiments focus mainly on TH, the COMPARE review was consequently aligned to the first, second and last of the above-listed phenomena. From the publications and reports that were reviewed in relation to these phenomena, authors underlined the importance of inter-compartment mixing, mass, and energy transfer related to condensation, gas stratification, as well as natural/forced convection and pointed out these as essential topics for future code validation. Those findings are in line with our preliminary evaluation of validation needs for MELCOR. Thus, based on the above phenomena list along with the associated literature review combined with our internal assessment, the following topics were selected as most appropriate for code validation using PANDA experiments.

■ Containment Thermal-hydraulics Phenomena

Thermal-hydraulics is a vast topic that covers several issues. For instance, condensation is directly linked with heat transfer processes and is related to flow paths inside the building, which are affected by the forced and convective flow. The condensation near walls could be significant enough to develop local peaks of hydrogen concentration and

potentially cause its combustion. Most representative PANDA projects and experiments conducted on this are as follows.:

- Mixing by Sprays – PANDA OECD/SETH-2, ERCOSAM-SAMARA, HYMERES & HYMERES-2

- Stratification – PANDA ISP-42, Phase A & F, PANDA BC4, PANDA OECD/SETH-2

■ Hydrogen behavior

Hydrogen behavior is the second topic crucial for containment modeling, which could be partially evaluated using PANDA experiments. Hydrogen is a flammable and non-condensable gas, which may increase the risk of early containment failure. Hydrogen-related issues are mostly connected with increased internal containment pressure due to H₂ detonation or by adding H₂ into the atmosphere, which practically eliminates the possibility of using sprays to decrease containment pressure (risk of explosion). Systems aimed at decreasing the H₂ mass in the containment include containment venting systems as well as PAR and/or igniters. However, in the case of H₂, accurate prediction of the atmosphere composition and its distribution (mixing and stratification) is essential to perform reliable containment safety analyses. Most representative examples of the PANDA projects and experiments performed in this context are listed below.

- Impact of mitigation systems (igniters, PARs, sprays) – PANDA ERCOSAM-SAMARA, HYMERES & HYMERES-2

- Hydrogen mixing and transportation – PANDA ERCOSAM-SAMARA, SFP project, CFD4NRS-5, HYMERES & HYMERES-2

■ Systems Phenomena

Sprays and fan coolers are some of the mitigation systems that can significantly affect containment TH behaviour. They impact the containment atmosphere, temperature, and pressure by enhancing vapour condensation, convection, and changing atmosphere composition. Most representative examples of the PANDA projects and experiments related to such systems are as follows.

- Air Cooler (Fan Cooler) Heat Transfer – PANDA ERCOSAM-SAMARA, HYMERES & HYMERES-2

- Passive Cooling by Internal and External Condensers – PANDA BC4,

■ Suppression pool

For BWRs, the pressure suppression system is placed in the containment, and phenomena related to it are essential for severe accident progression. The system contains two types of components: drywell and wetwell (suppression pool). The suppression pool aims to condense steam during LOCA-type accidents. Thermal stratification is, in this context, a key phenomenon to investigate since a high temperature at the pool surface would lead to higher containment pressure and thereby reduce the system's performance and efficiency. Most representative examples of PANDA projects and experiments performed on this topic are listed below.

- Steam and helium released in the water pool from a multi-hole sparger – HYMERES

- Spray activation in the initially pressurized Wetwell and with high-temperature gas space above the water pool resulting in depressurization and pool cooling – HYMERES-2

Selection of PANDA Validation Case 1

Following the review and focusing on applications for the Swiss reactors, it was assessed that suitable PANDA experiments for MELCOR validation would be tests related to gas distribution and natural circulation in the containment. In this context, the most interesting experiments were identified as the HYMERES HP6 tests. These consisted of two different configurations of the containment circulation with the aim at investigating atmosphere mixing and break-up of the stratification, noting that other relevant experiments on these phenomena were also conducted within the ERCOSAM-SAMARA project. Aimed at PWR and PHWR containments, the HP6 series comprised two tests aimed at investigating global natural circu-

Phase name	Boundary condition	HP6_1		HP6_2	
		Start [s]	Duration [s]	Start [s]	Duration [s]
Phase 1	Steam injection	0	5100	0	5106
Phase 2	No injection	5100	3000	5106	2994
Phase 3	Helium injection	8100	576	8100	580
Phase 4	No injection	8676	6824	8680	7320
	Total time		15500		16000

Table 1:
HYMERES HP6 TEST
Phases.

lation flow induced by opening hatches and the effects on homogenization of the gas mixture composition as well as the performance of safety systems. Concretely, these two experiments were conducted for configurations representative of a two-room type containments (inner, inaccessible area, and outer, accessible area) where large flow loops can form between the inner and the outer zone.

- HP6_1, where large flow loops are established between the inner and outer zones by opening rupture and convective foils at the top of the steam generator towers and/or mixing dampers between the bottom of the annular region and the inner rooms.

- HP6_2 is for designs without mixing dampers where large flow loops are established between the inner and outer zones through the steam generator towers.

Both experiments were performed with the same nominal initial conditions and with all four vessels filled with 100% air at room temperature. Also, both experiments consisted of four main phases, as specified in Table 1. For experiment HP6_1 Vessel 3 and Vessel 4 were connected by a small orifice in the lower interconnecting pipe in order to represent an open rupture disk, see Figure 1. For experiment HP6_2, Vessel 3 and Vessel 4 were not connected, i.e. the small orifice in the lower interconnecting pipe was closed.

As first MELCOR validation case, i.e. WP3, the HP6_2 test (see Figure 1) was eventually chosen as it represents a smaller circulation loop and is, therefore a more suited option to launch the modeling activities. The HP6_1 will be considered as a second validation case, i.e. WP4, depending on results obtained for WP3.

Modelling and Analyses with MELCOR

Based on the HYMERES documentation, a MELCOR input deck was developed, as shown in Figure 2 where the simplest and the most complex nodalizations are presented. In this context, around ten different control volume and flow path arrangements were studied. The reason is that natural circulation and gas stratification simulations are extremely sensitive to nodalization. Therefore, one of the first undertaken actions was to conduct a sensitivity study upon nodalization. The preliminary results of this sensitivity study showed that:

- dividing the interconnecting pipe into two separate control volumes would improve hot steam circulation, see Figure 3

- changed flow paths and connection points affect the efficiency of mixing, see Figure 4

The first phase of the validation analysis focused thus on predictions of flow patterns and gas distributions between the vessels and how these would be affected by different input deck arrangements. As the second step, investigations of the predicted quantity of gas and its dynamic evolution were launched, and the results were compared to experimental data. The preliminary findings shown in Figure 5 indicate distinct quantitative differences between calculated- and measured steam for all four vessels as well as qualitative differences in terms of the predicted dynamical trends. Overall, MELCOR appears thus to significantly overestimate the steam quantity, something which could be caused by inefficient condensation. Analyses have, therefore now been undertaken to address these differences. As the project is ongoing, the differences obtained so far

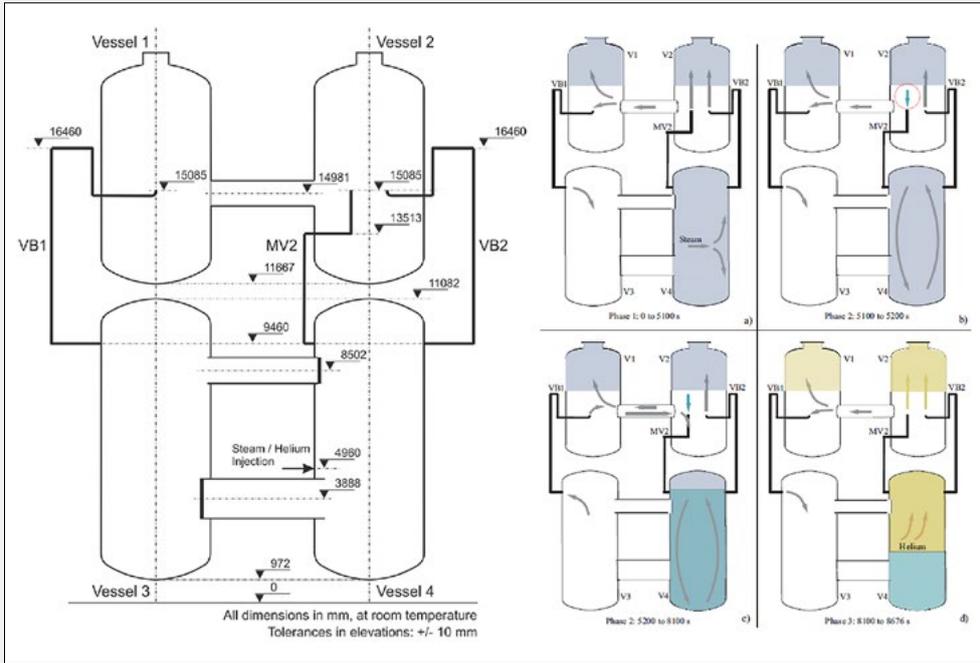


Figure 1: Left: HYMERES HP6 Facility; Right: Visualization of gas stratification and circulation patterns during Phases 1–3 of HP6_2 Test.

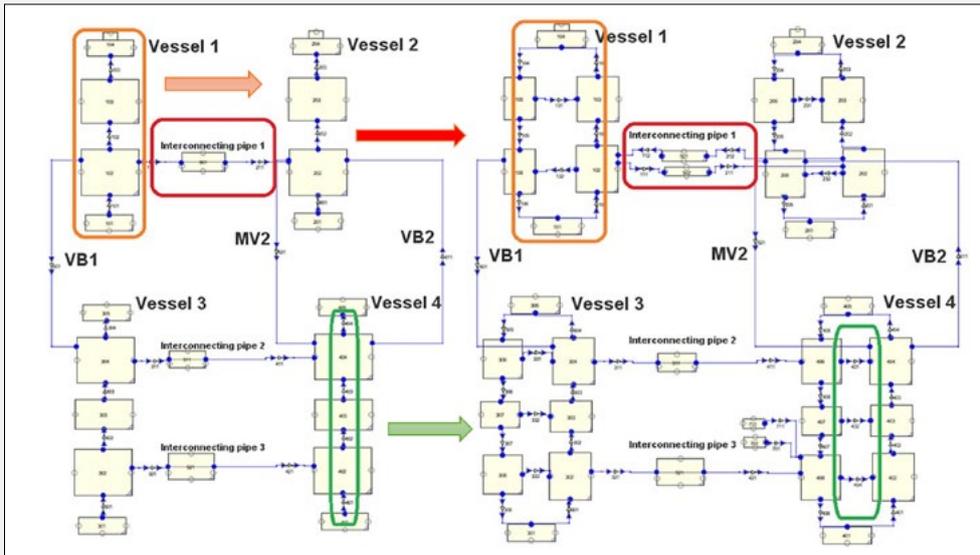


Figure 2: MELCOR nodalization Left: simple nodalization; right: fine nodalization.

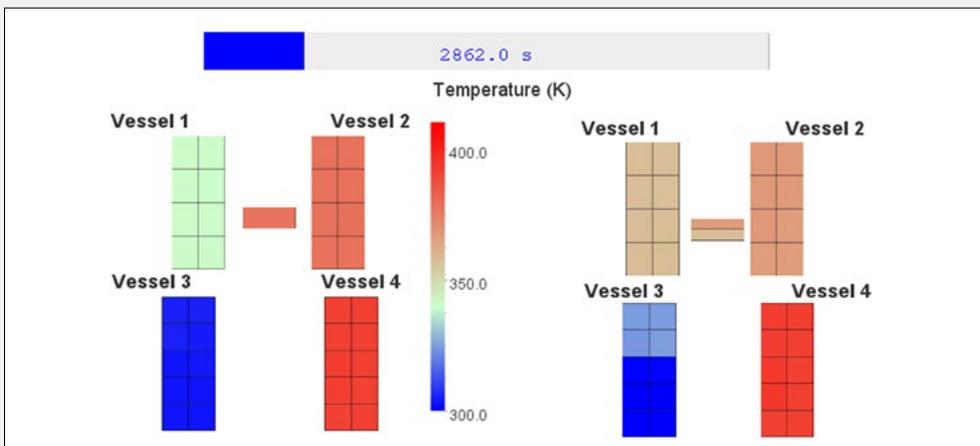


Figure 3: Nodalization effects on the temperature distribution during Phase 1; Left: simple nodalization; Right: fine nodalization.

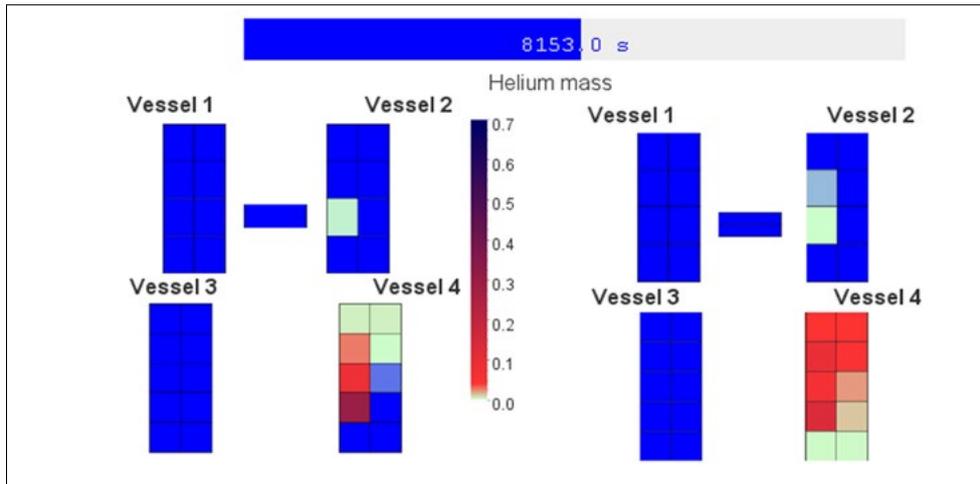


Figure 4:
Nodalization effects on the helium distribution at the start of phase 3; Left: simple nodalization; Right: fine nodalization.

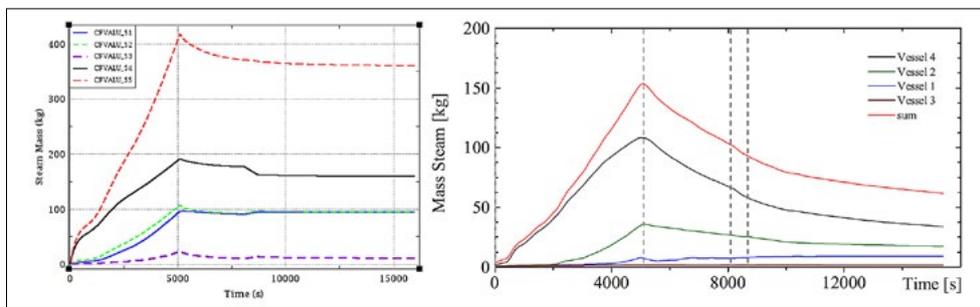


Figure 5:
Steam Mass - Total and for separate vessels; Left: Calculations; Right: Measurements.

must hence be considered preliminary, and no conclusions can be made at this stage.

National Cooperation

The project collaborates primarily with other LRT programs at PSI 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 realization of the Beyond Design Basis Accident course for the Nuclear Engineering Master Program.

International Cooperation

At the international level, the COMPARE project team collaborates with international organizations (OECD/NEA, IAEA) as well as with other research units through international projects within primarily the EU/H2020 framework, including SASPAM-SA (small modular reactors), ASSAS (artificial intelligence for severe accident simulations) and SEAKNOT (severe accident knowledge and experimental facility management). In addition, the COMPARE team collaborates

with other technical safety organizations of the ETSO network. Concerning code development and validation, the COMPARE team primarily collaborates with the MELCOR user group, including the US NRC and the Sandia National Laboratories. During 2023 and within the framework of a collaboration with the South Korean KONICOF foundation, a trainee project was also launched to complement the previous COMPARE analyses of the PANDA IPSS tests with uncertainty quantifications. Finally, the COMPARE work will be presented during the ERMSAR 2024 conference in Stockholm, Sweden.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

During 2023, the review of the MELCOR models and PANDA experiments was completed. Based on that review, PANDA tests of relevance and applications for Swiss reactor designs were selected to validate the MELCOR thermal-hydraulic models. As first validation case, the HYMERES HP6_2 test on

natural circulation was modeled and analyzed with MELCOR 2.2. In this context, Sensitivity studies were also performed to evaluate nodalization effects on the validation performance. Overall, the preliminary results obtained so far show a distinct over-prediction of the steam mass. This could be related to an underestimation of condensation effects, which is planned to be further studied in 2024 before launching the second validation case.

Publications

- [1] M. Malicki, Review of MELCOR models for containment thermal-hydraulics and PANDA experiments for validation, 2023, SB-RND-ACT-011-22.001
- [2] OECD/NEA HYMERES PROJECT Hydrogen Mitigation Experiments for REactor Safety, Natural circulation flow, HP6 series, Combined Data and Series Report, TM-42-17-06

Project Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development

Author und Co-author(s): Weimin Ma, Wanhong Wang, Andrei Komlev, Sevostian Behta

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, 2023

Abstract

This project consists of (1) investigation on MSWI (Melt-Structure-Water-Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors, and (2) development of MELCOR capability for assessment of ex-vessel debris bed coolability.

For the study on MSWI phenomena, substantial advances and insights were achieved during 2023 through the following research activities: (i) experimental and numerical studies on melt infiltration in particulate beds; (ii) direct numerical simulation (DNS) of melt pool convection and heat transfer; (iii) penetration failure analysis of the lower head in a boiling water reactor during severe accidents; (iv) ex-vessel corium-structure interactions; (v) experimental investigation on debris bed formation due to metallic melt-coolant interactions; (vi) experimental investigation on steam explosion in various chemical solutions; (vii) experimental and numerical studies on metallic and oxidic melt spreading experiment under dry and wet conditions; and (viii) spray cooling of the external surface of a lower head.

For the MELCOR capability development, a new database for quenching and cooling of two-dimensional conical debris beds during severe accidents was created by COCOMO code calculations. Based on the database a surrogate model (SM) using artificial neural networks (ANNs) was developed to pre-

dict the quench time and heat transfer to the water pools associated with the two-dimensional conical debris beds. The coupled MELCOR/SM code was then applied to simulate a postulated severe accident scenario of a Nordic boiling water reactor (BWR). The results show that the coupled MELCOR/SM simulation could predict the trends of containment pressure and water temperature similar to those of the coupled MELCOR/COCOMO simulation, with a much less computational cost. Compared with the MELCOR standalone simulation, an earlier cavity pool saturation and an earlier containment venting were also foreseen, due to the stronger heat transfer from the debris bed to the water pool during the quench process of a debris bed.

Project goals

The central aim of the project at Royal Institute of Technology (KTH) is to create new knowledge on melt-structure-water-interaction (MSWI) phenomena (e.g., data, insights, models, codes and methodology) which enables reducing uncertainties in quantification of severe accident risks in light water reactors (LWRs). 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 a reactor pressure vessel, melt pool convection and heat transfer, vessel failure modes and corium discharge upon vessel failure, meta rich corium-coolant interactions, ex-vessel corium-structure interactions, ex-vessel corium melt spreading, etc. In addition to the MSWI research, another objective of the project is to further extend the MELCOR capability for debris bed coolability analysis. The present report summarizes the main achievements in the MSWI research and describes the progress in MELCOR capability development during 2023. Detailed

description of achievements can be found in the publications [P01~P18] supported by this project.

Work carried out and results obtained

1. MSWI Research

For the studies conducted during 2023 on MSWI phenomena during severe accidents of light water reactors, the main progress can be briefly summarized as follows:

■ Experiments were carried out to measure the wettability of tin-bismuth eutectic Bi-Sn melt on different material surfaces and to characterize melt infiltration kinetics in one-dimensional particulate beds, respectively. Copper (Cu), stainless steel (SS), Tin (Sn) and Sn-coated SS are chosen as materials of substrates and particles in wettability measurement and melt infiltration study. The experimental data of wettability measurement show that the contact angles of Sn-Bi eutectic on the above-mentioned material surfaces range from 135° to 79°. The results of melt infiltration tests confirmed the significant effect of wettability on melt penetration kinetics. Moreover, melt infiltration was simulated by pore-scale and macro-scale approaches [P01~P02], respectively.

■ In addition to direct numerical simulation (DNS) of molten pool convection in a hemispherical geometry [P03], DNS and RANS approaches were compared for the simulation of the BALL-metal experiment for turbulent natural convection in a melt layer [P04]. The results revealed that DNS reproduced a two-distinct region flow structure observed in experiments, while the k- ω SST model exhibited similar flow patterns. Yet, all simulations overpredicted temperature compared to experimental data, with DNS providing the closest results. The DNS results also achieved better agreement with experimental data in terms of heat flux distribution and energy balance, specifically capturing the transient maximum heat flux on the lateral cooling wall.

■ Using the data of corium in the lower head obtained from the MELCOR simulation of

severe accidents in an BWR, coupled thermo-mechanical analyses using ANSYS were performed for vessel wall failure and penetration weld failure, respectively [P05]. For vessel wall failure analysis, the results revealed that the time and region of vessel failure from MELCOR simulation had a reasonable agreement with the results obtained from the ANSYS simulation. In the analysis of penetration weld failure with a three-dimensional unit volume of three instrument guide tubes (IGTs) on the vessel wall, it was found that the strain failure occurred in all three top welds, while the melt-through failure was only observed in the weld of the farthest IGT. In addition, the penetration weld failures preceded the vessel wall failure.

■ A new research activity was launched to investigate the influence of below-vessel structures (e.g., control rod driving mechanisms) of an BWR on melt discharge upon vessel failure. To address such melt-structure interactions, an effort was conducting a literature study on relevant phenomena under the scope of ex-vessel corium-structure interactions. Another effort was focused on understanding of the ex-vessel structures configuration and on collecting relevant design data of a reference Nordic BWR. Based on the knowledge, a research plan has been conceptualized, including experimental and analytical/numerical approaches.

■ From experimental studies on the characteristics of debris beds forming from melt-coolant interaction using various metallic materials [P06~P09], it was found that the metallic melt with a higher melting point resulted in a stronger heat transfer and more pronounced melt fragmentation. All melt-coolant-interaction tests with metallic materials were prone to rapid solidification, promoting formation of wiry structures or a porous “frozen jet” instead of a particulate debris bed. On the contrary, the tests with oxidic melt of high melting point produced fine fragments and particulate debris beds. The typical metallic debris particles were flake-like with smooth surfaces and large aspect ratios, while the oxidic debris had quasi-spherical shape and small aspect ratios.

■ Various works were conducted in the MISTEE facility to investigate quenching of metallic spheres in seawater, droplet levitation and steam explosion in chemical solutions of $\text{H}_3\text{BO}_3/\text{NaOH}/\text{Na}_3\text{PO}_4/\text{NaCl}$ [P10~P13]. For single-droplet steam explosion in the chemical solutions, the results revealed that the boric acid additive had little impact on steam explosion when the boric acid concentration was lower than 1.2wt.%, but the risk of steam explosion in 3.2wt.% boric acid solution was higher. The neutral solutions with the addition of NaOH and Na_3PO_4 to a boric acid solution significantly offset the influence on steam explosion. Seawater enhanced the occurrence of spontaneous steam explosions, with a clear correlation between increasing salinity and a higher likelihood of steam explosion.

■ Both dry and wet melt spreading tests have been conducted in the CoSMUS facility using metallic and oxidic melt materials [P14]. Melt spreading in dry conditions was fast and dominated by inertial force, while under wet conditions a mixed flow or slow spreading was observed. In wet spreading tests, strong boiling was observed for both metallic and oxidic melt materials. Melt kinetics was obtained from high-speed visualization, and temperatures were measured with thermocouples, short-wave Infrared camera, and long-wave Infrared camera. A code of Moving Particle Semi-implicit (MPS) method was developed to simulate melt spreading under both dry and wet conditions [P15~P16].

■ For the potential application of spray cooling in an in-vessel melt retention strategy of nuclear reactors because of its superior heat removal efficiency, the dynamics of a liquid film on the downward-facing surface resulting from the multi-nozzle spray in the SPAYCOR experiment at KTH was numerically simulated by using a coupled Eulerian-Lagrangian method [P17]. The predicted film morphology shows a good agreement with the experimental observation. The influential factors such as inclination of the heater surface, nozzle-to-surface distance and nozzle-array layout were also investigated numerically.

2. MELCOR capability development

The MELCOR code simulates corium behavior in the reactor cavity through the CAV package, including corium-coolant heat transfer, molten-core concrete interaction, etc. [1]. The CAV package uses an axisymmetric system of the concrete cavity retaining corium in one-or several layers. Once the corium is transferred to the CAV package, it is assumed to cover the entire area of the cavity floor instantaneously, without any modelling of melt fragmentation and spreading process. The corium on the cavity floor is treated in such a lumped way that it is a continuous melt layer with uniform properties and temperature. Heat transfer between the melt layer and the overlay water pool in the cavity is considered through a boiling curve at the from the top surface. The heat flux determines the temperature of the corium layer [1-3]. Therefore, MELCOR lacks the capability to simulate the cooling of a debris bed due to water ingress into the porous media. Such a debris bed may form in the reactor cavity if the cavity is flooded with water upon the occurrence of a severe accident, as adopted in the severe accident management of Nordic boiling water reactors.

To overcome the limitation of MELCOR, the coupled MELCOR/COCOMO simulation [3] was employed to capture the cooling process of ex-vessel debris beds. However, it requires a much higher computational cost than MELCOR standalone calculation due to slow iterations in COCOMO calculation. This prevents the coupled MELCOR/COCOMO simulation from applications that require lots of sample cases, e.g., best estimate plus uncertainty (BEPU) analyses or probabilistic safety analysis. As a result, we developed surrogate models (SM) to replace the COCOMO code in the coupled approach so that the key characteristics of cooling process of ex-vessel debris beds can be captured without increasing the burden of MELCOR calculation. Our previous studies provided two surrogate models coupled with MELCOR for estimates of dry-out heat fluxes of conical debris beds [4] and quenching process of one-dimensional debris beds [P18] in the cavity of a Nordic BWR.

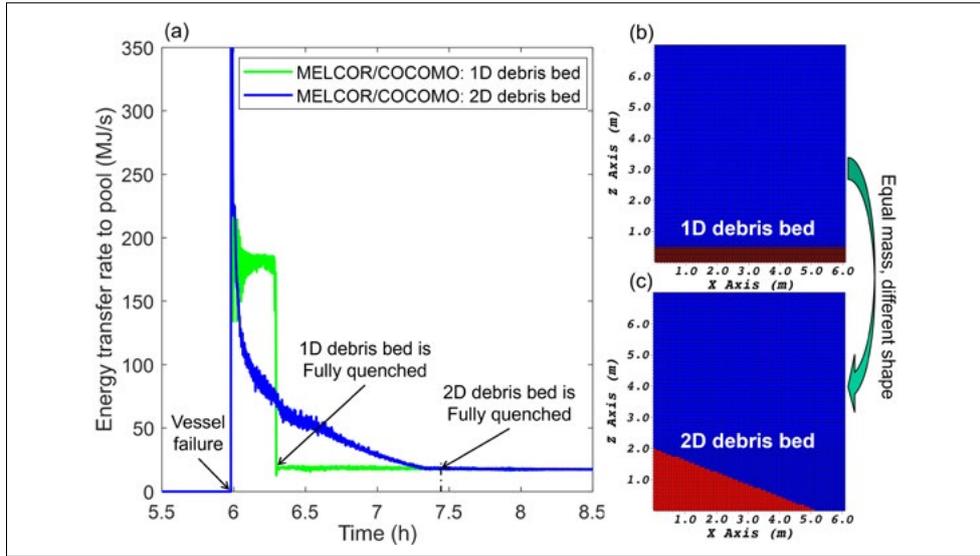


Figure 1: Energy transfer rates to the water pool (a) from MELCOR/COCOMO calculations for mass-equivalent 1D debris bed (b) and 2D debris bed (c).

Debris bed	Output	Quench time (s)	Temperature when 2D debris bed is fully quenched (K)
1D		1143	418.3
2D		4870	418.6

Table 1: Quench times and final temperatures for mass-equivalent 1D and 2D debris beds.

The recent work is to advance the previous work [P18] to conical debris beds [3–4], aiming to extend the MELCOR capability calculating the quenching process of two-dimensional debris beds at a comparable accuracy as the coupled MELCOR/COCOMO simulation and an equivalent computation cost as MELCOR standalone. To achieve that, a new surrogate model (SM) was developed and integrated with the previous SM for energy transfer rate from debris bed to water pool, and a new MELCOR/SM interface was designed for two-dimensional conical debris beds.

Figure 1 presents energy transfer rates to the water pool from MELCOR/COCOMO simulations for a homogenous debris bed (1D) and a mass-equivalent conical debris bed (2D). The difference of the two debris beds is their shape [3]. Figure 1 shows that the energy transfer rate of the 2D debris bed during the quench process decreases nonlinearly and gradually to the decay power level, which is different from the sudden drop in the 1D debris bed when it is fully quenched. Table 1 contains quench times and final temperatures of the 1D and 2D debris beds. The final temperatures of the 1D and 2D debris beds

at fully quenching are nearly the same. This feature indicates that the cumulative energy transfer to the water pool is the same. This implies that the energy transfer rate of the 2D debris bed can be obtained from its mass-equivalent 1D debris bed.

The energy transfer rate for the 1D debris bed, q_{1D} , can be simplified as Eq. (1), where c and m denote specific heat capacity and mass of the 1D debris bed, T_i and T_f represent initial and final temperature of the 1D debris bed after quench process, and t_{1D} is quench time of the 1D debris bed. q_d is the decay power of the debris bed that decreases with time.

$$q_{1D} \approx \begin{cases} \frac{c \cdot m \cdot (T_i - T_f)}{t_{1D}} & t \leq t_{1D} \\ q_d(t) & t > t_{1D} \end{cases} \quad (1)$$

From the view of energy conservation, the cumulative energy release to the water pool during the quench process in the 2D debris bed, Q_{2D} , can then be described as Eq. (2), where t_{2D} denotes the quench time of the 2D debris bed with equivalent mass as the 1D debris bed.

$$Q_{2D} \approx \int_0^{t_{2D}} q_{1D} dt = \int_0^{t_{1D}} \frac{c \cdot m \cdot (T_i - T_f)}{t_{1D}} dt + \int_{t_{1D}}^{t_{2D}} q_d(t) dt \quad (2)$$

Parameter	Minimum	Maximum
Mass of debris beds (ton)	50	300
Initial temperature of debris beds (K)	1200	2000
Decay power (MW)	5	40
Porosity	0.3	0.6
Particle diameter (mm)	1	5
Pressure in cavity (bar)	1	6
Pool temperature in cavity (K)	290	330
Cavity radius (m)	4.5	6.5
Slope angle of debris bed (°)	0	45

Table 2:
Input parameters
and their ranges.

Once the cumulative energy transfer during the quench process is calculated by Eq. (2), a simplified energy transfer rate curve can then be designed according to Eq. (3), where q_{2D} denotes energy transfer rate to water pool for the 2D debris bed, $f(t)$ is assumed to be a quadratic function to capture the nonlinear decrease of energy transfer rate during the quench process. $f(t)$ in Eq. (3) is determined by the continuity of the curve at t_{2D} and cumulative energy during quench process Q_{2D} , as defined in Eq. (4)–(5).

$$q_{2D} \approx \begin{cases} f(t) & t \leq t_{2D} \\ q_d(t) & t > t_{2D} \end{cases} \quad (3)$$

$$Q_{2D} = \int_0^{t_{2D}} f(t) dt \quad (4)$$

$$f(t_{2D}) = q_d(t_{2D}) \quad (5)$$

Figure 2 presents an energy transfer rate curve for the 2D debris bed. During the quench process the energy transfer rate decreases gradually to the decay power level when it is fully quenched. The cumulative energy transfer is equal to that of the mass-equivalent 1D debris bed. The curve during the quench process is fitted as quadratic function to capture the nonlinear decrease. After it is fully quenched, the energy transfer rate is assumed as decay power.

In the surrogate model, nine input parameters are chosen for the development of an ANN to predict quench times of conical debris beds. They include six parameters related to bed properties (i.e., mass of debris beds, initial temperature of debris beds, decay power, porosity and particle diameter, slope angle of debris bed) as well as three parameters associated with pool conditions (i.e., pressure in the cavity, pool temperature and cavity radius). The ranges of the nine input parameters are presented in Table 2 and

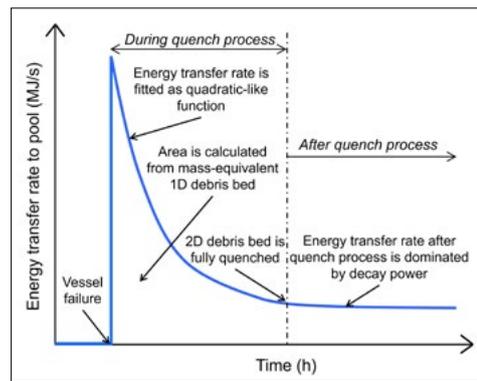


Figure 2:
Energy transfer rate
curve for a 2D conical
debris bed.

determined based on literature and subjective judgement [3–4].

The network topology in Figure 3 shows the structure of the ANN in MATLAB for quench times of conical debris beds. The structure is determined from trial-and-error tests with various nodes in the hidden layer. A total of 250 COCOMO calculations are employed to build the database for developing the ANN, among which 70% are applied for training, 15% for testing and 15% for validation.

Figure 4 compares outputs (ANN prediction) with targets (results of COCOMO simulation). R is the correlation coefficient. A value close to 1 indicates a good accuracy and strong correlation between outputs and targets. The calculated R for each group of COCOMO cases is larger than 0.99, which indicates the developed ANN has a quite good prediction capability for the quench time of 2D conical debris beds.

After the ANN is developed, it is connected to Eq. (1) to Eq. (5) for generating the energy transfer rate curves for conical debris beds, forming the surrogate model (SM) in python scripts. The SM is then coupled with MELCOR using the platform as described in the previous work [P18].

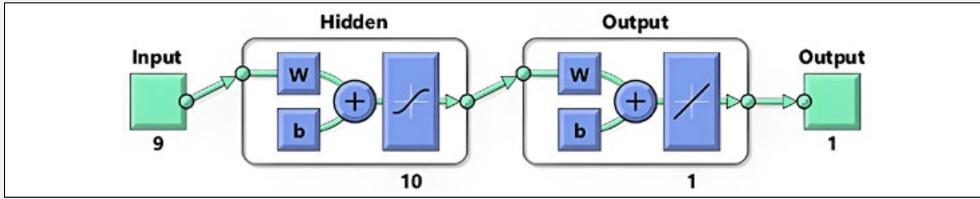


Figure 3: Structure of the ANN for quench time of conical debris beds.

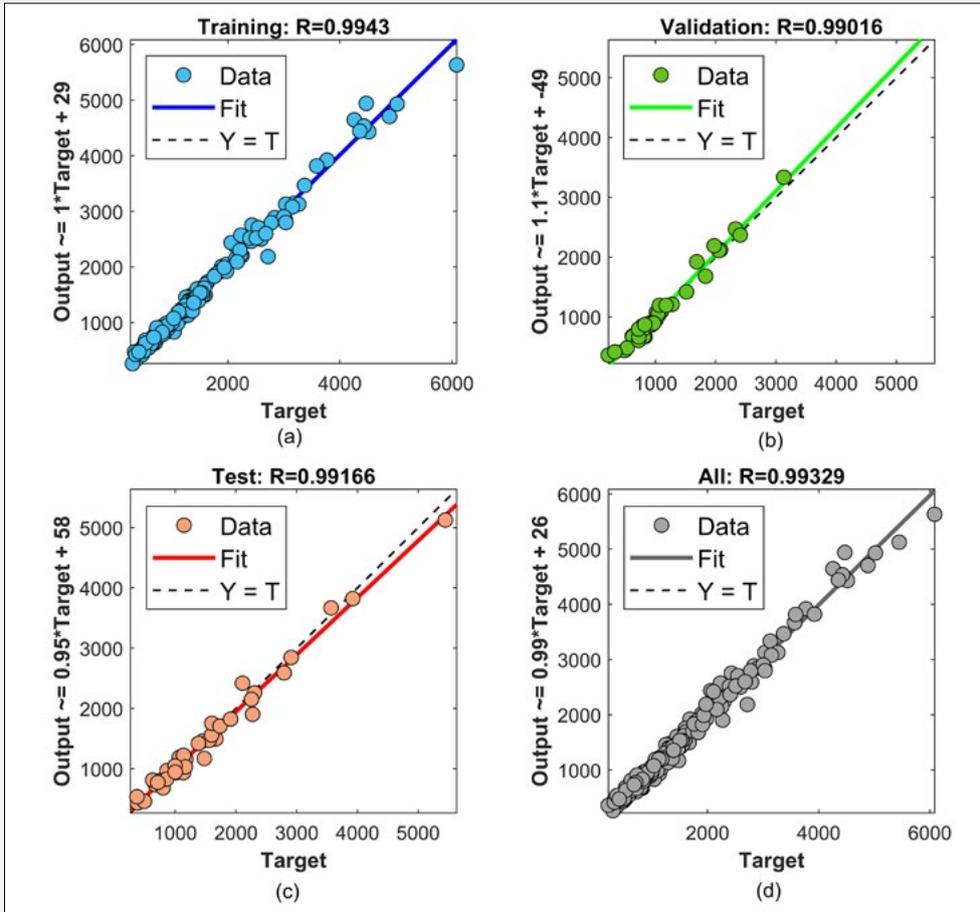


Figure 4: Regression plots of (a) training data, (b) testing data, (c) validation data and (d) all data for the ANN for quench time of 2D conical debris beds.

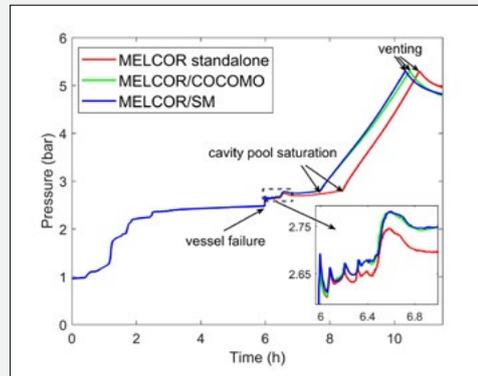


Figure 5: Containment pressure from different simulations.

Output	Method	MELCOR/COCOMO	MELCOR/SM
T_r (K)		418	410
t_{2D} (s)		4870	4432

Table 3: Parameters predicted by two coupled calculations.

The coupled MELCOR/SM is applied to simulate a postulated severe accident scenario due to station blackout (SBO) in a Nordic BWR, with the formation of a debris bed in the reactor cavity. The initial and boundary conditions (mass, porosity, particle size, pressure, temperature, etc.) of the 2D debris bed are the same as the 1D debris bed [P18], but the 2D bed has a conical shape with the slope angle of 22°.

Table 3 shows the quench times and final temperatures of the 2D debris bed predicted by the coupled MELCOR/SM calculation and the coupled MELCOR/COCOMO, respectively. The comparable values indicate that the SM has a good predictive capability.

Figure 5 shows trends of containment pressure predicted by MELCOR standalone, MELCOR/SM and MELCOR/COCOMO. The differences start after vessel failure when the corium is ejected to the reactor cavity. In coupled simulations, the containment pressure increases obviously faster due to stronger heat transfer to water pool from water ingress into the debris bed. As a result, compared with MELCOR standalone simulation, coupled MELCOR/COCOMO and MELCOR/SM simulations predict earlier points of time for both water pool saturation and venting activation. It is worth noting that the coupled MELCOR/SM predicts slightly faster containment pressure increase after the water pool is saturated, due to slightly larger heat transfer rate after the conical debris bed is fully quenched in coupled MELCOR/SM simulation than in MELCOR/COCOMO simulation. Despite that, the coupled MELCOR/SM offers generally similar containment pressure trend as the coupled MELCOR/COCOMO simulation. As for computational time, around 45 h is needed to accomplish MELCOR/COCOMO simulation while only around 7 h is needed in the MELCOR/SM simulation under the environment of eight-core CPU (Intel Xeon E5-2620 v4 @2.10GHz) and 32 GB RAM. The contrast infers the advantage of MELCOR/SM simulation in computational efficiency.

3. Summary

A significant progress in this project was made and important findings were obtained during the year 2023. In particular, the contact angles of Sn-Bi eutectic on the surfaces of Cu, stainless steel (SS), Sn and Sn-coated SS were measured to range from 135° to 79°. The significant effect of wettability on melt penetration kinetics was confirmed by experimental and numerical studies. Both DNS and RANS approaches were employed to simulate the BALI-metal experiment for turbulent natural convection in a melt layer, and the results revealed that DNS reproduced a two-distinct region flow structure observed in experiment, while the k- ω SST model predicted similar flow patterns. An analysis of penetration weld failure with three instrument guide tubes (IGTs) on the vessel wall indicated strain failure occurred in all three top welds, and the penetration weld failures preceded the vessel wall failure. A research plan has been conceived to investigate the influence of below-vessel structures (e.g., control rod driving mechanisms) of an BWR on melt discharge upon vessel failure, based on a literature review and a scrutiny of the ex-vessel structures of a reference Nordic BWR. The characteristics of debris beds forming from melt-coolant interactions of metallic and oxidic materials were quite different: metallic melt was prone to formation of wiry structures, while oxidic melt produced fine fragments and particulate debris beds. For single-droplet steam explosion in chemical solutions, the explosion probability was higher in 3.2wt.% boric acid solution, but the neutral solutions with the addition of NaOH and Na₃PO₄ to the boric acid solution significantly offset the influence on steam explosion. Both dry and wet melt spreading tests have been conducted in the CoSMUS facility using metallic and oxidic melt materials, and melt kinetics and temperatures were obtained from high-speed visualization and measurements of thermocouples, short-wave Infrared camera and long-wave Infrared camera. A Moving Particle Semi-implicit (MPS) method was employed to simulate melt spreading under both dry and wet con-

ditions. The dynamics of a liquid film on the downward-facing heater surface resulting from the multi-nozzle spray in the SPAYCOR experiment at KTH was numerically simulated by using a coupled Eulerian-Lagrangian. Based on a database developed from COCOMO simulation, a surrogate model (SM) was developed to predict the quenching and cooling of ex-vessel two-dimensional conical debris beds. The coupled MELCOR/SM simulation was employed to simulate a SBO scenario of a Nordic BWR with flooding of the reactor cavity. The comparative results of MELCOR/COCOMO and MELCOR/SM simulations confirmed the reasonable accuracy and good efficiency of the coupled MELCOR/SM simulation for predicting the cooling of ex-vessel conical debris beds.

International Cooperation

The research activities in this project at Royal Institute of Technology (KTH) are jointly supported by APRI (consortium of SSM and Swedish nuclear power companies), SSM (Swedish Radiation Safety Authority), ENSI (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate), and CNPE (China Nuclear Engineering Co. Ltd.).

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

The research plan for the project in 2023 has been accomplished successfully. The outcomes include development of both experimental and analytical capabilities to investigate MSWI (Melt-Structure-Water-Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors, as well as creation of experimental data bases on melt wettability and infiltration, melt-coolant interactions, steam explosion in chemical solutions, and melt spreading. The extension of MELCOR capability toward simulation of the cooling of ex-vessel conical debris beds has been realized through development of a surrogate model (SM) and a coupled MELCOR/SM approach.

As we enter 2024, the project continues a high performance in more data generation and methodology development, to reduce uncertainties in quantification of core melt

risk in severe accidents of light water reactors. Studies will be further extended or initiated in six topical areas of the work plan: (i) experiment/simulation of debris bed remelting; (ii) coupled thermos-mechanical analyses of vessel failure modes; (iii) simulation/experiment on ex-vessel corium-structure interactions; (iv) application of research results to reactor safety analysis; (v) experiment/simulation of spray cooling of downward-facing heater surfaces; and (vi) integration of surrogate models for coupled MELCOR/SM analyses of various accident scenarios with ex-vessel debris beds.

Publications

■ [P01] L. Zhao, Y. Xiang, W. Ma, S. Bechta: **Numerical simulation of melt penetration in debris beds using MPS method**, *Progress in Nuclear Energy* 167:104982, 2024.

■ [P02] L. Chen, A. Komlev, W. Ma, S. Bechta: **A numerical study of melt penetration into a particulate bed**, *The 20th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-20)*, Washington D.C., USA, |August 20-25, 2023.

■ [P03] B. Bian, D. Dovizio, W. Villanueva: **Direct numerical simulation of internally heated natural convection in a hemispherical geometry**, *International Journal of Heat and Mass Transfer* 220:124997, 2024.

■ [P04] B. Bian: **CFD Study of Molten Pool Convection in a Reactor Vessel during a Severe Accident**, *Doctoral Dissertation*, Royal Institute of Technology, Stockholm, 2023.

■ [P05] H. Wang: **Thermo-mechanical Assessment of Reactor Pressure Vessels of Light Water Reactors During Severe Accidents**, *Doctoral Dissertation*, Royal Institute of Technology, Stockholm, 2023.

■ [P06] Y. Xiang, D. Fang, D. Liang, Y. Deng, W. Ma: **Experimental investigation on ex-vessel debris bed formation from metallic melt coolant interactions**, *International Journal of Thermal Sciences* 192: Part A:108398, 2023.

■ [P07] Y. Xiang, Y. Deng, D. Fang, N. Zhao and W. Ma: **Experimental investigation on ex-vessel debris bed formation using low melting-point melt of binary metals**, *Progress in Nuclear Energy* 157:104564, 2023.

■ [P08] Y. Xiang, D. Liang, A. Komlev, Y. Deng, D. Fang, W. Ma: **An experimental investigation on melt coolant interactions with both metallic and oxidic simulants**, *Applied Thermal Engineering* 233: 121186, 2023.

■ [P09] Y. Xiang: **Study on Metallic Melt Coolant Interactions and Debris Bed Formation in a Water Pool**, Doctoral Dissertation, Royal Institute of Technology, Stockholm, 2023.

■ [P10] Q. Guo, Y. Deng, W. Ma: **An experimental study on quenching of metallic spheres in seawater**, *Experimental Thermal and Fluid Science* 148: 110990, 2023.

■ [P11] Y. Deng, Q. Guo, D. Fang, Y. Xiang, W. Ma: **A numerical study on the levitation system for droplet preparation in a fuel-coolant interaction experiment**, *Progress in Nuclear Energy* 159: 104639, 2023.

■ [P12] Y. Deng, Q. Guo, D. Fang, Y. Xiang, W. Ma: **An experimental study on droplet quench and steam explosion in boric acid solutions**, *Progress in Nuclear Energy* 166: 104970, 2023.

■ [P13] Y. Deng, Q. Guo, Y. Xiang, D. Fang, W. Ma: **An experimental study on the effect of chemical additives in coolant on steam explosion**, *International Journal of Heat and Mass Transfer* 218: 124818, 2024.

■ [P14] M. Punetha, L. Zhao, A. Komlev, A. Konvalenko, W. Ma, S. Bechta: **Recent studies of dry and wet spreading of corium simulant melt at KTH**, *The 11th International Conference on Multiphase Flow (ICMF-2023)*, Kobe, Japan, 2–7 April 2023.

■ [P15] L. Zhao, M. Punetha, W. Ma, A. Konvalenko, S. Bechta: **Simulation of melt spreading over dry substrates with the moving particle semi-implicit method**, *Nuclear Engineering and Design* 405: 112229, 2023.

■ [P16] L. Zhao, W. Ma, S. Bechta: **Numerical study on melt underwater spreading with MPS method**, *Annals of Nuclear Energy* 181: 109581, 2023.

■ [P17] D. Fang, Y. Xiang, Y. Deng, W. Ma: **A numerical study of liquid film dynamics in multi-nozzle spray cooling of downward-facing surface**, *International Journal of Multiphase Flow* 161: 104383, 2023.

■ [P18] W. Wang, Y. Chen, W. Ma: **Development of a surrogate model for quenching estimation of ex-vessel debris beds and its coupling with MELCOR**, *Annals of Nuclear Energy* 190: 109883, 2023.

References

- [1] L.L. Humphries, B.A. Beeny, F. Gelbard, D.L. Louie, J. Phillips, **MELCOR Computer Code Manuals Vol.2: Reference Manual**. Albuquerque, NM 87185-0748, 2017.
- [2] L.L. Humphries, B.A. Beeny, F. Gelbard, D.L. Louie, J. Phillips, **MELCOR Computer Code Manuals Vol.1: Primer and Users' Guide**. Albuquerque, NM 87185-0748, 2017.
- [3] Y. Chen, H. Zhang, W.M. Ma, **Coupled MELCOR/COCOMO analysis on quench of ex-vessel debris beds**. *Annals of Nuclear Energy* 165: 108643, 2022.
- [4] Y. Chen, W.M. Ma, **Development and application of a surrogate model for quick estimation of ex-vessel debris bed coolability**. *Nuclear Engineering and Design* 370: 110898, 2020.
- [5] P. Dietrich, **Expansion of the Severe Accident Code MELCOR by Coupling External Models**. doctoral dissertation, Karlsruhe Institut für Technologie (KIT), 2016.
- [6] Y. Chen, H. Zhang, W. Villanueva, W.M. Ma, S. Bechta, **A sensitivity study of MELCOR nodalization for simulation of in-vessel severe accident progression in a boiling water reactor**. *Nuclear Engineering and Design* 343: 22–37, 2019.

Radiation Protection Research at PSI

Author and Co-author(s): E. G. Yukihiro,
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, E-mail, Internet address:
+41 56 310 2338, sabine.mayer@psi.ch,
www.psi.ch

Duration of project:

1 January 2023 until 31 Dezember 2023

Abstract

This report summarizes the advancements in radiation protection research at the Paul Scherrer Institute (PSI), highlighting a wide array of initiatives. PSI experts participated actively in national and international committees, including the European Radiation Dosimetry Group and the German-Swiss Association for Radiation Protection, where they contributed to discussions on radiation protection standards and practices. The report also emphasizes methodological innovations in radioanalytics, notably in the development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for various applications, such as decontamination of rubber flooring materials in laboratories, improving detection limits for environmental radionuclides, and refining separation techniques for complex isotope mixtures. Additionally, the report showcases PSI's role in aeroradiometric exercises. It also describes the development and characterization of radiation protection instruments and dosimeters, including advances in Monte Carlo simulations and the development of calibration procedures for clearance monitors, further development of a neutron dosimetry system at PSI and improvements in neutron detector materials. The supervision of three PhD students on projects ranging

from luminescence dosimetry to airborne gamma-ray spectrometry underscores PSI's commitment to academic excellence and innovation. Furthermore, the report details PSI's response to ad-hoc problems posed by ENSI, specifically on neutron measurement in nuclear power plants, highlighting the practical applications of our research. The institute's extensive collaboration with national and international bodies reflects its important role in the scientific community, as evidenced by the numerous publications and conference presentations listed in the report.

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.

Work carried out and results obtained

A. Participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry

During the reporting period, experts from PSI actively participated in various national and international committees focused on radiation protection. They were involved in the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS), the German-Swiss Association for

Radiation Protection, and the Expert Group Airborne Gamma-Ray Spectrometry. Additionally, PSI experts attended a Consultancy Meeting at the International Atomic Energy Agency, discussing new operational quantities in radiation protection based on International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) Report 95. They also participated in the EURADOS 2023 Annual Meeting and engaged in several EURADOS Working Groups. Furthermore, in the German-Swiss Association for Radiation Protection, they took part in the 97th and 98th Dosimetry Working Group meetings and the 75th Working Group meeting on Waste Disposal.

B. Development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for the determination of the activity and the detection of anthropogenic radionuclides

Flooring materials from decommissioning works. The objective of this study is to investigate and improve methods for decontaminating rubber flooring materials in chemical laboratories, specifically focusing on those contaminated with radioactive substances. Prior research has demonstrated that flooring materials like Novilon, rubber, and linoleum can be effectively processed through a two-step ashing method, resulting in successful chemical separation and fusion. This process yielded high tracer recoveries for radioactive elements such as ^{243}Am , ^{242}Pu , and ^{85}Sr . This year, the study focused on rubber flooring, commonly employed in PSI laboratories, to test decontamination effectiveness. The research involved deliberately contaminating rubber floor samples of 5 cm diameter with radioactive substances and then evaluating the thoroughness of sur-

face decontamination at intervals of 1, 6 and 12 months. Initial experiments used a combination of ammonium chloride and iron (III) thiocyanate ($3 \text{ NH}_4\text{Cl} + \text{Fe}(\text{SCN})_3$; red color) to mimic radioactive contamination. These tests highlighted the challenge of achieving an evenly distributed contamination on the non-absorbent rubber surface. A notable observation from these experiments was that heating the contaminated samples under a lamp caused them to bend, resulting in contamination concentrated at two specific spots. To counter this issue, future experiments will employ colored ethanol solutions, aiming to achieve a more evenly spread contamination. The study aims to ensure that radioactive contamination on rubber flooring in laboratory environments can be fully and effectively removed, thus maintaining a safe working environment.

Optimization of detection limits for ^{90}Sr in environmental samples. To improve the detection limits for ^{90}Sr in soil samples further, a test was done on the ^{90}Sr separation only based on the protocol described in an internal standard procedure (AARA30). This time 60 g and 90 g dried soil matrix were wet- and dry-ashed before Ca-oxalated precipitation. After centrifugation, the precipitate was dissolved and wet-ashed with conc. HNO_3 and evaporated. Separation was done on Sr-Resin (Triskem, France). The ^{85}Sr tracer recoveries were 55% and 58% for 60 g and 90 g, respectively. The detection limit could be lowered from 0.43 Bq/kg to 0.23 Bq/kg by measuring 60 min per sample and liquid scintillation cycle. Since the recoveries were lower compared to the first study ($82\% \pm 1\%$, $n = 3$), the detection limits did not improve much when choosing the Am, Pu and Sr separation with DGA (Triskem, France) preconcentration step. As a next step, Sr recovery will be meas-



Figure 1: Five-cm diameter rubber flooring circles contaminated by simple spraying from 11.5 cm distance.

ured gravimetrically, which will allow for lower detection limits measured by the proportional counter LB 790.

Optimization of chemical separation of $^{36}\text{Cl}/^{129}\text{I}$ mixtures. In response to the requirements of our collaborative research with NAGRA rock laboratories, we aimed to efficiently and concurrently separate the isotopes ^{36}Cl and ^{129}I from an aqueous matrix. To achieve this, we employed the Triskem Cl-column, a method that utilizes the differential solubility of Ag^+ -halide, SCN^- and S^{2-} salts for chemical separation. Nevertheless, we encountered challenges with the standard operational guidelines of the column. Specifically, following the manual's specifications often led to inadequate separation yields. We also faced issues with high quench levels and chemoluminescence in the liquid scintillation counting (LSC) process, mainly due to Ag_2S salt leakage into the LSC cocktail. Additionally, the yields for Cl and I were inconsistent, with one often being significantly higher than the other. Another critical problem was the breakdown of sample solubility in the LSC cocktail, resulting in phase separation. To overcome these challenges, we conducted a series of experiments to characterize and adjust the process. Our solution involved reducing some concentrations, partially loading the column, and altering the scintillation cocktail mixture. We also had to exercise caution with larger sample volumes, considering the halogen loading capacity of the resin is limited to 6 mg/g. This study underscores the complexity and sensitivity involved in separating Cl- and I-isotopes from a mixture. It highlights the need to optimize the separation procedure for specific sample matrices to accurately quantify both radioactive halogenides.

Introduction of mass spectrometry in radioanalytics. The potential and advantages of an Inductively Coupled Plasma Mass Spectrometer (ICP-MS) for the Radioanalytics Group were evaluated. The assessment of existing ICP-MS devices in Switzerland, located in controlled areas, was conducted. Following this initial evaluation, an ICP-MS system, possibly coupled with laser ablation (ICP MS/

MS or ICP QQQ with LA), is considered suitable for meeting the high analytical demands of decommissioning samples composed of various matrices. Moreover, no combined LA-ICP-MS systems are currently available in any controlled area in Switzerland. The next steps include an informal request for offers from possible providers of laser ablation and ICP MS devices for comparison. The official WTO tender will be initiated after the evaluation of available devices.

Testing the mass-dependent gross-alpha/gross-beta trial method on real samples.

The goal of this study was to establish a simple measurement technique to determine whether decommissioning samples show alpha- and/or pure beta-emitter activity concentrations. This would allow to reduce nuclide specific analysis. Therefore, nuclide specific alpha and beta mass-dependent efficiency curves were determined by a proportional counter (LB 790). The method was tested on real samples with the outcome that indeed alpha and/or pure beta activity can be determined, yet the nuclides responsible cannot be evaluated. To conclude the study, the effect of alpha/beta and beta/alpha crosstalk on the real samples was determined and a technical report was written.

Analysis of ^{36}Cl in polymer samples. The goal of this study was to develop and standardize a reliable method for the quantitative determination of the long-lived ^{36}Cl in polyvinyl chloride (PVC), a common material in decommissioned nuclear facilities. ^{36}Cl (half-life of 301,000 years) is generated via neutron activation of ^{35}Cl and decays by emitting beta radiation. While direct measurement of ^{36}Cl in aqueous samples is possible using liquid scintillation counting, the challenge lies in extracting chlorine bound within PVC. This extraction process needs to be standardized, ensuring traceability to primary standards in accordance with ISO 17025 requirements. To address this, we used PSI's neutron source at the Neutron Activation Analysis (NAA) facility, part of the Swiss Spallation Neutron Source (SINQ), to produce ^{36}Cl in PVC pills. These pills are then used as reference materials for method development. However,

our initial analysis of these pills identified an interfering byproduct, ^{35}S , another beta emitter with a much shorter half-life. This byproduct caused a change in the color of the PVC pills from transparent to black after irradiation, complicating the analysis due to its lower beta-energy compared to ^{36}Cl . Moving forward, our approach involves using microwave digestion with sodium hydroxide to extract chlorine from the PVC matrix at high temperatures. This method aims to release chlorine effectively while capturing it in an alkaline medium, paving the way for accurate and standardized measurement of ^{36}Cl in PVC from decommissioned nuclear facilities.

Intercomparisons. The radioanalytics group participated in several intercomparison studies. The first was the analysis of actinides in stool ash, conducted by Procorad. The second was the IAEA Almera Tel 04 intercomparison study; the application process for this study took place in March, and the samples were sent in the last two weeks of June. The next studies were the yearly gamma proficiency tests mandated by the Federal Office of Public Health (FOPH) and samples prepared by the Institut de radiophysique (IRA) Lausanne and beta/gamma emitters in milk by Max Rubner Institute, including the short-lived ^{89}Sr . Furthermore, the radioanalytics group prepared the samples and evaluated the results for ^3H in urine for the dosimetry interlaboratory test 70/2023, mandated by FOPH.

C. Scientific support for aeroradiometric (ARM) exercises

The scientific report covering both civil (ARM22c) and military (ARM22m) parts of last year's exercise was published as PSI report (see Publications). The civil and military parts of the annual exercise ARM23 were performed between June 19th and 23rd (ARM23c) and between September 11th and 15th (ARM23m). Fig. 2a shows an overview of the ARM23 flight lines. According to the alternating schedule of the annual ARM exercises, the environs of the nuclear power plants Gösgen (KKG) and Mühleberg (KKM, in decommissioning) were surveyed with an extension of the measuring area to the south of KKG. No man-made radionuclides were detected over the KKG premises or over the additionally measured areas. Photon radiation from ^{60}Co , originating from material stored on the KKM premises during the decommissioning process, was clearly detected from the air (Fig. 2b). ENSI confirmed that this material is permanently monitored and meets the legal requirements. No artificial radionuclides were detected outside of either plant's premises. One of the ARM23c exercise days was dedicated to a combined source search exercise with the ARM system in conjunction with specially equipped drones of Spiez Laboratory/armasuisse and Arktis Radiation Detectors Ltd (Fig. 3). The combination of a quick overview of the search area using the ARM helicopter and a detailed search of the identified hot spots with drones at lower altitudes proved to be highly effective in providing ground teams with precise locations

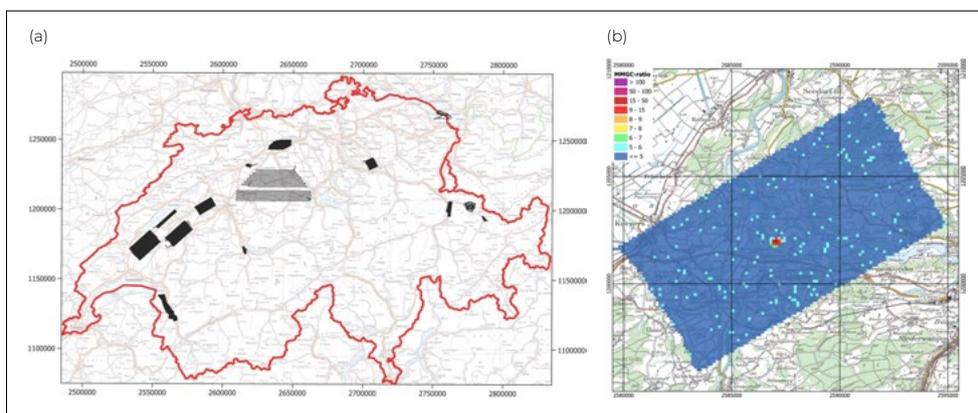


Figure 2:
(a) Flight lines of ARM23; (b) map of the man-made gross count (MMGC)-ratio over the vicinity of KKM.



Figure 3: Drones with attached measuring systems used during the ARM23c source search exercise (front: Arktis Radiation Detection Ltd, back: Spiez Laboratory/ armasuisse).

of the radioactive sources placed within the exercise area. The 11th International Airborne Radiometry Technical Exchange, organized by the National Emergency Operations Center (NEOC), took place in Spiez from September 18th to 22nd with 60 participants from 18 countries.

D. Characterization of radiation protection measuring instruments and dosimeters and further development of measuring methods and techniques

Monte Carlo simulation of clearance monitors and their validation for the free release of materials. The Monte-Carlo (MC) simulation tool for determining the efficiency of clearance monitors (CM) has been used since 2022 to support the calibration tasks performed at PSI. In 2023 further studies on the geometrical effects were carried out to determine dependencies on the activity distribution, the geometrical disposition of the material inside the measurement chamber, the filling level of the measurement chamber, among others. Preliminary results of these studies were presented at two conferences (see Publications). A manuscript, describing the dependency of the calibration factors of the CM RTM661/440Inc (Mirion Technologies (Canberra) GmbH, Rüsselsheim) on

the mass of the material being measured, is under review. Moreover, a study focused on the activity distribution and filling level of the measurement chamber is currently being carried out for the HWM-1800 (Ludlum GmbH, Hamburg). A second manuscript reporting a novel calibration methodology for concrete blocks from the decommissioning of the shielding of one of the injectors of the High Intensity Proton Accelerator (HIPA) for the HWM-1800 is currently under internal review. Additionally, a manuscript comparing different optimization procedures of the MC simulations of clearance monitors was published (see Publications).

Development of a calibration and validation procedure in accordance with Guideline ENSI-G13 for measurement systems with large areas equipped with continuous material handling systems. In 2023, the project's focus shifted to developing a method for calibrating a laundry monitor system to measure 2-mm thick steel plates. The system, consisting of 12 detectors arrayed above and below a conveyor belt, operates similarly to the CoMo-170 detector but with a larger active area (400 cm² instead of 170 cm²). Key activities included assessing beta nuclide absorption in steel and the beta sensitivity of the detectors. Using theoretical modeling

Nuclide	Mean energy [keV]	Range [mm] (99 % Beta absorption)		
		NIST*	Method 1 (Theory)	Method 2 (FLUKA)
¹⁴ C	49.47	0.01	0.02	0.02
⁹⁹ Tc	84.61	0.03	0.04	0.04
³⁶ Cl	247.10	0.13	0.08	0.17
⁹⁰ Sr/ ⁹⁰ Y	551.92	0.41	0.37	0.55

* National Institute of Standards and Technology, <https://dx.doi.org/10.18434/T4D01F>

Table 1: Ranges in steel of the beta particles emitted by different radionuclides, according to NIST, a theoretical model for calculation and MC simulations.

and Monte Carlo simulations, we analyzed the penetration of beta particles in steel, crucial for detecting contamination within the material. Table 1 shows the results comparing the range of beta particles in steel determined by two methods with data from the US National Institute for Standards and Technique (NIST). Results indicated that beta rays with energies above 200 keV are detectable even when the source is inside the steel. Comparisons with NIST data highlighted discrepancies due to geometrical effects and the theoretical model's exclusion of back-scattered electrons. Beta sensitivity tests were conducted with various radionuclides (¹⁴C, ³⁶Cl, ⁹⁰Sr/⁹⁰Y and ⁹⁹Tc wide area sources), revealing the laundry monitor's higher sensitivity compared to the CoMo-170, especially at closer distances.

Source scanner for the comparison of surface emission rates of wide area reference sources. We developed a source scanner designed to compare the surface emission rates of wide-area reference sources used in calibrating surface contamination monitors (Fig. 4). These reference sources, notable for their certified photon emission rates, often vary in geometry despite having identical emission characteristics. The scanner operates based on the principle that the integral of count rate over an area is independent of the angular detector response, as long as the entire area affected by the source emissions is covered. An automatic x-y-table moves the source horizontally across a fixed detector array, employing an adaptive triangular grid for spatial resolution. This grid refines resolution in areas with higher count rate gradients, with the measurement at each grid point being the average net count rate across its vertices, multiplied by the triangle's area. Thousands of measuring points

are needed for sufficient resolution, with each point taking about a minute to measure, resulting in a week-long process for a single source. The study also notes the recent inclusion of a 3 inch × 3 inch NaI detector to the scanner system, enhancing its efficiency, particularly for high energy photon radiation, with ongoing tests to assess the reproducibility of these measurements.

Neutron detectors for personal dosimetry. A neutron reader system built at PSI (NERD) was used in study organized by the EURADOS Working Group 2. The aim is to improve the polyallyl diglycol carbonate (PADC) detectors for personal neutron dosimetry and investigate the properties of the available PADC readers. Through a comparison with our commercial PADC reader (TASL Imaging Systems), it was demonstrated that both systems exhibit the same energy response. This is a key result on the way to obtaining accreditation for the NERD.

Neutron detector for environmental dosimetry. The current system for environmental and area dosimetry at PSI uses fission track foils coupled with uranium and thorium converter. To avoid the use of uranium and thorium converters, we have been investigating the use of PADC detectors coupled with ⁶Li converters. Preliminary results show that, once coupled with ⁶Li converters, PADCs can reach detection limits sufficiently low.

Simulations of RPL dosimeters. A model of the RPL dosimeter was implemented in FLUKA and is being validated against experimental commissioning data (e.g., energy response, angle response, response in mixed fields). Once validated, this model will serve to investigate the response of the RPL dosimeters to complement experimental data, allowing us to predict their performances under the new ICRU95 quantities.

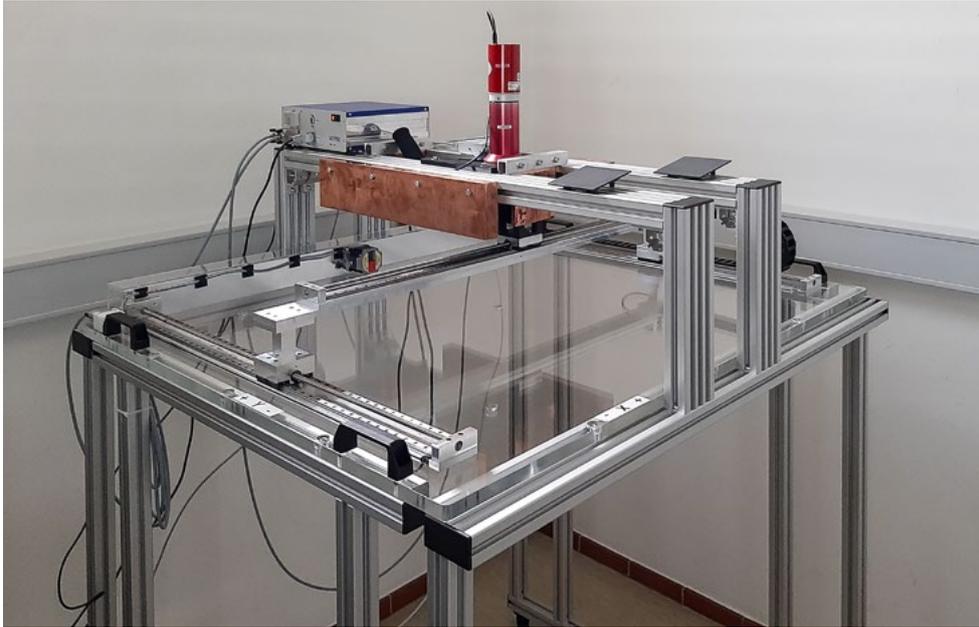


Figure 4:
Scanner for wide area
sources.

E. Student supervision

Silvia Motta (PhD thesis). The project started 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). Three papers have already been published and a fourth one is under review. The defense is planned for April 2024. Silvia received the EURADOS Young Scientist Award and Grant 2023.

David Breitenmoser (PhD thesis): The project started in September 2020 with the goal to calibrate the RLL airborne gamma ray spectrometry (ARCS) systems using radiation transport codes in combination with radiation measurements. Three papers have been published. Additional papers are in preparation. The defense is planned for June 2024.

Paul Dutheil (PhD thesis). The project started in November of 2020 in the Radioanalytics Group with the goal of developing electrochemical approaches for separation of nuclides in radioanalysis. A manuscript is now in preparation regarding electrochemical separation of ^{110m}Ag , ^{121m}Te , ^{125}Sb , and ^{123}Sn for analysis of real samples. The defense is planned for the end 2024.

F. Ad hoc problems of ENSI after consultation with the project manager

Neutron dosimetry measurements were performed at the Leibstadt Nuclear Power Plant to compare the performance of PADC neutron detectors with electronic dosimeters and area dose rate meters inside the drywell. The irradiations were performed in May 2023 and the detectors were analyzed. A technical report is being written to document the findings.

National Cooperation

In this reporting period, PSI experts collaborated with national institutes in the following areas:

Institut de radiophysique (IRA), Dosilab, SUVA, CERN. Evaluation of the impact of the new operational quantities on the dosimetry systems used in Switzerland.

Federal Institute of Metrology (METAS) and Center for Proton Therapy (CPT). Dose rate effects in luminescent dosimeters.

National Emergency Operations Center (NEOC), NBC-EOD Centre of Competence (Nuclear Biological Chemical Defense and Explosive Ordnance Disposal), Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI). PSI provides scientific support for the annual aeroradiometric exercises.

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 is active within the EURADOS Working Groups.

■ **Bundesamt für Strahlenschutz (BfS, Germany), National Nuclear Security Administration (NNSA, USA), Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN, France), National Radiation Protection Institute (SÚRO, Czech Republic).** PSI is included in an international network to maintain and advance quality of aeroradiometric measurements.

■ **German Cancer Research Center (DKFZ).** Various collaboration problems involving neutron dosimetry using track detectors.

■ **Politecnico di Milano.** Study on the performance of neutron dosimeters from different manufacturers.

Publications and conference presentations

■ D. Breitenmoser, F. Cerutti, G. Butterweck, M. M. Kasprzak and S. Mayer. "Emulator-based Bayesian Inference on Non-Proportional Scintillation Models by Compton-Edge Probing". *Nat. Commun.* 14, 7790 (2023). <https://doi.org/10.1038/s41467-023-42574-y> (Open Access).

■ F. A. Geser, M. M. Kasprzak, S. Mayer. "Comparison of optimization techniques for the Monte Carlo simulation of clearance monitors", *Radiat. Prot. Dosim.* 199, 1720–1724 (2023). <https://doi.org/10.1093/rpd/ncac289>

■ G. Butterweck, A. Stabilini, B. Bucher, D. Breitenmoser, L. Rybach, C. Poretin, S. Mailard, A. Hess, M. M. Kasprzak, G. Scharding, S. Mayer, "Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM22", PSI report No. 23-01, Paul Scherrer Institute, ISSN 1019-0643, DOI: <https://doi.org/10.55402/psi:51194>, Villigen, Switzerland, 2023.

■ M. Kasprzak, F. A. Geser, M. Sliz, E. Yuki-hara, S. Mayer. "Recent developments at the Calibration Laboratory for radiation protection instruments and dosimeters of the Paul

Scherrer Institute", *Radiat. Prot. Dosim.* 199, 1710–1715, 2023. <https://doi.org/10.1093/rpd/ncac290>

■ S. Motta, J. B. Christensen, F. Frei, P. Peier, E. G. Yuki-hara. "Investigation of TL and OSL detectors in ultra-high dose rate electron beams". *Phys. Med. Biol.* 68, 145007 (2023). <https://doi.org/10.1088/1361-6560/acdfb2> (Open Access).

■ S. Motta, J. B. Christensen, M. Togno, R. Schäfer, S. Safai, A. J. Lomax, and E. G. Yuki-hara. "Characterization of LiF:Mg,Ti thermoluminescence detectors in low-LET proton beams at ultra-high dose rates". *Phys. Med. Biol.* 68, 045017 (2023). <https://doi.org/10.1088/1361-6560/acb634> (Open Access).

■ S. Motta, J. B. Christensen, E. G. Yuki-hara, "Testing the S/SR procedure using TLDs and OSLDs and a lexsyg smart automated reader for precise dosimetry". *Radiat. Meas.* 168, 107013 (2023). <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2023.107013> (Open Access).

■ D. Breitenmoser, G. Butterweck, M. Kasprzak, S. Mayer. "Validation of a High-Fidelity Monte Carlo Model for Airborne Gamma-Ray Spectrometry with Field Measurements". EGU General Assembly 2023, Vienna, Austria, April 23rd–28th, 2023 (oral presentation).

■ D. Breitenmoser. "Towards Monte Carlo based Full Spectrum Modelling of Airborne Gamma-Ray Spectrometry Systems". 11th International Airborne Radiometry Technical Exchange, Spiez, Switzerland, September 18th–22nd, 2023 (oral presentation).

■ F. Köhler, M. Heule, M. Jäggi, P. Dutheil, P. Zimmermann, N. Walter, S. Mayer, "Towards a quantitative CI-36 PVC tracer for radioanalytical investigations of decommissioning samples", JRNC-RANC conference in Budapest, May 7th–12th, 2023 (oral presentation).

■ F. A. Geser, M. U. Sliz, M. M. Kasprzak, S. Mayer. "Investigation of the effects of mass and self-absorption on measurements of copper parts using clearance monitors at PSI". 13th International Conference on Nuclear Decommissioning, Aachen, Germany, November 13th–16th, 2023 (oral presentation).

■ G. Butterweck. "ERS 2.0 Format for Data Exchange". 11th International Airborne Radi-

ometry Technical Exchange, Spiez, Switzerland, September 18th–22nd, 2023 (oral presentation).

■ M. Heule, P. Dutheil, D. Herrmann, P. Steinegger, N. Walter, S. Mayer, "Selektive elektrochemische Reduktion zur Ergänzung von traditionellen radiochemischen Trennungen". RCA 10. Workshop, VKTA, Dresden DE, June 12th–14th, 2023 (oral presentation).

■ M. Jäggi, M. Heule, F. Köhler, N. Walter, S. Mayer; "Application of automatic fusion for decommissioning samples", JRNC-RANC conference in Budapest, May 7th–12th, 2023 (oral presentation).

■ M. Kasprzak, G. Butterweck, F. Geser, A. Stabellini, M. Sliz, E. Yukihara, S. Mayer "Overview and Current Challenges at the Calibration Laboratory of the Paul Scherrer Institute", 20th International Conference on Solid State Dosimetry, Viareggio, Italy, 17–22 September 2023 (oral presentation).

■ S. Motta, J. B. Christensen, M. Togno, R. Schäfer, S. Safai, A. J. Lomax, R. Dal Bello, E. G. Yukihara. "Recent results on the TLD and OSLD dose rate dependence in ultra-high dose rate electron and proton beams". 20th International Conference on Solid State Dosimetry, Viareggio, Italy, 17–22 September 2023 (oral presentation).

■ F. Köhler, M. Heule, M. Jäggi, P. Dutheil, S. Mayer, "Strahlenschutzaspekte bei der Herstellung eines ³⁶Cl-haltigen PVC-Tracers", 10. Gemeinsame Fachtagung des Fachverbands für Strahlenschutz und Österreichischer Verband für Strahlenschutz, Mondsee, Austria, September 18th–22nd, 2023 (poster and short oral presentation).

■ F.A. Geser, M.U. Sliz, M.M. Kasprzak, S. Mayer. "Masseabhängigkeit der Inc-Faktoren von Freimessschranken". 10. Gemeinsame Fachtagung des Fachverbands für Strahlenschutz und Österreichischer Verband für Strahlenschutz, Mondsee, Austria, September 18th–22nd, 2023 (poster and short oral presentation).

■ P. Dutheil, M. Heule, D. Herrmann, P. Steinegger, N. Walter, S. Mayer, "Electrochemical approach for routine separation and analysis of radionuclides". French Chem-

ical Society 2023 Congress (SCF2023), Nantes, France, June 26th–28th 2023 (poster).

■ S. Motta, J. B. Christensen, M. Togno, S. Safai, E. G. Yukihara, "A TLD array for dosimetry in ultra-high dose rate narrow proton beams". 61st Annual PTCOG Conference, Madrid, Spain, 10–16 June 2023 (poster).

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

Author and Co-author(s): Irina Kempf, Uwe Schneider (supervisor)

Institution: Medical Physics Group of the University of Zurich

Address: Radiotherapy Hirslanden Clinic
Witellikerstrasse 40, 8032 Zürich

E-mail: irina.kempf@uzh.ch
uwe.schneider@uzh.ch

Duration of project: 4 yrs

Abstract

In July 2020 a new PhD Project titled “Development of a nanodosimetric detector and biophysical models for its clinical application” was started with the support of ENSI. The aim of this project is to develop and characterize a portable nanodosimetric detector, which could lead to the development of a new concept of radiation quality based on measurable characteristics of particle tracks, such as ionisation cluster size distributions.

A new detector prototype was designed and built, offering various new features such as a variable anode height, the possibility to use the detector at external beam lines and lateral displacement of the alpha source.

Last year, a Monte Carlo Model to simulate the ion mobility and diffusion for gases (including propane) was established, which allows the estimation of ion mobility, drift velocity and transverse diffusion based on only few commonly known parameters. Experimental measurements estimating the ion mobility for nitrogen and propane gas were performed in 2023.

The ADQ14DC-VG-USB by **SP Devices** [1] was found to be the best option for an updated data acquisition system for this experiment. The device has been thoroughly tested and is now in use for the data acquisition, replacing numerous old NIM modules. It allows

recording of signals with 1 GSPS and thus allows the analysis of their shape, height, width and many other parameters.

In 2024, this project will come to an end.

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

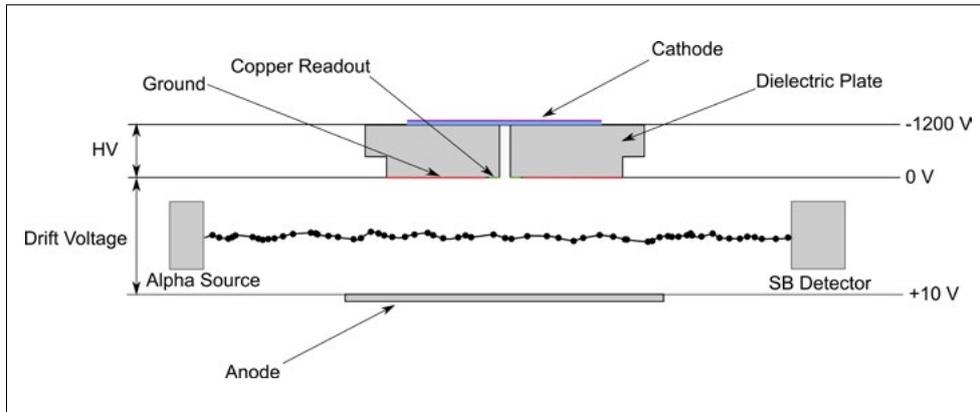


Figure 1: Sketch of the nanodosimetric detector elements within the low-pressure gas chamber. The dotted line represents the ionizations of the propane gas molecules from the alpha particles.

and compared to liquid water by simulations and measurements by Grosswendt et al. in 2002 [3]. 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, based on the previous work of Vasi et al. [4]. The main focus of the project since its start in July 2020 was 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:

Building & Testing a new detector prototype

A key advantage of nanodosimetry is that it can be used to assess and quantify different radiation modalities. In the previous set up only Alpha particles originating from an Am-241 source were used. However, a new detector prototype was designed such that in collaboration with the **Paul Scherrer Institute**, it could be used to measure nanodosimetry properties of protons at the Proton Irradiation Facility (PIF) beamline.

Experimental Ion Mobility Measurements

During the extensive Monte Carlo simulations performed in 2021 it was noted that **Garfield++**, a toolkit developed by CERN for gaseous detector simulations [2], requires the ion mobility data for the parent gas in order to accurately calculate the ion drifting time. However, there is very limited propane mobility data available. Thus, a new Monte Carlo Model was proposed to estimate the drift velocities, transverse diffusion and ion

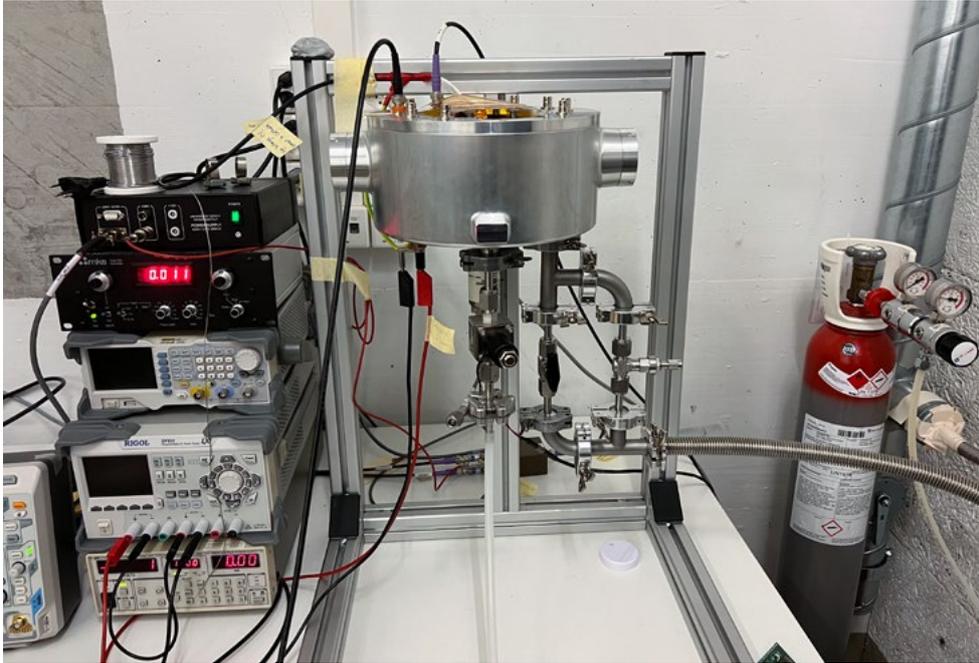


Figure 2:
New Detector
Prototype.

mobility of ions in their parent gas, even for unusual gases like propane [9]. Building upon the new Monte Carlo model, a series of experimental measurements were undertaken to measure the ion mobility of propane and nitrogen.

Signal Analysis with new Data Acquisition System

The ADQ14DC-4C-VG-USB by Teledyne SP Devices [1] is a new data acquisition that has been fully implemented. The advantage of this new system over the previous data acquisition system is that it allows to record the pulse shapes, height, width, area and many more parameters for every signal.

Work carried out and results obtained

Building & Testing a new detector prototype

For the use at the external beamline for protons at the Paul Scherrer Institute (PSI), a new detector prototype needed to be designed and built (see Fig. 2). In order to improve the vacuum seal, the detector chamber is circular and has multiple O-rings for sealing purposes. An important aspect of the

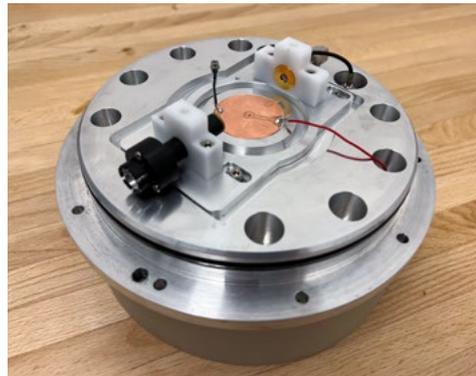


Figure 3:
Detector lid of new
prototype. The alpha
beam gets collimated
(black parts) and
detected by the
surface barrier
detector (golden
part). The ions travel
towards the dielectric
plate hole (hole in
center of copper area)
and the electron
avalanche is detected
on the signal read
out pad (copper area
connected to red
cable).

new design is of course the external beam collimation for the proton beam, as well as the Mylar windows allowing for beam entry and exit. Additionally, the detector is built to be versatile with an anode of variable height (see Fig. 4) and the beam collimation which can be moved vertically and horizontally. The chamber was designed such that measurements with the original Am-241 source can also still be done with the new setup, including lateral displacement of the source in respect to the holes of the dielectric plate. The detector lid can be seen in Fig. 3, where the entire alpha source and detection setup can be moved laterally in respect to the dielectric plate hole.

Experimental Ion Mobility Measurements

As outlined in previous research [6], many detector simulations have been performed on the electrostatic field with **COMSOL Multiphysics**, as well as electron avalanche simulations with **Garfield++** [2]. For the ion drift simulations with **Garfield++** however, the ion mobility needs to be given as input data. In nanodosimetry we are interested in studying propane gas, as it offers similar ICSD results as liquid water at normal pressure. Unfortunately, the ion mobility of propane gas is not well known. Only experimental data by **Shchemelinin et al.** [7] exists. In a first step in 2022 a Monte Carlo Model was proposed which can predict the ion mobility over a large range of electric fields.

The ion mobility K is given by $K = v/E$, where v is the drift velocity and E is the electric field. The drift velocity can be calculated based on the experimental arrival time spectrum of the signals. However, the electric field E is slightly more complicated: The ions drift through the electric field caused by the anode voltage, but the cathode voltage also influences the electric field outside the dielectric plate hole. In order to take this into account, a series of measurements with Nitrogen (N_2) gas and no drift voltage were undertaken. The respective drift velocities were then interpolated to extensive experimental data by **Moseley et al.** [8], to get a correction factor for the influence of the cathode voltage inside the drift region. This correction factor can then be applied to any Nitrogen or Propane gas measurements. The results for Nitrogen are shown in Fig. 5 and the results for Propane are shown in Fig 6, for two different settings for the distance between anode and signal read out section.

Signal Analysis with new 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

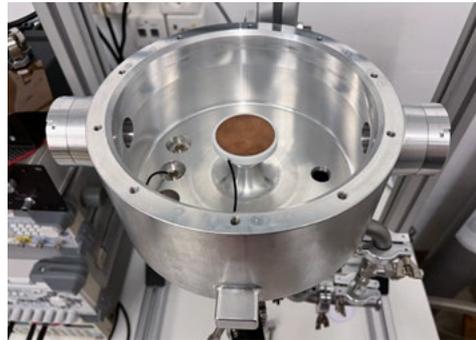


Figure 4: Inside view of new prototype. The circular anode is set on a turntable and can thus be adjusted to variable heights.

the computer. The device was delivered in 2021 and was programmed and tested extensively. The new data acquisition system is able to extract more information on the signal pulses than the previous system, which only counted the number of pulses detected. In 2023, two students of the University of Zurich started their Bachelor theses and measured how the different experimental parameters (such as drift and high voltage, pressure, hole diameter...) influence the signal shape and other properties. An image of such a recorded pulse is shown in Fig. 7.

National Cooperation

This project is a cooperation between **ENSI, University of Zurich** and the **Hirslanden clinic**.

The project is collaborating with the Proton Irradiation Facility (PIF) beamline of the **Paul Scherrer Institute (PSI)**.

International Cooperation

Prof. Reinhard Schulte from the **Loma Linda University** near Los Angeles, USA, is advising the project and offers insights into the nanodosimeter development.

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.

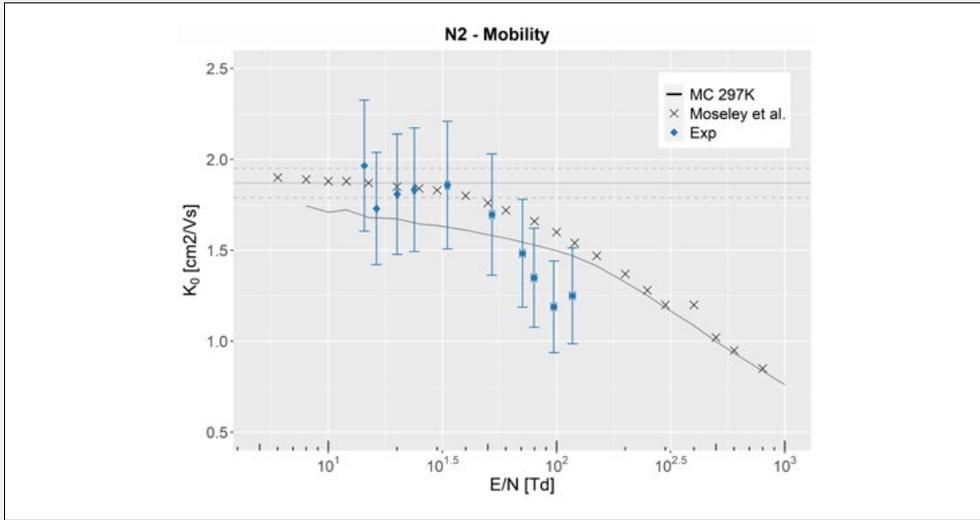


Figure 5: Reduced ion mobility of Nitrogen: Monte Carlo simulation (solid black line), experimental data by Moseley et al. [8] (crosses), experimental data by this project (blue circles) and zero field mobility estimated by Moseley et al. [8] (with its uncertainty) is shown as a horizontal grey line.

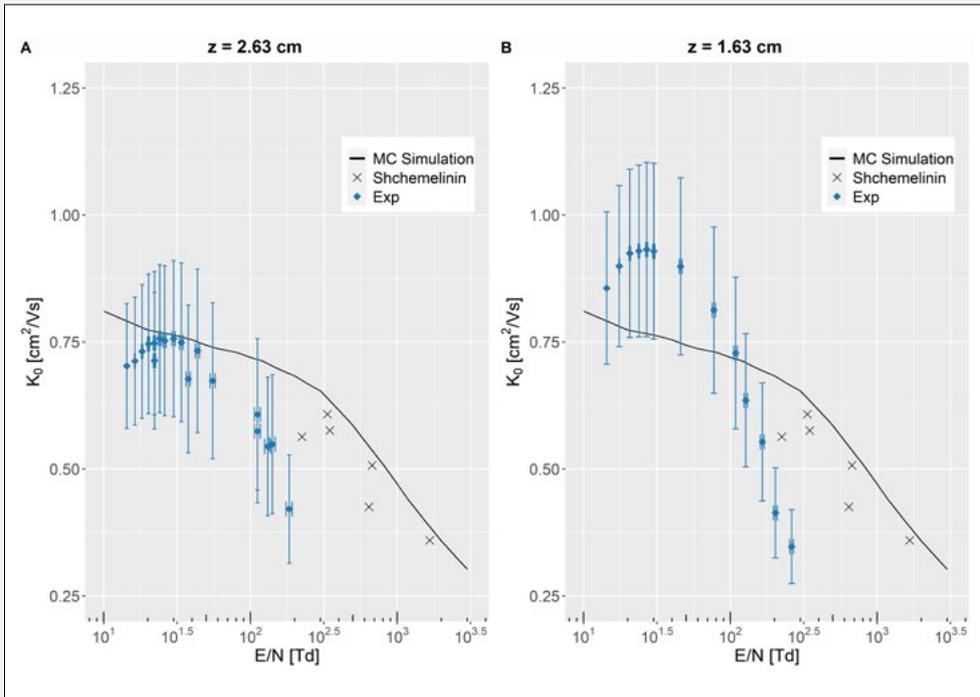


Figure 6: Reduced ion mobility of Propane: Monte Carlo simulation (solid black line), experimental data by Shchemelinin et al. [7] (crosses) and experimental data by this project (blue circles).

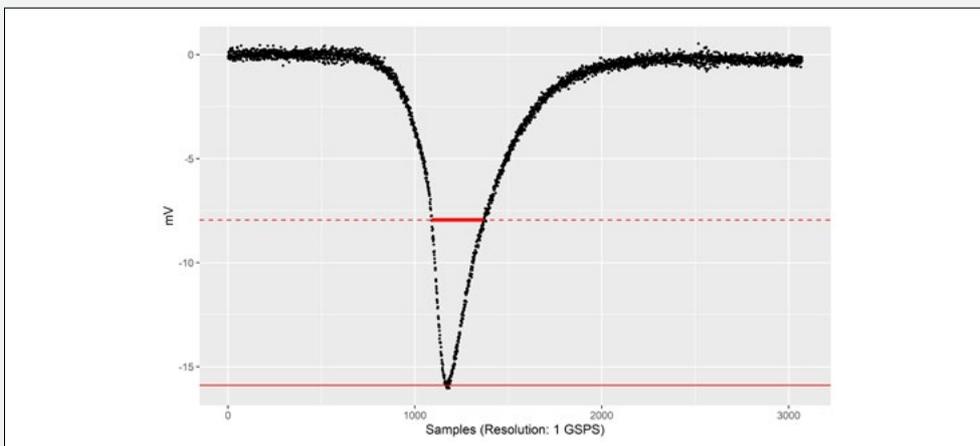


Figure 7: Recorded signal of a single signal. The resolution is 1 GSPS. The peak height and FWHM are marked.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

In the third year of this project several goals have already been accomplished:

- A data acquisition system suitable for this experiment has been tested and fully implemented.
- Experimental ion mobility measurements for propane and nitrogen have been performed.
- A new detector prototype has been designed and built, which can also be used at an external beam line.

The focus of the work in this year was experimental measurements of the propane mobility, as well as building and optimizing the new prototype.

In 2024 this project will come to a close with the completion of

- testing different cathode materials over a wide range of bulk resistivities,
- publishing the results of the ion mobility measurements,
- and introducing the new prototype and the new detector characteristics in a publication.

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 [5].
- 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 published on 09.01.2022 [7].
- A poster was presented at the 64th Annual Meeting of the **American Association of Physicists in Medicine (AAPM)** in Washington DC, United States of America.
- At the 8th Annual **Loma Linda Workshop on Particle Imaging and Radiation Treatment Planning** an oral presentation about the recent simulation work was given.

- A publication in the journal “**Zeitschrift für Medizinische Physik**” titled “Monte Carlo model for ion mobility and diffusion for characteristic electric fields in nanodosimetry” has been accepted in 2023 and is in press.

- At the 9th Annual **Loma Linda Workshop on Particle Imaging and Radiation Treatment Planning** an oral presentation titled «Determination of effective drift voltage in a new nanodosimetric prototype» was given.

References

- [1] SP Devices. ADQ14 – multi-channel 14-bit digitizer. <https://www.spdevices.com/products/hardware/14-bit-digitizers/adq14> [Accessed 30.10.2023]
- [2] Garfield++, Toolkit for simulation of particle detectors by CERN. <https://garfieldpp.web.cern.ch/garfieldpp/> [Accessed 30.10.2023]
- [3] Grosswendt, B. (2002). Formation of ionization clusters in nanometric structures of propane-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>
- [4] 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>
- [5] 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>
- [6] Kempf, I., Stäuble, T., & Schneider, U. (2022). Electrostatic field simulations and dynamic Monte Carlo simulations of a nanodosimetric detector. **Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment**, 1028, 166374. <https://doi.org/10.1016/J.NIMA.2022.166374>

- [7] Shchemelinin, S., Breskin, A., Chechik, R., Colautti, P., & Schulte, R. W. M. (1999). First measurements of ionisation clusters on the DNA scale in a wall-less sensitive volume. **Radiation Protection Dosimetry**, **82**(1), 43–50. <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a032605>
- [8] Moseley, J. T., Snuggs, R. M., Martin, D. W., & McDaniel, E. W. (1969). Mobilities, Diffusion Coefficients, and Reaction Rates of Mass-Identified Nitrogen Ions in Nitrogen. *Physical Review*, **178**(1), 240. <https://doi.org/10.1103/PhysRev.178.240>
- [9] Kempf, I., & Schneider, U. (2023). Monte Carlo model for ion mobility and diffusion for characteristic electric fields in nanodosimetry. *Zeitschrift Für Medizinische Physik*. <https://doi.org/10.1016/J.ZEMEDI.2022.12.006>

Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically?

Author and Co-author(s): Reinhardt Krcek, Daniel Schanne
Institution: Inselspital, University Hospital Bern
Address: Freiburgstrasse
E-mail: danielhendrik.schanne@insel.ch, reinhardt.krcek@insel.ch
Duration of project: 2022–2026

Abstract

The threat of nuclear incidents or attacks exposes humanity to potential mass casualty situations, where radiation-exposed victims may exhibit varying levels of severity. Currently, there is a lack of rapid and reliable diagnostics for assessing acute clinical urgency and severity, hindering effective patient triage. Existing tests, such as time-to-emesis measurements and peripheral blood chromosome aberration cytogenetic assays, suffer from limited diagnostic accuracy or lengthy processing times.

To address this diagnostic challenge, we are exploring the feasibility of using a panel of metabolites as radiation markers, in high as well as in low radiation doses. We employ mass spectrometry to analyse blood serum and urine samples obtained from patients undergoing radiotherapy.

In a first cohort, we analyse the effects of high radiation doses on blood serum and urine of breast cancer patients. The analysis of these blood serum samples reveals a set of five metabolites, which change their expression after radiation exposure as well as a panel of metabolites discriminating between irradiated and non-irradiated status.

Our next steps involve extending our analysis to urine samples of this cohort, followed by the formation and examination of a cohort exposed to low radiation doses.

The goal of this project is to develop a rapid, quantitative, and reliable approach uti-

lizing easily accessible biological samples, such as blood and urine, for the purpose of testing patients for radiation exposure. This advancement has the potential to result in improved patient care following hazardous radiation exposure incidents across various settings, including occupational and medical environments.

Project goals

In the scenario of a nuclear accident, it is anticipated that a mass casualty event will occur, exposing numerous individuals to radioactivity. A major concern with high doses of radiation is their impact on the bone marrow responsible for blood formation and the immune system, leading to an elevated risk of life-threatening infections or an urgent need for transfusions. Furthermore, skin lesions, bleeding, acute gastrointestinal syndrome, and fever are primary considerations in the context of these injuries. [1].

In addition to individuals experiencing severe radiation effects, there will be numerous victims exposed to doses that may not be immediately life-threatening but could lead to late complications, such as an elevated risk of cataracts or cancer [2]. Consequently, these individuals may require long-term follow-up examinations to monitor their health.

To date, there are no quick and reliable tests to estimate the absorbed radiation dose in early stages of a radiation incident. One current method of radiation biodosimetry in humans is the measurement of “time to emesis” [3–5], but emesis is an unspecific symptom, rendering triage based on this criterion unreliable. Chromosome aberration cytogenetic assay is a well-accepted technique [6] but is not useful in the acute situation due to technical complexity and long time to diagnosis [4]. In the context of an incident, a more rapid

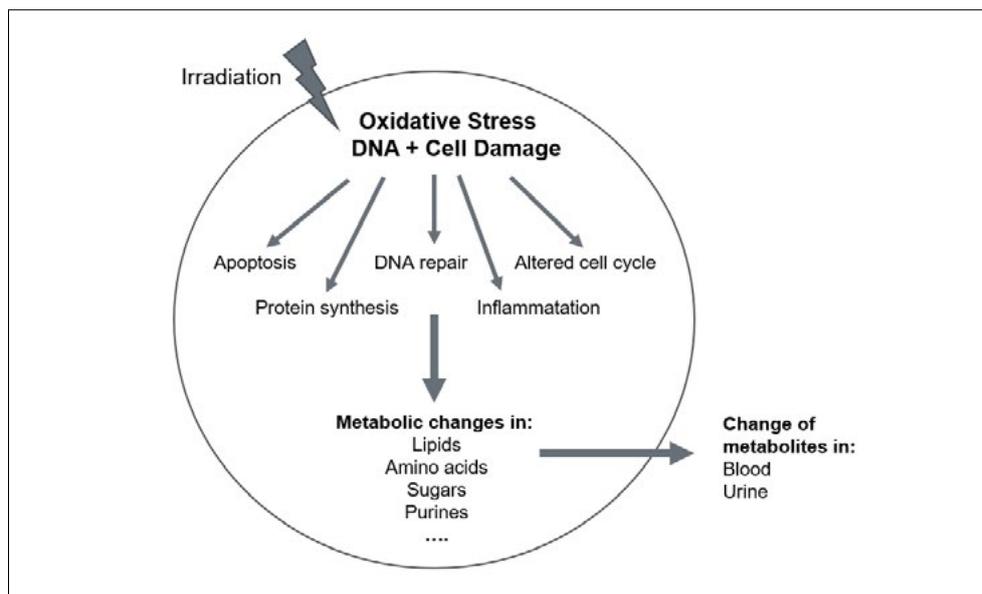


Figure 1: Schematic representation of the effects of irradiation on a cell. Multiple effects occur after irradiation, including inflammation or changes in cell cycle. As a result, certain metabolites change, which can be detected in body fluids such as blood.

diagnosis would be desirable to perform adequate triage and therapy.

To date, there is no single specific serum marker for the level of radiation exposure, but it is evident that radiation causes effects in metabolic processes (figure 1) in humans as well as in animal models [7–11].

We use mass-spectrometry based metabolomics in post-surgically irradiated breast cancer patients to evaluate the feasibility of using metabolic changes as a biomarker for radiation exposure. As treatment was simulated on computed-tomography scans and delivered in identical fraction doses each day, the dose is known and quantifiable at each time point. Based on the results of this study, further examinations, including low radiation doses are planned.

The overall goal of the project is to characterize the metabolic profile of human patient serum and urine undergoing standard radiotherapy (high dose) and computed tomography (low dose).

Work carried out and results obtained

We prospectively enrolled 20 female breast cancer patients after breast-conserving tumor resection but no (neo-) adjuvant chemotherapy. All participants received adjuvant radiotherapy to the affected breast, admin-

istered in 30 daily fractions of 2 Gray. Blood samples were drawn at six time points before, during and after RT.

Blood samples underwent extraction for both hydrophilic metabolites and lipids. We analysed the samples using a targeted list of previously published metabolites with an untargeted approach. Internal standard mixtures were added during the extraction for normalization of the data. The calibration curves were performed for quantitative assessment of the detected metabolites where possible.

Metabolite separation and detection was performed by ultra-high performance liquid chromatography coupled to high-resolution mass spectrometry (UHPLC-HRMS) using Vanquish UHPLC-Orbitrap Exploris 240 and Q-Exactive Plus (Thermo Fisher Scientific). In parallel, high-throughput shotgun lipidomics was performed using high resolution Orbitrap Exploris 240 mass spectrometer coupled with direct infusion, a TriVersa NanoMate ion source. The metabolic analysis was done using LipidXplorer software 1.2.8.1 for shotgun lipidomics and TraceFinder software 5.1 for other metabolites.

Data were analyzed by contrasting metabolites before radiotherapy (two time points) with those from week 5 and 6 (combined) of radiotherapy. Univariate analysis was per-

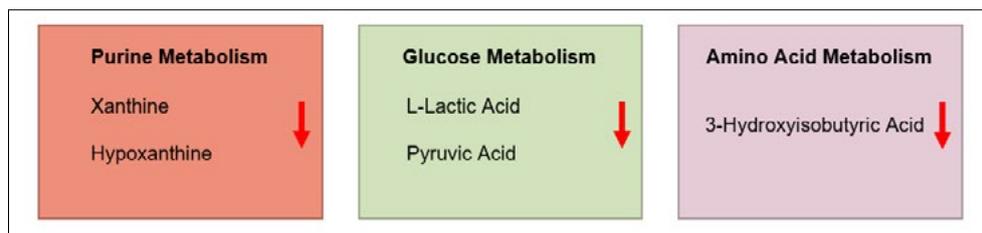


Figure 2: Radiation leads to downregulation of xanthine and hypoxanthine (purine metabolism), l-lactic-acid and pyruvic acid (glucose metabolism) and 3-hydroxyisobutyric acid (amino acid metabolism).

formed with a mixed effects ANOVA model, treating individual subjects as random effects and radiation exposure as the fixed factor. Partial least squares-discriminant analysis (PLS-DA) was used in the multivariate analysis stage. Statistical analyses were performed using R (v 4.1.2).

The univariate analysis revealed five metabolites exhibiting statistically significant downregulation after RT exposure: hypoxanthine, 3-hydroxyisobutyric acid, L-lactic acid, pyruvic acid, and xanthine (all $p < 0.05$, figure 2).

Additionally, the PLS-DA led to a set of metabolites discriminating between irradiated and non-irradiated subjects. This set was composed of purine metabolites (xanthine, hypoxanthine, 7-methylguanine/1-methylguanine), glucose derivatives (pyruvic Acid, L-lactic acid), amino acid derivatives (L-glutamic acid, L-tryptophan, L-phenylalanine, L-isoleucine, proline-betaine) and stress-related hormones (cortisone, cortisol). Interestingly, no statistically significant alterations were observed in lipid metabolites.

In summary, the analysis of blood serum samples has shown a promising metabolic fingerprint linked to radiation exposure. The identification of five downregulated metabolites after radiotherapy, combined with a set of discriminative metabolites, underscores the potential of this metabolic approach.

Similarly, the urine samples have been successfully analysed and the statistical analysis and interpretation are currently undergoing.

National Cooperation

Cooperation with Prof. Dr. Mojgan Masoodi, Department of Clinical Chemistry, Inselspital, University Hospital Bern, Switzerland; mojgan.masoodi@insel.ch

International Cooperation

Cooperation with Prof. Dr. Christos T. Nakas, Professor at University of Thessaly Greece & Consultant for Data Science/Biostatistics at Inselspital, University Hospital Bern, Switzerland

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Successes:

Identification of radiation associated Metabolites: We identified five serum metabolites that show statistically significant downregulation after exposure to radiation in our cohort.

Discriminative Metabolite Set: Analysis revealed a set of serum metabolites that distinguishes between irradiated and non-irradiated states. This set includes a variety of metabolites from different biochemical pathways.

Both of these results are a step towards establishing a metabolic fingerprint for radiation exposure. The next steps are validation in the urine cohort as well as in a low dose cohort.

Perspectives for 2024:

- Finalising Urine Sample Analysis: Statistical analysis and interpretation
- Presentation of the first results (serum) at ESTRO Congress 2024
- Submission of one peer-reviewed publication
- Planning the study to assess the low-dose cohort, submission of ethics

Publication

R. Krcek, C. Nakas, P. Seubnooch, K. Freiburghaus, D.M. Aebersold, K. Lossl, M. Masoodi, D.H. Schanne. Diagnosis of Radiation Exposure: A Metabolic Marker Approach Using Blood Serum Analysis. ESTRO Congress 2024 (03.05.24–07.05.24, Glasgow, UK)

References

- [1] Dainiak, Nicholas. 2018. "Medical Management of Acute Radiation Syndrome and Associated Infections in a High-Casualty Incident." *Journal of Radiation Research* 59 (suppl_2): ii54–64. <https://doi.org/10.1093/jrr/rry004>.
- [2] Piotrowski, Igor, Katarzyna Kulcenty, Wiktoria Maria Suchorska, Agnieszka Skrobała, Małgorzata Skórska, Marta Kruszyna-Mochalska, Anna Kowalik, Weronika Jackowiak, and Julian Malicki. 2017. "Carcinogenesis Induced by Low-Dose Radiation." *Radiology and Oncology* 51 (4): 369–77. <https://doi.org/10.1515/raon-2017-0044>.
- [3] Demidenko, Eugene, Benjamin B. Williams, and Harold M. Swartz. 2009. "Radiation Dose Prediction Using Data on Time to Emesis in the Case of Nuclear Terrorism." *Radiation Research* 171 (3): 310–19. <https://doi.org/10.1667/RR1552.1>
- [4] Patterson, Andrew D., Christian Lanz, Frank J. Gonzalez, and Jeffrey R. Idle. 2009. "The Role of Mass Spectrometry-Based Metabolomics in Medical Countermeasures against Radiation." *Mass Spectrometry Reviews*, n/a-n/a. <https://doi.org/10.1002/mas.20272>.
- [5] Nair, Velu, D.N. Karan, and C.S. Makhani. 2017. "Guidelines for Medical Management of Nuclear/Radiation Emergencies." *Medical Journal Armed Forces India* 73 (4): 388–93. <https://doi.org/10.1016/j.mjafi.2017.09.015>.
- [6] Blakely, William F., Zhanat Carr, May Chin-May Chu, Renu Dayal-Drager, Kenzo Fujimoto, Michael Hopmeir, Ulrike Kulka, et al. 2009. "WHO 1st Consultation on the Development of a Global Biodosimetry Laboratories Network for Radiation Emergencies (BioDoseNet)." *Radiation Research* 171 (1): 127–39. <https://doi.org/10.1667/RR1549.1>.
- [7] Pannkuk, Evan L., Evagelia C. Laiakis, Tytus D. Mak, Giuseppe Astarita, Simon Authier, Karen Wong, and Albert J. Fornace. 2016. "A Lipidomic and Metabolomic Serum Signature from Non-human Primates Exposed to Ionizing Radiation." *Metabolomics* 12 (5): 80. <https://doi.org/10.1007/s11306-016-1010-0>.
- [8] Golla, Srujana, Jaya Prakash Golla, Christopher W. Krausz, Soumen K. Manna, Cedric Simillion, Diren Beyoğlu, Jeffrey R. Idle, and Frank J. Gonzalez. 2017. "Metabolomic Analysis of Mice Exposed to Gamma Radiation Reveals a Systemic Understanding of Total-Body Exposure." *Radiation Research* 187 (5): 612–29. <https://doi.org/10.1667/RR14592.1>.
- [9] Laiakis, Evagelia C, Evan L Pannkuk, Siddheshwar Kisan Chauthe, Yi-Wen Wang, Ming Lian, Tytus D Mak, Christopher A Barker, Giuseppe Astarita, and Albert J Fornace. 2018. "A Serum Small Molecule Biosignature of Radiation Exposure from Total Body Irradiated Patients," 23.
- [10] Coy SL, Cheema AK, Tyburski JB, Laiakis EC, Collins SP, Fornace AJr. Radiation metabolomics and its potential in biodosimetry. *Int J Radiat Biol*. 2011 Aug;87(8):802-23. doi: 10.3109/09553002.2011.556177. PMID: 21692691; PMCID: PMC3572797.
- [11] Menon SS, Uppal M, Randhawa S, Cheema MS, Aghdam N, Usala RL, Ghosh SP, Cheema AK, Dritschilo A. Radiation Metabolomics: Current Status and Future Directions. *Front Oncol*. 2016 Feb 2;6:20. doi: 10.3389/fonc.2016.00020. PMID: 26870697; PMCID: PMC4736121

Extension of Z88ENSI: Implementation of component-specific variation of material parameters and fuel assembly substitute models

Author and Co-author(s):

Julian Nimmesgern, Bettina Alber-Laukant, Stephan Tremmel

Institution: University of Bayreuth, Engineering Design and CAD

Address: Universitätsstrasse 30, 95447 Bayreuth, Germany

Phone, E-mail, Internet address: +49 (0)921 55 7180,

julian.nimmesgern@uni-bayreuth.de

www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de

Duration of project:

1 December 2021 to 31 December 2023

Abstract

This research project aims to further develop the independent and specialised simulation tool Z88ENSI. This tool is intended to make the thermal behaviour of Dual-Purpose Storage and Transport Casks (DPCs) more user-friendly and computationally more cost-effective for safety-related assessment purposes.

As part of this project, we have already implemented height-specific burn-up of spent fuel rod assemblies (SFA). Recently, we have extended the graphical user interface (GUI) of Z88ENSI with the ability to vary the material parameters of any component or region of a DPC. This allows the thermal behaviour of different materials to be quickly and easily evaluated without the need to add new geometry. Furthermore, it is now possible to quickly analyse the calculation results through an automatically generated calculation report directly accessible through the GUI.

The final part of this research project is the development and implementation of substitute models for SFA instead of using the heat flow boundary conditions at the walls of the fuel rod basket as a heat source. The substitute models will be based on a model

using the effective thermal conductivity for a homogenised solid. This allows an accurate prediction of the peak temperature of the fuel rod cladding.

Project goals

This research project aims to further develop the independent and special-purpose simulation tool Z88ENSI for the thermal evaluation of dual-purpose casks (DPC) to support the testing and approval activities of ENSI. Compared to standard general-purpose simulation software, the developed tool should accelerate the assessment of thermal and thermomechanical 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 DPCs and base on analytical equations. With this approach, it is not necessary to mesh the narrow gaps inside the cask. In this way, the computational effort is much lower and the calculation is faster. In addition to the 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.

This project focuses on two main aspects, the development and implementation of finite element-based substitute models for spent fuel assembly (SFA) for a comprehensive determination of the fuel rod cladding tube temperature and the implementation of the functionality to consider the height-specific burn-up of SFA. The substitute models should have the same thermal behaviour as the fuel assembly types most frequently used in Switzerland. The benefit of these models regarding the assessments is the determination of the fuel rod cladding in a comprehensive manner.

With the current version of the Z88ENSI program (V3), it is only possible to specify a constant heat flow over the entire height of the fuel assemblies as a boundary condition. This is a plausible assumption. In reality, however, the fuel assemblies have a different burn-up rate over their height, resulting in a height-specific decay heat development. This research project also aims to create the functionality of a more detailed representation of the reality of the internal boundary conditions.

In addition to these two main objectives, the following additional goals are pursued. At the beginning of the project, the thermal behaviour of SFA should be analysed in detail. In order to study the effects of variations in material parameters, these should be editable by the user, as is already possible for the properties of the filling gas. Another functionality is the variation of heat dissipation through the bottom of the casks in the storage position. Currently, the Z88ENSI V3 only has an adiabatic cask bottom.

The developed software needs to be validated. Validation will be done by comparing the calculated temperature field with commercial software. The graphical user interface (GUI) needs to be extended, the results output should be automated, and documentation needs to be written.

Work carried out and results obtained

Motivation

Safe dissipation of the decay heat generated by the SFA is one of the four protection objectives that must be met by DPCs [1]. High temperatures reduce durability and lead to thermally induced stress in components. To avoid compromising the integrity of a cask and to facilitate handling, specified maximum temperature thresholds must be maintained.

The temperature field inside the DPC is usually determined using numerical methods. However, modelling and simulating the temperature field of a DPC is very time-consuming and resource-intensive, especially when

the gas-filled gaps inside the DPC are taken into account. Since the heat transfer mechanisms include conduction, convection, and radiation, the inclusion of these gaps in numerical simulations adds to the computational complexity. In addition, the geometric dimensions of these gaps are much smaller than the other dimensions of the cask. This requires a very detailed mesh, which also increases the computational effort. However, these mainly gas-filled gaps must be taken into account due to their insulating effect. In order to perform numerical simulations with reasonable effort, assumptions and simplifications of the simulation model are necessary. However, idealisations in the context of DPC must be conservative. Their accuracy and influence on heat dissipation need to be improved.

Z88ENSI is a stand-alone, special-purpose simulation tool that provides a fast, approximate, but sufficiently accurate determination of the temperature field inside DPCs. Several measures are taken to speed up the calculation of the temperature field. These include using thermal gap conditions to account for the influence of all heat transfer mechanisms within the cask or considering the spent fuel by means of a substitute model, which is being implemented in the course of this project. Furthermore, the assumptions and idealisations must be evaluated by determining their thermal effect on the temperature field via parameter variations.

Functionalities of the current program version Z88ENSI V3

The aim of this project is to develop a new version, Z88ENSI V4, with new features as specified in the previous section. Z88ENSI V4 extends the current version Z88ENSI V3 delivered in the previous project. Z88ENSI V3 has the following features:

- Specification of the dual-purpose cask type and loading.
- Consideration of four different positions (initial, storage, handling, transport) regarding the inner basket inside the outer cask body.

- 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 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 improve heat dissipation in the fin area.
- Specification of the physical properties of the filling gas and the ambient air.
- Position-specific specification of a constant heat flow on the basket shaft walls. Fuel assemblies themselves are not modelled.
- Visualization of the calculation results.

Previously, a height-specific burn-up of the fuel rods was implemented as part of this research project and development for Z88ENSI V4.

Functionality extension: Automated calculation report generation

In Z88ENSI V3 there are two ways to analyse the temperature and heat flow results of a calculation. The first method is visually evaluating the results using the free finite element software Z88Aurora® post-processing module. This allows the user to view the most critical regions of the DPC, represented by a colour scale. An example of this method is shown in Figure 1.

Alternatively, the user can examine the output text files of Z88ENSI. There are several essential files: One file contains each calculated temperature value corresponding to each node number of the mesh. Another file is equivalent to the first but contains heat flows instead of temperatures. However, it is necessary to examine a third file to assign a node number to the corresponding cask component. In principle, it is possible to read the exact temperature or heat flow value at each discretised point of the DPC. However, there are more practical ways of checking

the results, as finding the required value is very time-consuming.

One of the basic requirements of Z88ENSI is for it to be user-friendly. For this reason, the new version includes an automated calculation report generation feature. This feature sorts the aforementioned output files for temperature and heat flow values by cask components, using the third file to connect the node numbers to their component. In the next step, the minimum, maximum, and average temperature and heat flow values for each component are evaluated. These values are then listed in a single tabular text file, which can be accessed directly from the GUI. With much less effort than before, this allows the user to check whether a particular cask component remains below a certain critical threshold, which is an essential part of evaluating a DPC.

Functionality extension: Implementation of component-specific variation of material parameters

Sometimes, it can be interesting to investigate the effect of different materials on the temperature field inside a DPC without changing the geometry. In order to do this without adding a new DPC to the software for each changing parameter, a feature has been implemented to allow variation of material parameters. As mentioned earlier, the software tool must be easy to use. Therefore, this feature was implemented in the GUI.

Figure 2 shows the variation of material parameters in the Z88ENSI GUI. The top right drop-down menu allows the user to select a component or section of the DPC, which is then highlighted in red in the image on the left. Once a component has been selected, the table on the right allows the user to change the value of the thermal conductivity, thermal expansion coefficient and emissivity. The button at the bottom resets each parameter of each component to its default value.

The material parameters are listed in a config file, which the calculation software reads after the user has started the calculation in the GUI. If the user changes a value, the GUI

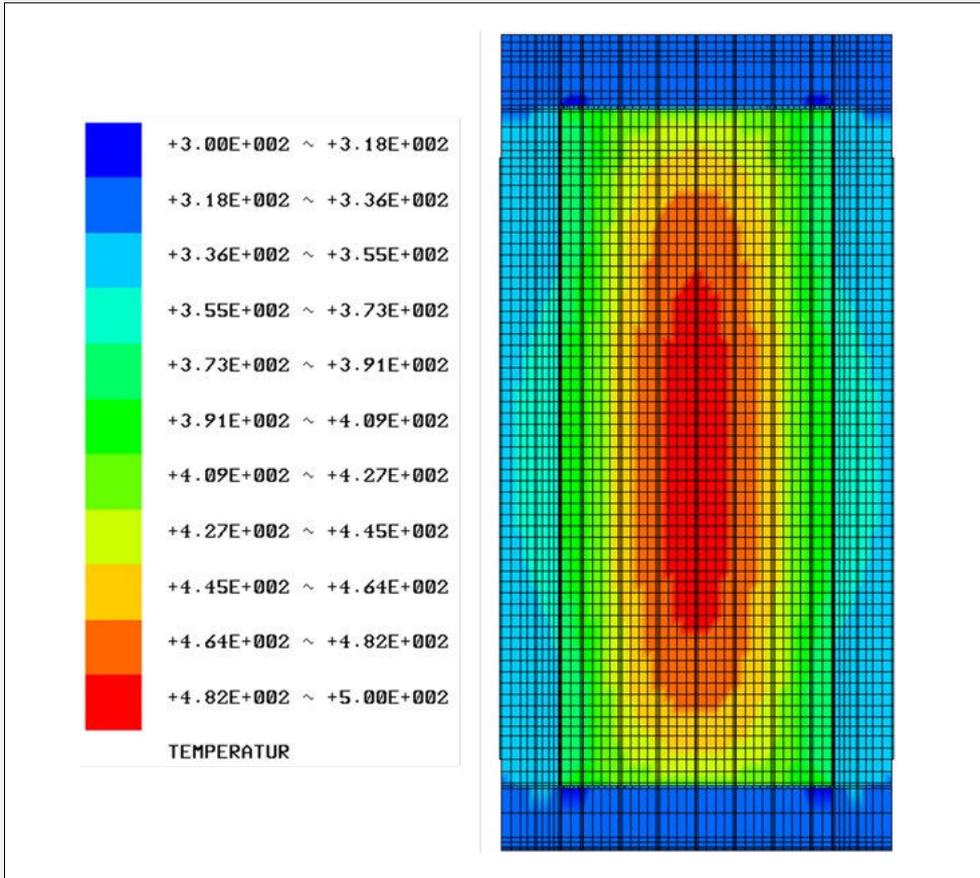


Figure 1:
Post-Processing
module in Z88Aurora®

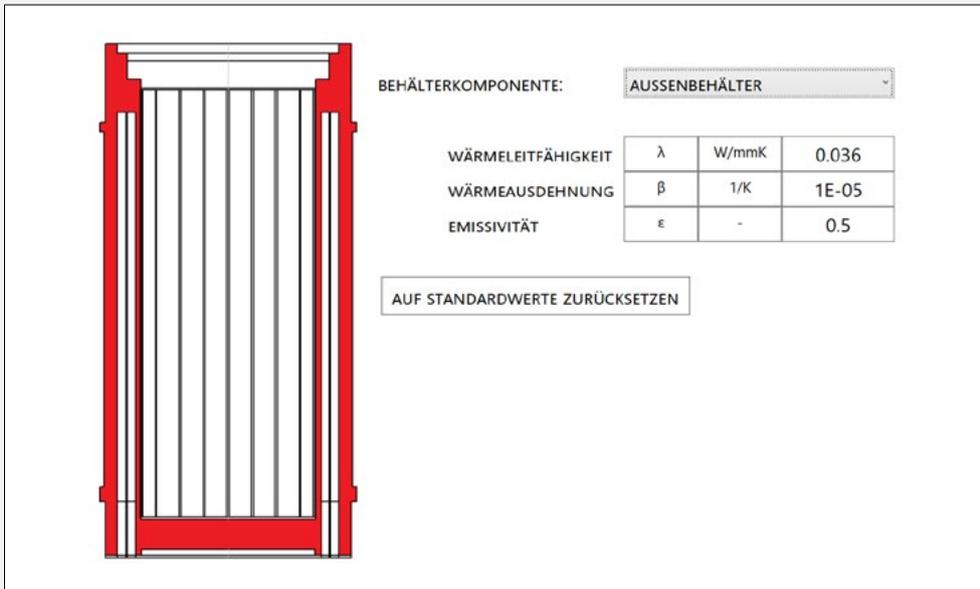


Figure 2:
Material parameter
variation for the outer
body cask in the
Z88ENSI GUI

changes the config file accordingly before passing it to the solver.

Functionality extension: Estimation of the peak fuel rod cladding temperature

In order to assess the temperature field inside the DPCs, various critical temperature limits must be observed. This is necessary for the long-term stability of the cask materials. These critical temperatures include, for example, the external surface temperature of the cask, the temperatures in the sealing areas of the primary and secondary lids and the temperature of the fuel rod cladding.

The current version of Z88ENSI does not use a meshed finite element model to represent the SFAs. The heat source is, therefore, represented by heat flows applied as boundary conditions to the shaft walls of the fuel rod cage. However, this approach does not allow the temperature of the fuel rod cladding to be determined. A logical next step would be to model an SFA and mesh the model for implementation in the Z88ENSI code. However, due to the structure and dimensional relationships of an SFA, a large number of elements would be required, increasing the computational cost enormously. Therefore, one of the objectives of this research project is to develop and implement fuel assembly substitute models, which will then allow the peak temperature of the fuel rod cladding to be estimated.

These substitute models achieve accurate and high maximum temperatures at a much lower computational cost than fully meshed finite element models of a complex fuel rod structure. This approach is also in line with the basic idea of the Z88ENSI programme, which is to provide an easy-to-use, lightweight computational tool for the assessment of temperature fields inside DPCs.

While extensive research on this topic is already done, the implementation of these substitute models is currently under development but still needs to be completed. It is expected to be completed in the first quarter of 2024.

Development and implementation of fuel assembly substitute models

The development of fuel assembly substitute models requires some background information on the specific SFA: the exact assembly of the various components, e.g. fuel rods, spacers, etc., and their exact geometric dimensions. Accurate material parameters are also required. These include temperature-dependent thermal conductivity, specific heat capacity, density and emissivity. In addition, the shaft width of the SFA basket, the assumed maximum shaft wall temperature, the ambient temperature and the assumed heat dissipation of a fuel rod are required. According to Hinds, a maximum shaft wall temperature of about 400°C and a heat flow of about 100 W to 600 W per fuel rod are expected [2].

There are three methods for estimating the cladding temperatures of fuel rods in a storage, transport or disposal facility, which can be either experimental-analytical or simulative [2, 3]. These are the two-region model by Manteufel and Todreas [4], the Wooton-Epstein correlation [5, 6] and a simulative model based on the effective thermal conductivity by Bahney and Lotz [7]. The Wooton-Epstein correlation from 1963 is the oldest of the three methods and is still widely used in industry. The Wooton-Epstein correlation was developed as an empirical fit to experimental data and is based on radiative and convective heat transfer. The results show very conservative behaviour and always overestimate the experimentally measured temperatures [3–5]. The model by Manteufel and Todreas is based on a homogeneous idealisation of an enclosed rod array divided into an inner and a boundary region. The inner region is characterised by an effective thermal conductivity consisting of a conductive and a radiative part. The boundary region is based on a conductivity model, including conductive and radiative heat transfer. In addition to the Wooton-Epstein correlation, the model by Manteufel and Todreas is an analytical method for predicting peak cladding temperatures, which also provides conservative results [3, 4]. The third method is a simulative

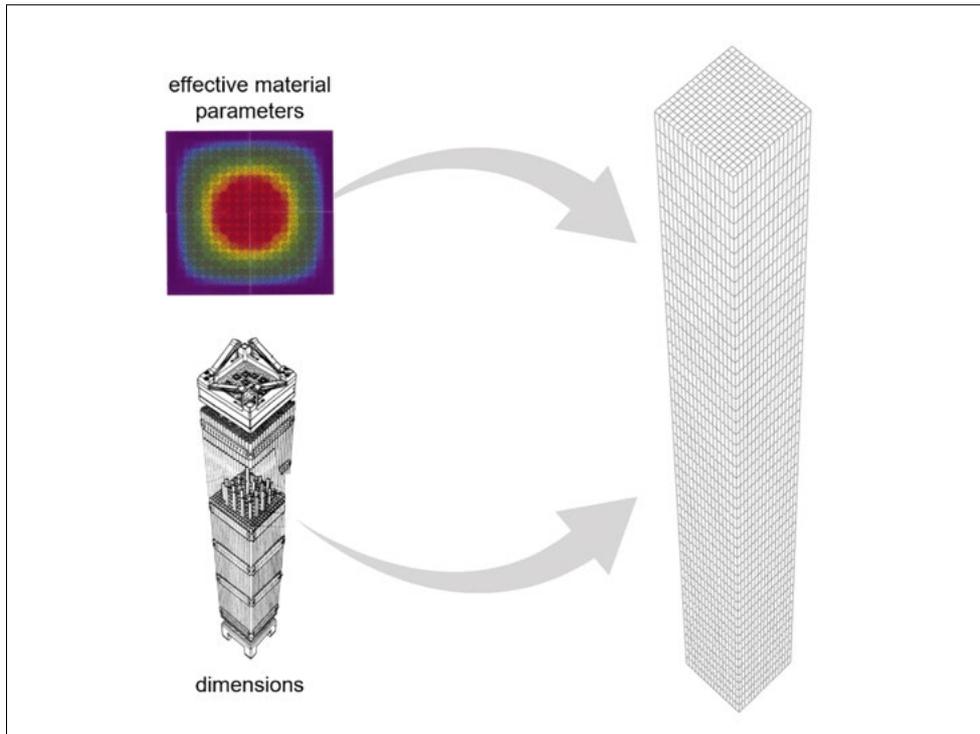


Figure 3:
Process for generating fuel assembly substitute models

approach based on a finite element model with effective material parameters. Bahney and Lotz developed a method for implementing substitute models to reduce the computational effort compared to explicit modelling of the spent nuclear fuel rods [7]. A general procedure for generating these substitute models is shown in Figure 3. The key to this is the assumption of a homogeneous cuboid volume. Detailed two-dimensional finite element simulations of cross-sections of the SFA derive the effective thermal conductivity for the assembly volume. These simulations are performed using gaseous heat conduction and thermal radiation as the heat transfer mechanisms, as it has been experimentally demonstrated that convection is negligible in closed fuel rod bundles [4, 7]. According to the Wooton-Epstein correlation, the peak values of the cladding temperatures depend on the decay heat of the fuel assemblies, the shaft wall temperature and the fuel assembly type. This means that for an accurate prediction of the cladding peak temperatures, it is essential to determine an appropriate effective thermal conductivity for a given fuel assembly type for

each replacement model implemented. In addition, the radiative heat transfer is strongly dependent on the fourth power of the absolute temperature. This leads to a strong non-linearity of the process. Therefore, a parameter study is required to determine the non-linear, temperature- and heat load-dependent effective thermal conductivity for each homogeneous assembly [2, 7].

The first step of the implementation will be the development of a routine for the integration of different substitute models into different cask types based on already existing substitute models, according to Bahney and Lotz. Subsequently, substitute models will be developed for those SFAs, which are the most commonly used types in Switzerland.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Over the past year, several features have been added to the Z88ENSI simulation tool. Firstly, the calculation results are now automatically summarised in a calculation report, which provides an overview of the minimum, maximum and average temperatures of the individual cask components. In addition, it is now

possible to change the material parameters, i.e. thermal conductivity, thermal expansion coefficient and emissivity of each cask component via the graphical user interface. The last remaining task of the project, the implementation of the fuel element substitute models to predict the peak cladding temperature of the fuel rods, still needs to be completed. This task is still in progress and is expected to be completed in the first quarter of 2024.

Publications

■ M. Roppel, F. Rieg, and S. Tremmel, "Definition and Determination of Fin Substitution Factors Accelerating Thermal Simulations", **Applied Sciences**, vol. 12, no. 9, p. 4449, 2022, doi: 10.3390/app12094449.

■ J. Nimmesgern, M. Roppel, C. Lange, B. Roith, B. Alber-Laukant, and S. Tremmel, "Accelerated determination of three-dimensional temperature fields of dual-purpose casks using combined numerical and analytical methods", in **PATRAM 22: Proceedings of the 21st International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials**, Juan-les-Pins, Antibes, France, 2023. [Online]. Available: <https://eref.uni-bayreuth.de/id/eprint/86472/>

■ M. Roppel, S. Heigl, J. Nimmesgern, B. Roith, B. Alber-Laukant, and S. Tremmel, "Numerical parameter study to describe the behavior of the fuel rod cladding temperature of a 15x15 spent PWR fuel assembly stored in a dual-purpose cask", in **PATRAM 22: Proceedings of the 21st International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials**, Juan-les-Pins, Antibes, France, 2023. [Online]. Available: <https://eref.uni-bayreuth.de/id/eprint/86471/>

■ M. Roppel, **Der Rippensubstitutionsfaktor – Ein Beitrag zur Vereinfachung und Beschleunigung von thermischen Simulationen am Beispiel eines Brennelement-lagerbehälters**, 1st ed. (Fortschritte in Konstruktion und Produktion 60). Düren: Shaker, 2023.

References

- [1] IAEA, **Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material**, 2018th ed. (IAEA Safety Standards Series No. SSR-6 (Rev.1) v.SSR-6 (Rev.1)). Vienna: IAEA, 2018.
- [2] M. D. Hinds, "Determination of BWR Spent Nuclear Fuel Assembly Effective Thermal Conductivity", 2001, doi: 10.2172/790801.
- [3] H. Kim, O. J. Kwon, G.-U. Kang, and 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**, vol. 71, pp. 427–435, 2014, doi: 10.1016/j.anucene.2014.04.004.
- [4] R. D. Manteufel and N. E. Todreas, "Effective Thermal Conductivity and Edge Conductance Model for a Spent-Fuel Assembly", **Nuclear Technology**, vol. 105, no. 3, pp. 421–440, 1994, doi: 10.13182/NT94-A34941.
- [5] J. A. Bucholz, "Scoping design analyses for optimized shipping casks containing 1-, 2-, 3-, 5-, 7-, or 10-year-old PWR spent fuel", United States, 1983. [Online]. Available: http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:14761770
- [6] R. O. Wootton and H. M. Epstein, "Heat Transfer from a Parallel-Rod Fuel Assembly in a Shipping Container", 1963.
- [7] R. H. Bahney, T. L. Lotz, "Spent Nuclear Fuel Effective Thermal Conductivity Report", TRW Environmental Safety Systems, Inc., Rep. BBA000000-01717-5705-00010 REV 00. Accessed: Oct. 27, 2023. [Online]. Available: <https://www.osti.gov/servlets/purl/778872>

DRYstars

Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-021-23

Author and Co-author(s): P. Konarski, C. Cozzo, A. Cherezov, 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,
www.psi.ch/en/stars

Duration of project: 1.01.2023–31.12.2024

Abstract

During 2023, main efforts were associated with broadening the HYPE capabilities for stress-driven diffusion, continuing the coupling between fuel performance and reactor core operation as well as establishing an approach to select limiting rods for dry storage analyses.

Concerning hydrogen behaviour, the HYPE module was enlarged to handle stress-driven diffusion. These developments were published as a journal paper.

Regarding the coupling, it was consolidated during the year. It couples codes specialised in different domains of nuclear fuel behaviour to obtain a high-fidelity calculation chain for dry storage studies. The coupling allows the automated transfer of reactor operation information from CMSYS validated reference core models to Falcon. The developed tool can now be applied to data of both Leibstadt and Gösgen nuclear reactors.

Based on the established coupling scheme, efforts were then oriented towards finding limiting rods for dry storage. Hundreds of thousands of fuel rods have been irradiated in the Swiss reactors over decades. All of them will be stored in dry casks for interim storage. To study their integrity in storage conditions, numerical simulations were per-

formed within the DRYstars project. However, simulating each rod with high-fidelity best-estimate tools is challenging due to extensive computational time. Therefore, in order to reduce the number of required fuel performance simulations, a methodology for finding limiting rods was developed. It employs numerical methods such as principal component analysis and clustering algorithms. In the preliminary study, 67,000 fuel rods were reduced to 37 limiting ones.

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 2023, the project objectives were as follows:

- enlarge HYPE's capabilities to stress-driven diffusion;
- consolidate the coupling between fuel performance and reactor core operation codes to simulate behaviour of Swiss rods in dry storage and validate hydrogen behaviour models;
- develop methodology for selecting limiting rods;
- participate in the SPIZWURZ benchmark.

The launch of the SPIZWURZ benchmark, aimed at studying axial transport of hydrogen and reorientation of hydrides during slow cooling, is delayed. Therefore, the main efforts in 2023 were concentrated on the coupling between reactor core operation and fuel performance codes, finding limiting rods for dry storage analyses and extending HYPE's capabilities to stress-driven diffusion.

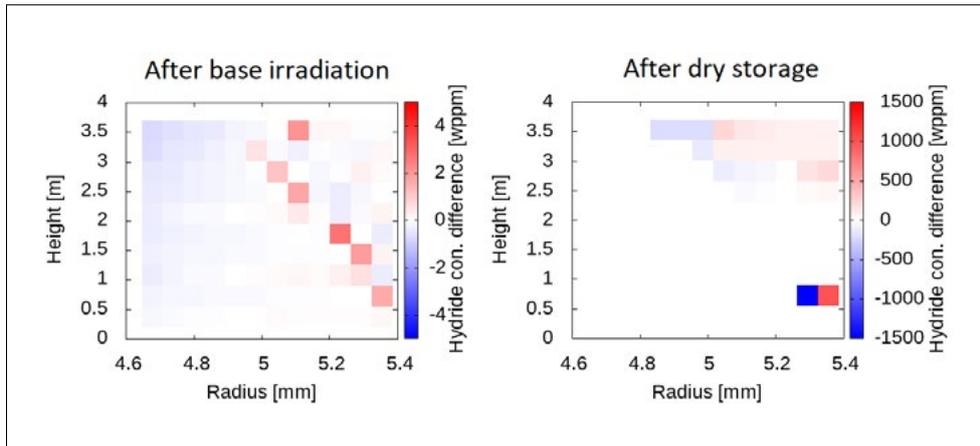


Figure 1: Difference in the hydride concentration between the simulations with and without stress-driven diffusion of hydrogen.

Work carried out and results obtained

Hydrogen behaviour

Zr-based claddings undergo a slow corrosion process in reaction with the coolant water. A fraction of the hydrogen produced in this reaction enters the cladding. Under certain conditions, hydrogen can form hydrides that weaken the cladding mechanical strength and can lead to a failure. Therefore, it is crucial to predict the distribution and state of hydrogen prior to dry storage. In 2021, the development of HYPE, the tool for hydrogen behaviour simulations, started. This year, the work continued, and HYPE was extended to stress-driven diffusion. Currently, handling stress-driven diffusion of hydrogen in nuclear claddings is a unique capability worldwide. An example of the impact of stress-driven diffusion on hydrogen distribution is shown in Figure 1. HYPE is now a complete tool ready to be applied to study safety of the Swiss rods in dry storage. It covers the most important phenomena related to hydrogen behaviour: diffusion driven by different forces, thermochemistry of hydrogen and reorientation of hydrides. Moreover, HYPE can simulate all the cladding materials used in Switzerland, including liner claddings. The journal article on hydrogen behaviour and HYPE has been accepted for publishing in Nuclear Engineering and Technology [1].

Fuel performance – reactor core operation coupling

The development of the coupling began in 2022 and was completed this year, making it the primary activity in 2023. The objective was to design an automated procedure that provides reactor operation data from the PSI Core Management System (CMSYS) to Falcon. Hence in this context, the CMSYS module BOHR was enlarged such as to export databases of irradiation history results at the pin level i.e. for all operated fuel assemblies as well as all individual fuel rods. On the Falcon side, a module was developed to import results from the BOHR databases to serve as boundary conditions for fuel performance calculations with Falcon. The development of this Falcon module was performed concurrently with a consolidation of the Fuel Management System (FMSYS) database. It contains information on the mechanical designs of the fuel assemblies used in Switzerland. FMSYS is an Excel file containing fuel rod design information described in a clear and concise manner. Using dedicated modules, the FMSYS fuel rod design information can then be combined with the CMSYS/BOHR operating history databases to perform Falcon and HYPE calculations for any selected operated Swiss fuel rod. This combined information can also be utilized to prepare a large amount of data for analysis in the search for limiting rods for dry storage.

Finding Limiting rods for dry storage

Finding limiting rods for dry storage analyses was the main research goal in 2023. Rods are considered limiting when one or more of their parameters may challenge the rod integrity in dry storage conditions or subsequent transport and handling. According to the literature review prepared in the framework of DRYstars, the presence of radial hydrides is of particular importance. The precipitation of radially oriented hydrides occurs when the cladding is submitted to strong tensile hoop stress. This can be a consequence of high Rod Internal Pressure (RIP) which has been chosen as one of the limiting parameters.

Hence during the year and using the KKL models as situation target, three different methodologies to find limiting rods have been tested. In the first one, a fast-running configuration of Falcon is used to perform simplified simulations, and the limiting rods for best estimate simulations are chosen based on the obtained RIP. In the second approach, fast-running Falcon results are employed to train a neural network in finding RIP. In the third approach, raw CMSYS/ KKL core simulation results are used to identify limiting rods. The pros and cons of each approach have been analysed, and the decision has been made to choose the last method. It represents a compromise between the required time and precision in finding rods with the highest RIP.

The chosen approach employs numerical methods widely used in machine learning, such as Principal Component Analysis (PCA) and clustering algorithms. In the first step, a multidimensional dataset representing a batch of fuel assemblies is reduced to 2D using PCA, allowing the projection of information onto a 2D plane, as shown in Figure 2. In the illustrated example, each dot corresponds to a single fuel rod included in the studied batch of assemblies. In this case, there are rods with different mechanical and neutronics designs. One can observe that due to geometrical and neutronics differences, the points tend to form clearly visible groups. To automatically identify them,

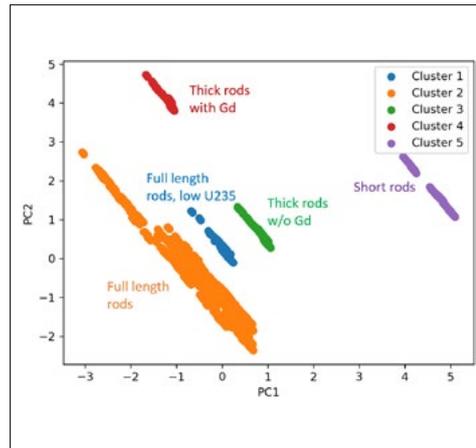


Figure 2: Clustering of KKL rod data with PCA; PC1 and PC2 stand for Principal Component 1 and 2, respectively

a clustering algorithm is applied. As a result, five clusters are identified, each corresponding to a combination of different neutronics and mechanical characteristics. In the final step, the highest burnup rod is identified for each cluster. The RIP of these rods was compared to the previously mentioned fast-running Falcon results, revealing that the highest burnup rods in each cluster have the highest, or nearly the highest, RIP.

As of now, the rod analysis has been conducted on approximately 67,000 irradiated rods at the Leibstadt power plant, revealing 37 limiting rods. This corresponds to a reduction factor of over 1,800. The identified rods can be easily simulated with Falcon and HYPE thanks to the coupling to core simulators. An example of such a rod simulation is presented in Figure 3. The data extracted from CMSYS was used to run Falcon calculations, followed by HYPE. The figure illustrates hydrogen concentration at the end of life calculated with HYPE. On the left side, it shows the radial concentration profile at the highest burnup axial elevation, and on the right side, it displays the concentration in the entire cladding. It is clearly visible that hydrogen tends to accumulate in the liner, which is beneficial from the perspective of safety in dry storage. On this basis, efforts have been undertaken to enlarge this limiting rod analysis methodology first to the KKG plant.

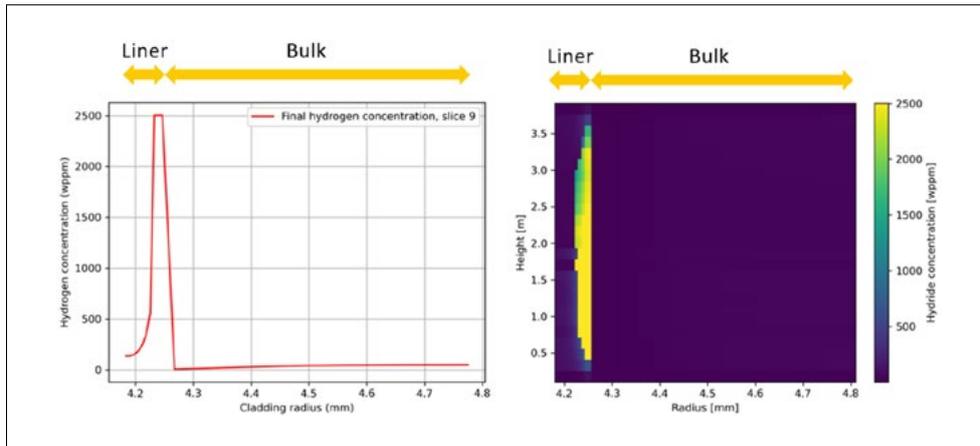


Figure 3:
Left Figure: Hydrogen
radial profile at the
highest burnup axial
elevation;
Right Figure: Hydride
distribution in the
cladding at End of
Life.

National Cooperation

At the national level, the DRYstars project is conducted in direct association with the ENSI/STARS project in general and its fuel modelling activities in particular. In addition, with regards to code validation using post-irradiation examinations of Swiss operated fuels as well as experimental programs on hydrogen uptake or dry storage fuel mechanics, DRYstars collaborates with the PSI Laboratory for Nuclear Materials. Finally, the DRYstars project is also associated to the national ESB activities related to dry storage fuel safety.

International Cooperation

At the international level, the DRYstars activities are closely linked to international expert groups and associated research programs, in particular benchmarks coordinated by the 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 plans to participate in an international benchmark on hydrogen behaviour in dry storage conditions organized by GRS. In addition, activities are regularly presented at the Extended Storage Collaboration Program (ESCP) meetings organized by EPRI. This year, DRYstars were invited to

give a presentation at Fachworkshop Zwischenlagerung 2023 organized by BGZ Gesellschaft für Zwischenlagerung in Germany. It confirms the importance of the topic and the international recognition of the work done in the framework of DRYstars.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Work on the most important objective for 2023 is ongoing. The methodology for finding limiting rods for dry storage analyses has been developed. Although the methodology is ready for use, it has not been applied to all rods irradiated in the Swiss reactors. This work will continue in 2024 with focus on the KKG plant. Developing the methodology was achieved thanks to completing the coupling between Falcon and reactor core simulations which was also a goal forecasted for 2023. Thanks to the coupling, CMSYS results can be extracted and processed in an automated manner to create Falcon input files or prepare information for algorithms seeking limiting rods. Finally, the work on hydrogen behaviour was finalized. The hydrogen behaviour models developed within DRYstars have been used to create the Hydrogen Post-process for Falcon – HYPE, which was described in a journal paper published this year. One of the goals for 2023 was not achieved. PSI did not participate in the SPIZWURZ benchmark since the organizers delayed it. The participation is forecasted for 2024.

For 2024, the perspectives are as follows:

- analyse the influence of low temperature annealing on the cladding mechanical behaviour;
- modelling and simulations of KKG limiting rods for dry storage safety analyses;
- use Z88ENSI to obtain thermal boundary conditions for dry storage simulations;
- participate in the SPIZWURZ benchmark.

Publications

- [1] P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi, **Development and testing of the hydrogen behavior tool for Falcon – HYPE**, Nuclear Engineering and Technology Volume 56, Issue 2, February 2024, Pages 728–744
- [2] P. Konarski, A. Cherezov, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi, **Finding critical rods for dry storage analyses**, Safety of Extended Dry Storage of Spent Nuclear Fuel Workshop, Garching, Germany, May 24–26, 2023

Mont Terri PF Experiment: Progressive Failure of Structurally Controlled Overbreaks Summary and conclusions

Author and Co-author(s): M. Ziegler, Q. Lei, C. Zhao, A. Obermann, M. Furche, T. Beilecke, T. Burschil, S. Loew
Institution: swisstopo
Address: Rue de la Gare 63, 2882 St-Ursanne
Phone, E-mail, Internet address: +41 (0) 79 930 71 96; martin.ziegler@swisstopo.ch
Duration of 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 faulted Opalinus Clay shale. The PF experiment was installed in 2020 in the Mont Terri underground rock laboratory (MT URL) and consists of a central, 0.6 m wide experiment borehole (representing a repository drift at 1:5 to 1:6 scale) and six monitoring boreholes at different radial distances to the experiment borehole. The geometric changes of the experiment borehole caused by new fracture formation, slip along pre-existing faults, or overbreaks, were surveyed by a custom-built, automated close-range photogrammetric survey system. Structural orientations and locations of tectonic faults inside the experiment borehole were obtained from the photogrammetric borehole data and used, together with structural data from the six monitoring boreholes, to constrain the fracture network of the investigated rock mass. The experiment borehole intersects the so-called main fault of the MT URL, which consists at this site of an on average 0.6 m thick zone of scaly clay, sharp fault zone boundaries, and a few mm thin fault gouge. In the hanging wall and footwall two sets of tectonic faults were found. The rock mass above the experiment borehole was monitored with electrical resistivity

and seismic tomography to detect changes in geophysical properties during ventilation (October 2020 to July 2022) and re-saturation (from July 2022 onward) phases. The monitoring borehole installations were also custom-built and are characterised by a newly-developed method for pointwise electrode coupling with the borehole wall and at the same time allowing for seismic borehole surveys or retrievable, long-term seismic monitoring. The electrical resistivity and seismic surveys suggest physical changes during the ventilation and re-saturation phases, especially in the footwall rock mass adjacent to the main fault. Based on the electrical resistivity data, for instance, the changes, i.e., reductions of resistivity that we interpret as damage-induced migration of natural pore water, extend up to about 2.7 borehole diameters into the crown of the experiment borehole. This extent is supported by monitored changes in seismic coda waves but not seen in the first arrivals of seismic p-waves. Latter data indicate changes only close to the experiment borehole. Note that damage-induced pore water migration could be a key process to explain wet spots at the Mont Terri URL.

Finally, a discontinuum numerical model was built to mimic the tectonic fractures explicitly and investigate the physical mechanisms that drive the emergence and evolution of macroscopic borehole overbreaks arising from microscopic damage processes around the experiment borehole. Our model captures important geomechanical properties and responses of the faulted Opalinus Clay shale, such as anisotropy of the shale matrix, deformation of the fault zone, dislocation of secondary fractures, and growth of new cracks as well as generation of overbreaks. In the numerical study we explored also scenarios of different fault zone inter-

section angles (40° and 10°) with respect to the experiment borehole. In this report we summarise and discuss the main in-situ experiment and numerical simulation results of the PF experiment.

Introduction

In the context of nuclear waste repositories, the integrity of the geological barrier is a major concern. In unfavourable situations, steep and acute angled fault zones may lead to deep rock mass damage and/or large tunnel caving/overbreak in the order of several tunnel radii. However, the presence of tectonic fault zones with offset < 20 m at the repository depth of 800–900 m below ground surface cannot be predicted precisely nor completely from measurements (e.g., seismic investigations) carried out at the ground surface prior to repository excavation. Indeed, detecting faults in the Opalinus Clay formation from regional 3D seismic data proved challenging in general as discussed in the 4th “RBC seminar” on November 30th, 2023. Very critical are steeply dipping and persistent discontinuities or weak fault zones striking at angles smaller than about 30° to the tunnel axes (e.g., Bieniawski 1989). Structurally controlled failure may be initiated during excavation and damage the geological barrier progressively, i.e., rock damage may evolve over long periods of time, driven by hydromechanically coupled processes and delayed support reactions. Such zones can substantially reduce the effective thickness of the geological barrier and may lead to abandoning of repository drift sections for waste disposal, increasing the required subsurface space of a high-level waste (HLW) repository. Up to now, the extent, properties, and progressive formation of such damaged zones have not been investigated in situ. It is of central importance to evaluate fault zone hazard scenarios related to repository construction and long-term safety (Ziegler and Loew 2020).

Extensive rock mass damage and overbreak should, as much as possible, be avoided with suitable engineering measures during the construction phase. In addition, the lifetime

of conventional support measures is limited and is expected to be shorter than the saturation phase of the bentonite backfill and the build-up of full swelling pressure, respectively (e.g., Birkholzer 2019 and references therein). Hence, rock mass damage may increase once the bearing capacity of support measures reduces. For deep tunnels in clay shales without effective tunnel support, large damaged zones with deep shear displacements (squeezing zones) may also form outside tectonic shear zones.

The Progressive Failure (PF) project explores structurally controlled damage evolution in faulted Opalinus Clay shale (OPA) in a 1:5 to 1:6 scale in-situ experiment at the Mont Terri Underground Rock Laboratory (MT URL). Failure behaviour and damage extents of the experiment are measured with geophysical and photogrammetric tools and compared with mechanical numerical simulations that include a representation of the fracture network of the tested rock mass based on core and borehole loggings. In this report, we summarise and discuss the main results of the PF project.

Summary of Past as well as New Works of 2023 and Results

In-situ investigations

Experiment setup

Ziegler and Loew (2021a, b) provided detailed information about the monitoring approach of the in-situ experiment. Here, only a brief overview is provided. The experiment includes six monitoring boreholes (BPF-1 to BPF-6) of each about 14 m length, which were drilled, logged and completed with special casings for electrical resistivity and seismic tomography in May/June 2020. The borehole casings were an own design in order to allow us to couple electrodes pointwise with the rock mass and carry out repeat seismic borehole surveys as well as longer-term seismic monitoring with active and passive techniques. The monitoring boreholes allowed to temporarily and spatially investigate the geophysical changes of faulted Opalinus Clay rock mass above a 60-cm-wide exper-

iment borehole (BPF-7) that induced elastic and anelastic rock mass deformations. BPF-7 was drilled in September/October 2020, after recording of geophysical baseline data, and equipped with a second own invention, a borehole photogrammetry survey platform (PSP) that includes also air inflow tubes for borehole ventilation, for instance. Since the completion of BPF-7, geophysical datasets were obtained and the experiment borehole was surveyed photogrammetrically on a regular basis. A combination of optical borehole images to identify new fracture and breakout formation and tectonic fault slips and geophysical tomography were used to investigate the type of damages as well as localising potential damage extents of the faulted rock mass in situ. In 2022, the camera slid for the PSP was improved to allow for almost fully-automated borehole surveying and fiber-optical strain and temperature sensor lines were installed inside BPF-7 in the frame of the FS-E project, allowing for unprecedented recordings of borehole deformations since June 2022 that cover the timespan from experiment borehole ventilation to resaturation (Ziegler et al. 2023).

Rock mass structures of the experiment volume

Structural information of the experiment rock mass was derived from core and optical borehole loggings. Tectonic fault planes were divided into two sets, namely set 1 and set 2. The majority of these faults belong to set 1 with an average orientation of $139/43 \pm 11^\circ$ (dip direction/dip angle \pm one standard deviation), which is similar to the bedding orientation (on average $138/42$) of the Opalinus Clay shale formation from this site. Slickenside analysis suggests that set 1 originated from flexural slippage between bedding planes during anticline folding (Nussbaum et al. 2011). Set 2 consists of gently dipping fault planes oriented $108/18 \pm 13^\circ$, originating from thrust movements towards the NNW (Nussbaum et al. 2011). For set 1, the angle at which the discontinuities intersect with the borehole is about $30\text{--}45^\circ$, whereas in the set 2, the intersection angle is sharper, at about

$20\text{--}30^\circ$. Apart from tectonic fault planes, a major fault zone of on average 0.6 m thickness and composed of scaly clay and hosting a few mm-thin layer of fault gouge, known as the main fault in the MT URL, was found in all boreholes. The mean orientation of the fault zone boundaries is $135/47$. **Figure 1** shows the 3D photogrammetric model of BPF-7 from November 2020. Details of borehole breakouts (**Figure 1a, d**), a prominent fault plane of set 2 (**Figure 1b**), and the major fault zone (**Figure 1c**) are given. Note that extensile excavation-induced fractures with orientations about tangential to the MI niche excavation surface were found within the first about 4 m of the boreholes and about 3–7 m away from the top of the fault zone.

Environmental monitoring of BPF-7

Shortly after borehole completion of BPF-7 at the end of October 2020, a ventilation system was in operation to achieve an about constant relative air humidity (RH) of $65 \pm 2\%$ at our controlling RH-sensor at 2.3 m inside BPF-7 (Ziegler and Loew 2021b). A second sensor along hole shows that the RH was up to about 7 RH-%-points higher at a depth of 12 m before and after ventilation. With minor interruptions, this system was in operation until July, 20th, 2022. Airflow out of the borehole measured at a port in the borehole lid was on average $0.25 \text{ m}^3/\text{min}$ with 17.7°C and 63% RH, and $11 \text{ g moisture}/\text{m}^3$. Considering our permanent air inflow of on average $8 \text{ g moisture}/\text{m}^3$ and assuming a perfectly sealed borehole so that in and outflow are equal, we extracted, i.e., discharged from the rock mass, moisture of about 1 litre per day. Based on the rock moisture sensors at a stable (no breakouts) borehole position, the measured radius of the desaturation zone located between 15 and 21 cm inside the rock mass from the borehole wall (**Figure 2**). Using the volumetric water outflow, air temperature and RH of the experiment borehole, applying Kelvin's law to derive the matric potential, and assuming that the evaporation rate equals Darcy flow, a hydraulic conductivity of the rock mass on the order of $2 \cdot 10^{-15}$ to $1 \cdot 10^{-14} \text{ m/s}$ can be estimated. This range is up to one order of

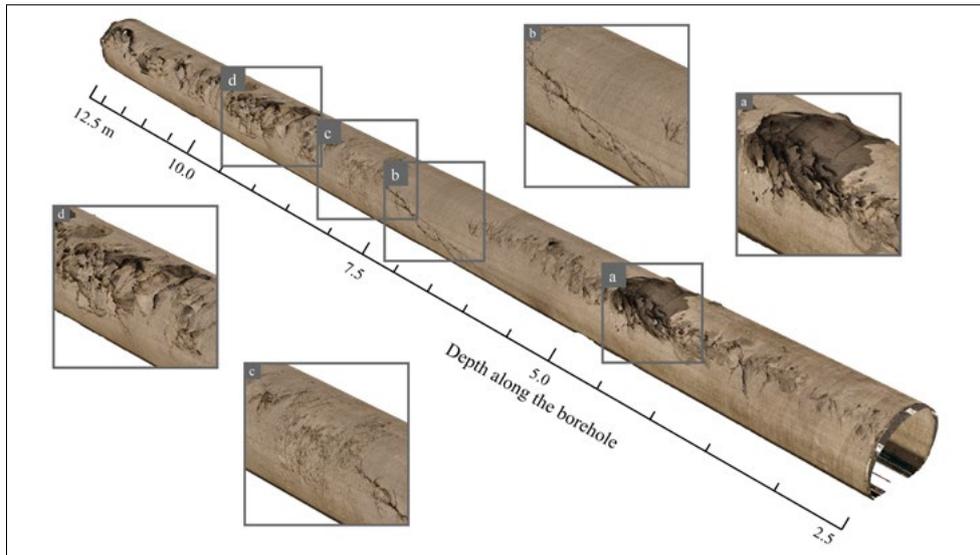


Figure 1: High-resolution, textured 3D model of the main experiment borehole. (a) and (d) show zoomed-in views of overbreak patterns at the crown of the borehole in the hanging wall and footwall regions, (b) highlights the trace of a gently dipping fault plane and (c) shows the location of the fault zone composed of scaly clay.

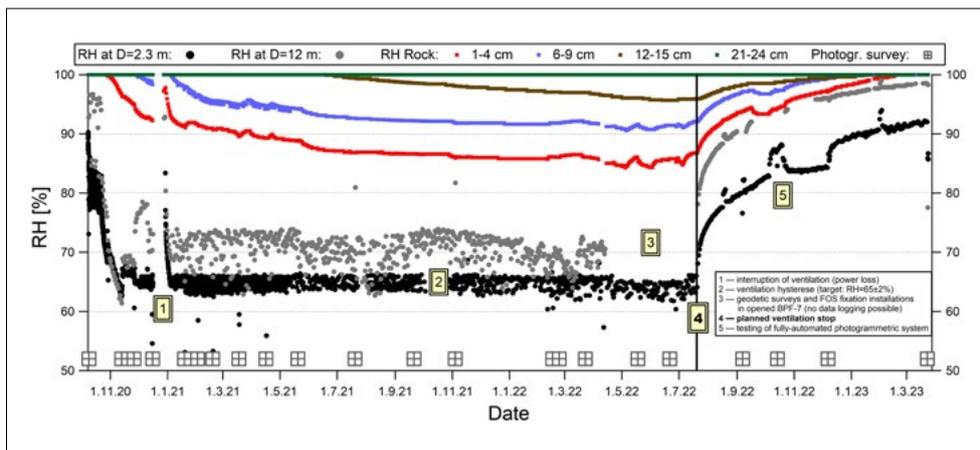


Figure 2: Evolution of relative humidity (RH) inside the experiment borehole BPF-7. An RH of ~63–72% could be maintained well during the ventilation phase between 10/20 and 07/22 (black and grey dots). After the stop of the ventilation in 07/22, the RH of the borehole as well as the moisture of the rock recovered.

magnitude below the lower end of K-values derived from hydrotests in fault zones at the MT URL ($1 \cdot 10^{-14}$ m/s to $6 \cdot 10^{-12}$ m/s with average of $4.6 \cdot 10^{-13}$ m/s; Nussbaum et al. 2004). The obtained lower K-values could be attributed to the desaturation of the rock mass by the air flow inside the borehole. Furthermore, the age of the open MI niche of about two decades and associated long-term desaturation may contribute as well to the estimated, lower hydraulic conductivities. On July 20th, 2022, the ventilation was stopped and the borehole's air and rock formation started to resaturate. The rock mass resaturated until about March 2023 to the conditions prior to ventilation. Since early summer 2023, the RH inside BPF-7 ranges between 92 and 98% and was about constant thereafter.

Damage evolution of BPF-7 from optical imaging

Rock mass damage in the form of stress-induced but structurally controlled borehole wall breakouts with 1–8 cm radial depth was initiated during the drilling of BPF-7, especially in the footwall rock mass. In the adjacent hanging wall rock mass only at about 4.0–4.5 m depth along the borehole a more prominent breakout formed close to a wet spot, and the fault zone had no breakouts. We attribute these findings mainly to stress concentration effects in the footwall rock mass and potential destressing in the form of an EDZ and desaturation-related strengthening effects of the hanging wall due to the excavation of the MI niche. Initial slip offsets along faults, as indicated by our numerical

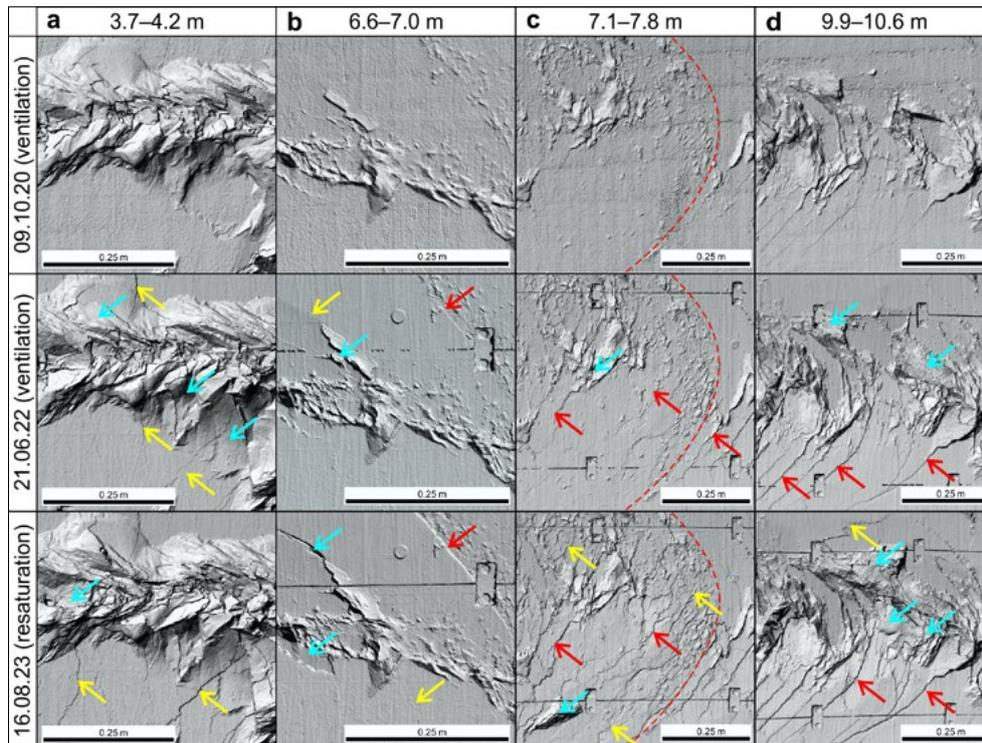


Figure 3: Examples of hill-shaded, unwrapped borehole wall sections along BPF-7 showing the evolution of breakouts (blue arrows) as well as the formation of new cracks along or oblique to bedding planes (yellow arrows) and slip of tectonic faults (red arrows). Columns 1 and 4: borehole breakout zones; column 2: slip along a prominent fault plane of set 2; column 3: scaly-clay fault zone with dashed red line marking the fault zone's lower boundary. Different light conditions were used for hill-shading.

simulations (see below) were likely removed during the drilling process. However, the first photogrammetric surveys of October and November 2020 showed, e.g., some mm-scale offset along a gently dipping tectonic fault plane of set 2 (**Figure 1b**). Fault slip and breakouts increased only slowly during the ventilation phase (Sutter 2021) that caused the Opalinus Clay shale around the borehole to become stiffer and stronger (e.g., Wild et al. 2015) and, in general, increased borehole stability. The ventilation phase was dominated by formation of desiccation cracks (Sutter 2021). Even though ventilation was ongoing for about 21 months, the desiccation cracks started to close again from about two months after drilling, which we attribute to the effect of rock mass convergence. **Figure 3** top and middle rows show examples of the evolutions of borehole breakout zones (a, d), a gently dipping tectonic fault plane (b), and the scaly-clay fault zone (c) in the ventilation phase. With the beginning of the resaturation phase, rock cracking and rock falls from breakout zones, as well as fault slips accelerated and are still ongoing (see lower row in **Figure 3**). Especially, the macroscopic

crack propagation and some breakout formation within the fault zone in the resaturation phase should be mentioned here, as the fault zone did not comprise substantial deformation features during the longer ventilation time. The visible depth of the deepest breakouts reached about 12 cm by August 2023. The aforementioned gently dipping tectonic fault plane of set 2 yields a radial offset of about 2 cm by August 2023. Cracks along and across bedding inside the breakouts and fault slips suggest that the maximum rock radial damage extents are considerably deeper.

Single and cross-hole electrical resistivity tomographic (ERT) measurements

BGR has conducted seven ERT measurement campaigns between December 2020 and August 2023. The setup and numerical analysis approach were detailed in Ziegler et al. (2022). In the last repeat measurements of the ERT in August 2023 six single hole arrangements and nine cross hole arrangements were realised. **Figure 4a** shows a section of the resistivity distribution for this time step. The foot wall and hanging wall bound-

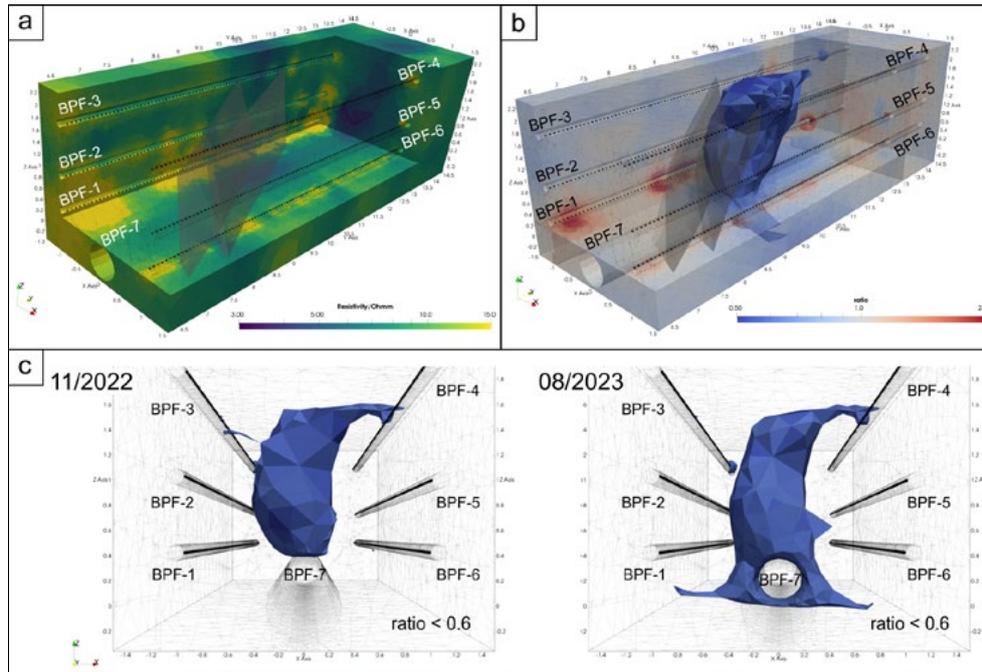


Figure 4:
(a) Resistivity distribution above BPF-7 in August 2023. Main Fault (scaly clay) is denoted by diagonal levels.
(b) Relative change between August 2023 and the reference December 2020. Volume elements with a ratio of lower than 0.6 are highlighted.
(c) Comparison of ratio body (<math>< 0.6</math>): left November 2022, right August 2023, view along borehole axis.

aries of the scaly clay zone of the main fault are indicated as diagonal planes in space. The highest resistivities can be seen in the vicinity of the observation boreholes, especially around borehole BPF-1. Here, however, a greater part of the electrodes is not connected to the rock, others are partly very poorly connected. The fault zone is indicated by relatively low specific resistivities.

If one explores the changes to the reference measurement of December 2020 (**Figure 4b**), the footwall rock mass adjacent to the main fault is particularly striking as it has considerably reduced electrical resistivity (indicated by a body with the property that all cells have a ratio less than 0.6) and its size increased over time. The main difference from the previous measurement from November 2022 is that the area with the lower resistivities now also surrounds the main borehole BPF-7 (**Figure 4c**). Since the ventilation in BPF-7 was switched off in July 2022, moisture seems to be spreading here. However, the extent of the borehole breakouts and the changes in the degree of rock saturation are likely too small in size so that these zones did not show noticeable differences or

changes in electrical resistivity compared to the surrounding rock mass.

Episodic seismic cross-hole tomography

Repeat seismic cross-hole surveys were carried out by BGR in September and December 2020, April and November 2021 in all boreholes, as well as in July 2022 and in March 2023 in BPF-3 and BPF-4 only. Seismic cross-hole measurements were conducted between the monitoring boreholes 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. However, not all of the monitoring boreholes could be surveyed in the last two years and, thus, a final seismic survey including all six boreholes should be carried out.

Episodic seismic measurements reveal the anisotropic behaviour of the OPA. A simple velocity analysis of the data shows this impressively but some additional features can be observed as well. We call the velocities apparent (v_{app}), because they are not derived from inverted velocity models. Instead, we calculated them based on assumed

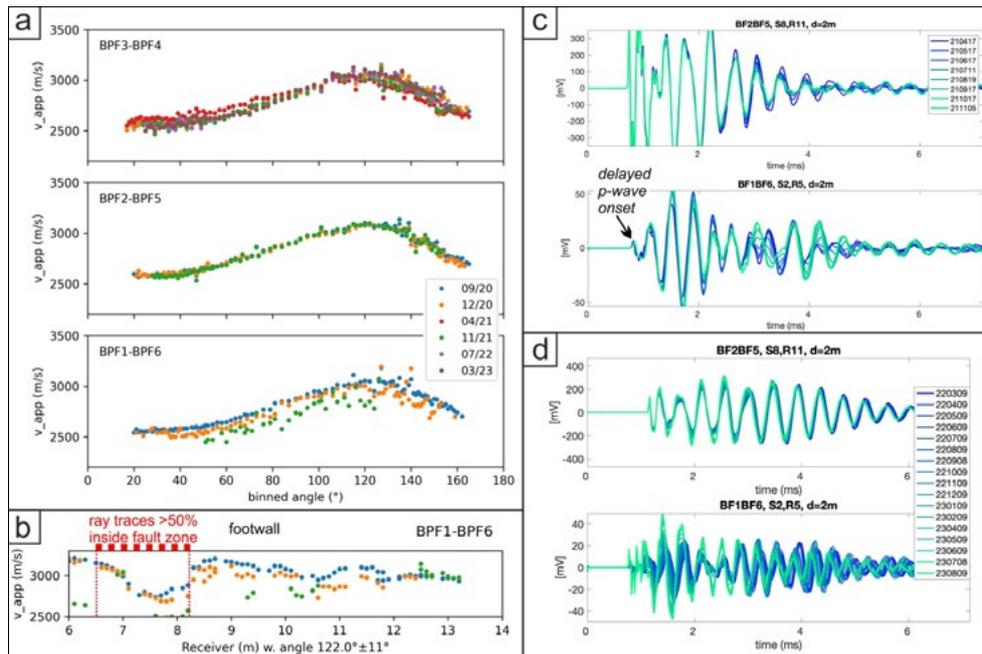


Figure 5:
(a) Apparent velocity evolution for planes BPF1-BPF6, BPF2-BPF5 and BPF3-BPF4 against source-receiver angles and **(b)** for direction $122 \pm 11^\circ$. Monthly waveforms for two exemplary source-receiver couples from **(c)** April to November 2021 and **(d)** March 2022 to August 2023 for the upper (BPF2-BPF5) and lower (BPF1-BPF6) planes. Gradual phase and amplitude changes are visible and more pronounced on the plane BPF1-BPF6, close to BPF7.

straight rays between sources and receivers and binned (averaged) for defined angles that connect a number of different sources and receivers in each of the planes between the inspected observation boreholes. The velocities are indicated as coloured dots in order to be able to discriminate the different repeat surveys (**Figure 5a, b**). Maximum p-wave velocities of 2965–3137 m/s were derived, showing an anisotropy factor of 17.5–21.1%. These values are in agreement with previous seismic measurements in the MT URL (Williams et al. 2022, and references cited therein). The fault zone is characterised by an about 300–500 m/s slower maximum p-wave velocity compared to the hanging and footwall rock masses. Compared to the initial measurement of 9/2020 (blue), repeated measurements of 12/2020 (orange) and 11/2021 (green) show an obvious decrease of the apparent velocities with experiment progress for the plane BPF1-BPF6, which is closest to the experiment borehole (**Figure 5a**, lower panel). There, the largest velocity decreases were found around the main fault zone (**Figure 5b**). No such strong velocity changes were identified for the planes BPF2-BPF5 nor BPF3-BPF4 (**Figure 5a**, centre and top, respectively). The sine-like distribution of

velocities in the figure is the indication of anisotropic seismic velocities.

Permanent seismic transmission monitoring

We operated twelve acoustic emission sensors and twelve ultrasonic transmitters, homogeneously spread over a length of 6 m in four boreholes at depths from 7–13 m along hole on two parallel planes (BPF1-BPF6, BPF2-BPF5) above the experimental borehole BPF-7 since April 2021 (for details see Ziegler et al. 2022). This setting is capable of frequent active seismic surveys of reduced spatial resolution compared to BGR's surveys and of monitoring ruptures of fractures of centimetre to metre scale (pico/microseismicity). We recorded two series of transmitter shots every night from April to November 2021, and after de- and reinstallation, from December 2021 to August 2023. In between, the sensors were removed to allow BGR to perform their repeat survey. The basic premise of time-lapse monitoring is straightforward. Repeated surveys are performed with the aim of understanding changes in the volume of interest over time. During these repeated surveys, the difference in acquisition parameters has to be minimal. To reduce random noise, sensors

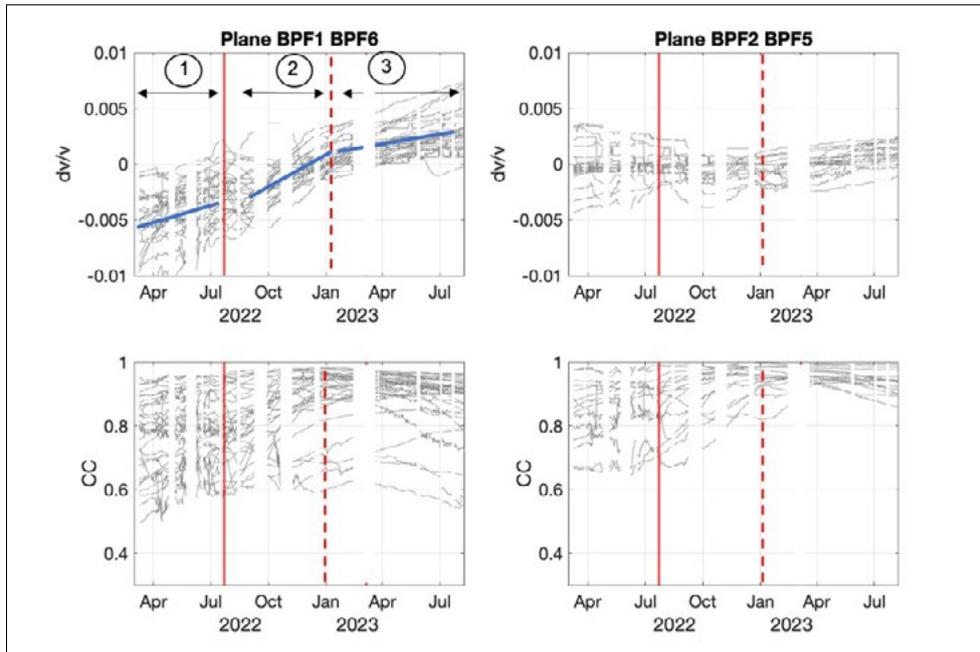


Figure 6. Relative velocity changes (dv/v) and waveform similarity (CC) for source-receiver couples within the two planes BPF1-BPF6 and BPF2-BPF5. The vertical red lines indicate the stop of the ventilation phase (1) on July 22nd, 2022 that led to a saturation phase (2) and an attenuation of the trend starting in January 2023 (3). The blue lines indicate an exemplary slope that we compute for all source-receiver couples.

and recorded wavefields are ideally static and fluctuations in the frequency content should also be minimal. In **Figure 5c, d** we show the monthly recordings for two exemplary transmitter-receiver couples from the upper and lower plane from April to November 2021 and from March 2022 to August 2023. Overall, the waveforms remained very similar, indicating a high repeatability of the surveys. In 2021, some couples show a slight decrease of velocity, also affecting the first arrivals. For the later observation period from 2022 to 2023, the first arriving waveforms remained very similar and only 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.

We quantify the phase-shift that is related to a velocity change (dv/v), and the waveform similarity (CC) using the stretching method (Obermann and Hillers, 2019), by comparing daily recordings to the average of the observation period. The results, where stretching is applied to the entire waveforms, are shown in **Figure 6** for the second series. The seismic velocity in the coda is strongly affected by the stop of the ventilation on July 22nd, 2022, marked with the solid red line. In January 2023 the velocity increase slowed down

compared to the previous six months. We can observe three phases; 1) ventilation; 2) saturation; 3) slow down. The effects are stronger on the plane BPF1-BPF6 in the vicinity of the experimental borehole compared to the plane BPF2-BPF5. The increase of correlation coefficient results from the long observation period and should only be interpreted as a stabilisation of variability in 2023.

We then use probabilistic sensitivity kernels (Pacheco and Snieder 2005) to invert the seismic velocity changes during the saturation phase. The tomographic inversion results in a 3D model of seismic velocity changes (**Figure 7**). The black lines indicate the main fault zone boundaries. We observe stronger velocity changes closer to BPF-7. Interestingly, the changes seem to be delineated by the fault planes.

Numerical simulations

We developed a multi-scale 3D numerical model based on the discrete element method to simulate the spatiotemporal evolution of fracture displacement and crack growth during and after the drilling of BPF-7. The model setup is shown in **Figure 8**. The simulation results and field observation of borehole overbreak patterns (upper row) and the new crack growth around the borehole

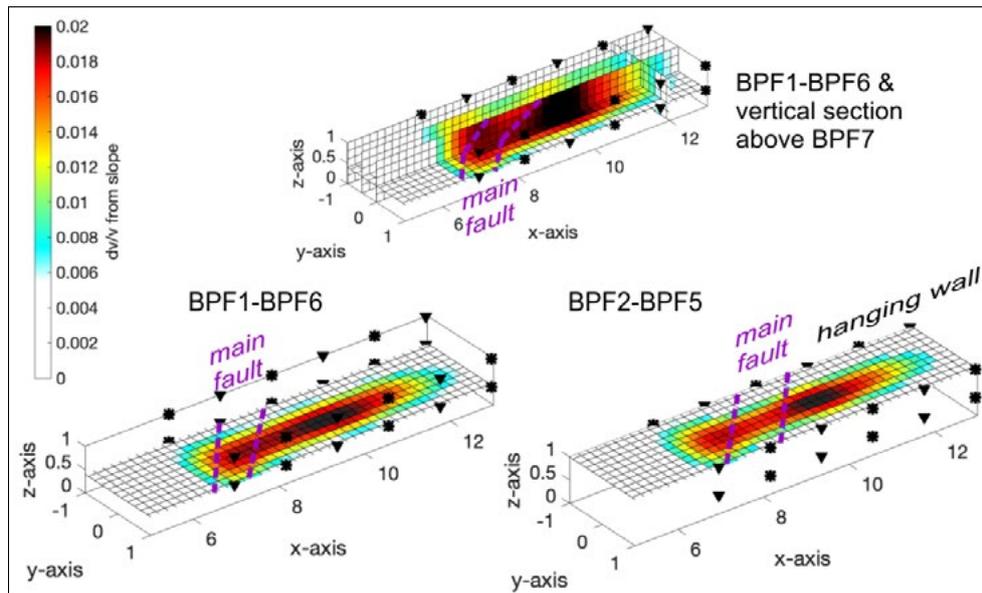


Figure 7: Tomographic inversion of the seismic velocity changes from coda waves during the saturation phase. The purple lines indicate the main fault boundaries. We observe stronger velocity changes closer to BPF-7. The maximum changes occurred in the footwall rock mass close to the main fault zone.

(lower row) at different depths are illustrated in **Figure 9**. For overbreak formation, we defined an overbreak as a fully detached zone that does not support any significant stress and shows a considerable displacement (say more than 5 mm) towards the borehole centre. In the in-situ experiment, overbreaks can be identified based on the mapped borehole profiles obtained from the photogrammetric survey. We show the results for four representative transverse sections located at different depths, viz. $x=3.0$ m, 4.5 m, 8.0 m, and 9.0 m, along BPF-7. For $x=3.0$ m, very few overbreaks were observed in the experiment borehole and the simulation results also revealed that only some small overbreaks occur. For $x=4.5$ m, our simulated overbreak pattern is roughly compatible with the experimental observation where a significant overbreak with a failure depth of approximately 3 cm occurs on the top left region of the borehole. For $x=8.0$ m, only some minor overbreaks were observed in the field experiment, while the simulation results also indicated very limited overbreaks appearing on the crown of the borehole. Finally, for $x=9.0$ m, somewhat increased overbreaks were observed on the top left part of the borehole in situ, while the simulation captured an overbreak at a similar location but with a reduced size. In general, our simula-

tion results qualitatively show a good agreement with the experimental data regarding the initial overbreak patterns in the borehole. Furthermore, concerning the depth to which overbreaks extend into the surrounding medium, the simulation results are compatible with field observations, showing overbreak depths generally in the range of 2–5 cm.

In the lower row of **Figure 9**, we show the patterns of new crack growth around the borehole for the four representative transverse sections. We characterise the shape and extent of the damaged zone using ellipses, which are defined to include 95% of new cracks around the opening. For $x=3.0$ m, the newly formed cracks are concentrated in the top left and bottom right regions of the borehole, such that the long axis of the damaged zone ellipse is oriented at about 45° with respect to the y -axis. This is consistent with the expectation from the stress field with the in-plane maximum principal stress pointing from top right to the bottom left. For $x=4.5$ m, the new cracks are still concentrated at the top left and bottom right space with respect to the borehole, but the damaged zone ellipse becomes more aligned with the y -axis. For $x=8.0$ m, new cracks tend to develop in the borehole's crown such that the long axis of the ellipse is more along the z -direction. This is related to the proximity to

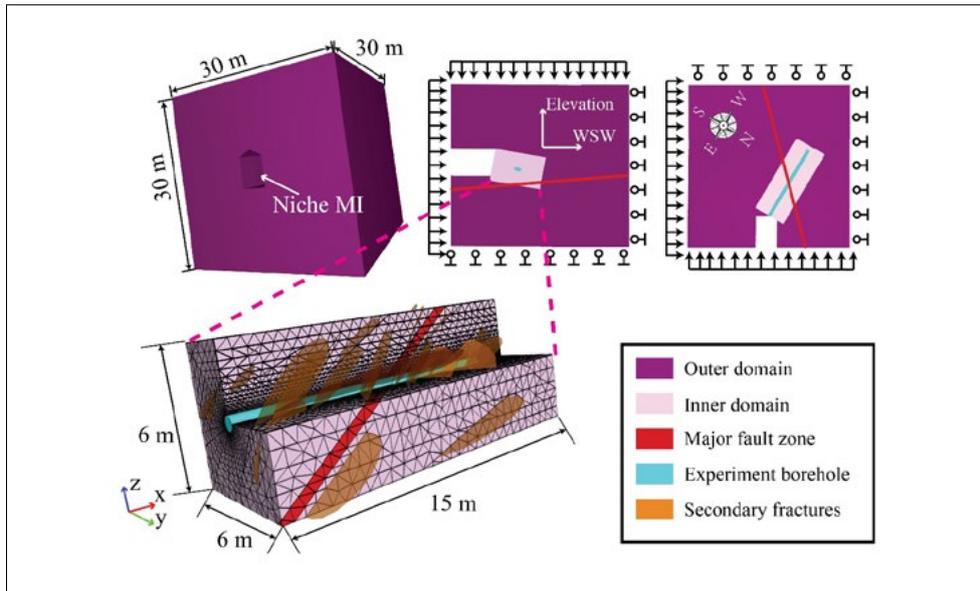


Figure 8: 3D model setup, including an outer domain (upper panel) and an inner domain (lower left).

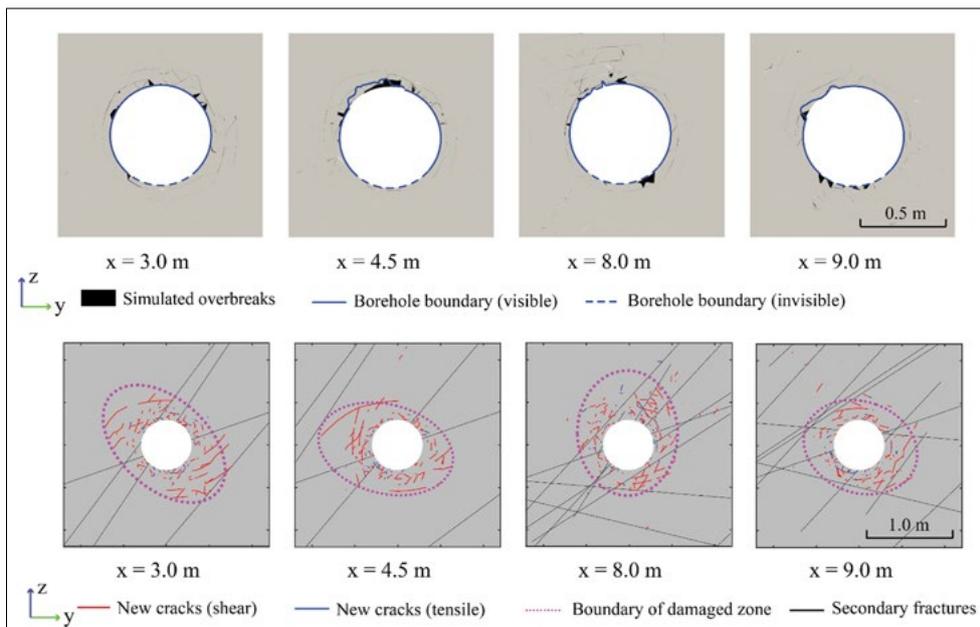


Figure 9: Simulated overbreak patterns by the numerical model in comparison to mapped post-drilling borehole profiles in the in-situ experiment (upper row) and new crack growth and damaged zones around the borehole (lower row) for transverse sections located at different depths along the borehole.

the fault zone that strongly perturbs the local stress field. For $x=9.0\text{ m}$, the damaged zone ellipse rotates back to the expected orientation with the long axis pointing from top left to bottom right, in general consistent with the far-field stress state. In all analysed cross-sections, we can see that new cracks are formed predominantly by shear failure. Small-sized tension-induced new cracks only develop in the vicinity of the borehole boundary, while shear failure can occur near the borehole surface and also develop deep

into the rock mass. Note that, for the transverse sections at $x=3.0$ and $x=4.5\text{ m}$, some large-sized shear cracks developed at a distance of about the borehole diameter away from the borehole wall, which may result from the interplay of borehole drilling-induced unloading, the interaction of sparsely spaced pre-existing fractures, and the anisotropy of Opalinus Clay shale. In general, we can see that the damaged zone is characterised by an inner shell (dominated by extensive, small-sized tensile and shear cracks) and

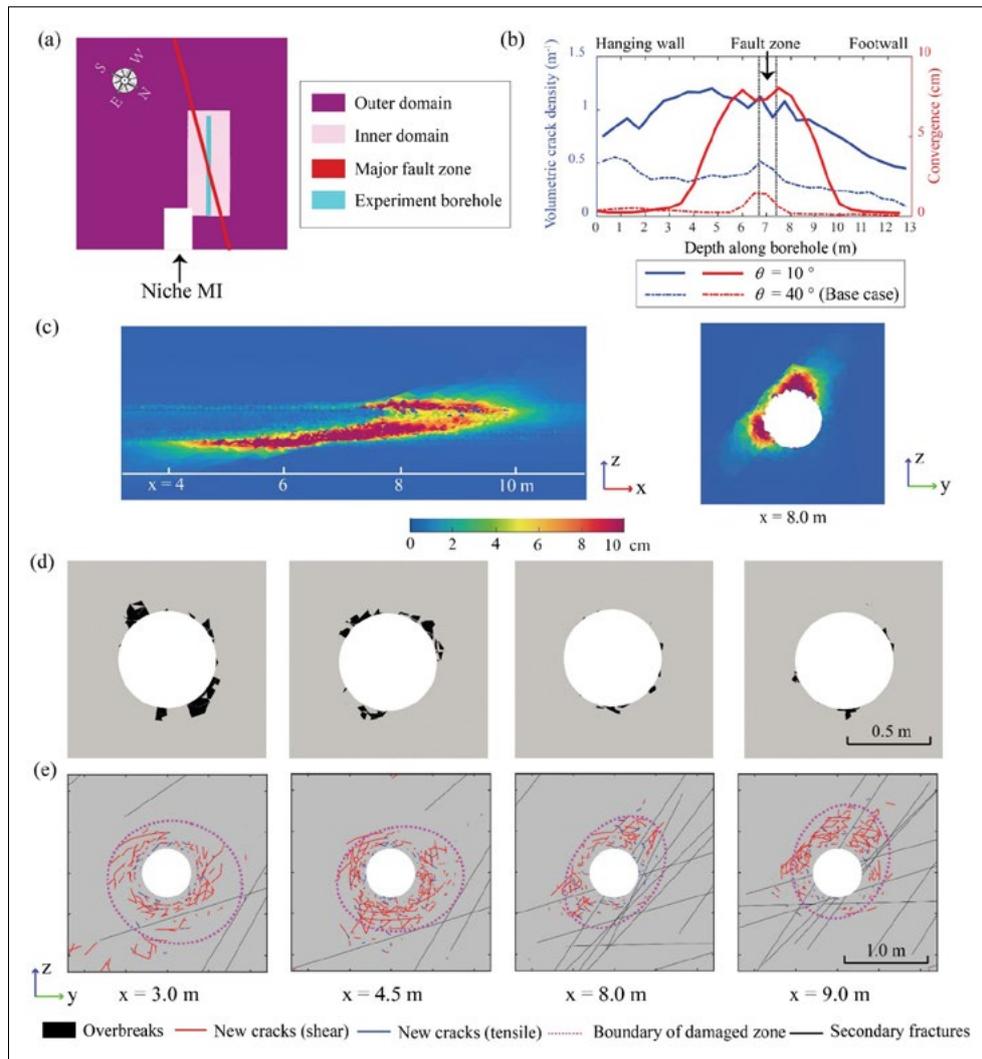


Figure 10: Simulation of the scenario with a small acute intersection angle of 10° between the opening and fault zone: (a) model setup, (b) variation of volumetric crack density along the borehole compared to the base case with an intersection angle of 40° , and simulation results of (c) displacement field, (d) overbreaks and (e) new cracks around the opening.

an outer shell (dominated by sparse, large-sized shear cracks). We also observe that the inner shell has a thickness of a quarter of the borehole diameter, while the outer shell extends by half to one borehole diameter into the surrounding rock. Apart from overbreak formation and fracture propagation, shear displacement of pre-existing fractures also mainly occurs in the vicinity of the borehole, with maximum magnitudes of 1–2 mm within 5 cm from the borehole wall, consistent in terms of magnitude with the field observation. Shear displacements are largest toward the major fault zone.

In the in-situ experiment and simulation above, the intersection angle (θ) between the opening and the fault zone is $\sim 40^\circ$. We used the model to explore an additional scenario

with an acute intersection angle $\theta = 10^\circ$, by rotating the borehole by 30° anticlockwise (Figure 10a). Figure 10b shows the variation of the volumetric density of new cracks and convergence (i.e., radial displacement of the borehole wall) as a function of the depth along the borehole for $\theta = 10^\circ$, in comparison to the base case with $\theta = 40^\circ$. Clearly, the damage in the case of $\theta = 10^\circ$ is much more profound than that in the base case. For the base case, the density of new cracks decreases in general from the borehole top toward its end. However, for $\theta = 10^\circ$, new crack density increases with depth in the hanging wall due to the stronger effect of the acute angled fractures and fault zone on excavation-induced fracturing. Consequently, large convergence of up to about 8 cm occurred (Figure 10b, c),

especially within $\pm 2\text{--}3\text{ m}$ distance from the fault zone boundary. The large convergence of the opening in the case of $\theta = 10^\circ$ is driven by the large deformation along the fault zone (subparallel to the borehole) and is accompanied with pronounced squeezing ground behaviour (without overbreak formation) within the opening (**Figure 10c**). In **Figure 10d** and **e**, we show the overbreak pattern and the distribution of new cracks for the case of $\theta = 10^\circ$. Compared to the base case results (**Figure 9**), the decreased borehole-fault intersection angle leads to a significantly increased size of overbreaks, especially at shallower depths ($x = 3\text{ m}$ and $x = 4.5\text{ m}$). We can see that the damaged zone is also characterised by an inner shell (dominated by small-sized tensile/shear cracks) and an outer shell (dominated by large-sized shear cracks). Compared to the base case, one can see that especially the outer shell for $\theta = 10^\circ$ accommodates a much higher intensity of new cracks, forming much more connected networks. It is noted that a few cracks are generated far away from the opening and beyond the outer shell, which can be attributed to the fact that the significant rock mass instabilities and damages in the near-field could lead to stress redistribution and concentration in the far-field. For $\theta = 10^\circ$, we also observe that the long axis of the damaged zone ellipse tends to align more in the direction of bottom-left to top-right, i.e., it is more controlled by the acute-angled orientation of the fault zone and secondary fractures.

Final Assessment and Conclusions

The PF in-situ experiment boreholes were successfully drilled through the main fault zone, which is formed by scaly clay and contains a few mm thin gouge layer. In addition, many slickensided tectonic fault planes were intersected. High resolution optical image data of the monitoring boreholes (0.2 mm resolution) and of the experimental borehole (0.1 mm resolution) were obtained and we could identify rock mass structures as well as water inflows and build a well-constrained discrete fracture network of the

experiment rock mass for numerical simulations. The new photogrammetric survey platform was successfully installed in BPF-7 and allows for unprecedented optical inspections and repeat 3D surveys of the damaging, large-diameter borehole that mimics a repository drift at 1:5 to 1:6 scale. However, the selection of the experiment location at the MI niche required redesigns and substantial extra works, such as an increase of the length of all boreholes and installations to 12.9–14.4 m, compared to 8–9 m of the original design, and the intersection angles of the experiment borehole with the fault zone had to be increased from intended $10\text{--}20^\circ$ to about 40° . This situation led to a more stable experiment borehole but allowed for longer monitoring of the experiment borehole's interior. Borehole failure initiated with stress- and structurally-controlled borehole breakouts and initial slips along fault planes during and shortly after drilling, which, during the ventilation phase, increased slowly over time and in places seemed to stabilise, which we attribute to great parts to the increased strength of desaturated Opalinus Clay shale. The environmental control of the experiment borehole was successful, i.e., relative humidity and temperature could be held within acceptable ranges of fluctuation until the start of the resaturation in July 2022 (**Figure 2**). A large number of macroscopic desiccation cracks developed within a few weeks after the start of ventilation. These cracks followed two major orientations (Sutter 2021), i.e., regularly distributed cracks roughly perpendicular to the borehole axis (i.e., oblique to bedding orientation) and irregularly distributed cracks about parallel to bedding planes. During the resaturation phase (07/22–08/23) and thereafter, we observed regular detachment of rock pieces from the breakout zones and resumption of fault slips. However, we did not (yet) observe water inflows in the form of wet spots into BPF-7. Note that twenty wet spots were found shortly after drilling in the monitoring boreholes (Ziegler and Loew 2021) and one wet spot was identified in BPF-7, which dried upon ventilation.

For the first time, electrodes were installed on printed centralizing springs and mounted on the outside of borehole casings. The design worked generally very well, except that in BPF-1 some electrode failures were noted. Electrical resistivity tomography results highlight reduced electrical resistivity of a rock mass portion in the footwall of the major fault zone, which is as far as about 1.6 m above the experiment borehole crown (**Figure 4b, c**). The size of this zone increased over time and began to surround the experiment borehole in the 2023 measurement. The data demonstrate a substantial radial extent of rock mass property changes that could originate from induced damage and, thus, increased water drainage pathways leading to reduced electrical resistivities. Free water leading to a series of wet spots at fractures of the footwall rock mass were found in the monitoring boreholes (Ziegler and Loew 2020). Note that damage-induced pore water migration could be a key process to explain wet spots at the Mont Terri URL. In addition, BGR's seismic measurements revealed reduced seismic velocities in the near-field of the experimental borehole until November 2021, especially around the fault zone (**Figure 5b**), while no distinct seismic velocity changes were found at greater distances from the experiment borehole (**Figure 5b**). A concluding last survey is pending so that later velocity changes after the resaturation phase can be addressed. However, during the saturation phase, we observed a clear increase in velocity by the permanently installed seismic array. The mapped changes match well the observations from the ERT measurements in space. The inversion still needs to be refined by considering various lapse times in the coda. In addition, recorded acoustic emissions must be finally analysed and could not be presented here. Overall, the seismic velocity changes in the ventilation period are small – though very clear – not affecting the first arrivals. Our mechanical simulations aimed at the short-term behaviour of the fractured rock mass surrounding the experiment borehole. The results indicate that overbreaks tend to

develop in the hanging wall and footwall regions away from the scaly-clay fault zone, whereas very limited overbreaks occur within the fault zone possibly due to its more ductile deformational behaviour. Despite the simplified model approach (e.g., purely mechanical simulation, no rock and fracture strength heterogeneity), the findings agree reasonably well with the in-situ observations of breakout locations and radial extents. Around the opening, significant perturbations occur in the rock mass, including stress redistribution, fault zone deformation, secondary fracture dislocation, and new crack propagation. Spatially distributed secondary fractures play a primary control on the stress variability in the rock mass emphasising that structural investigations of the host rock should not only focus on larger scale, i.e., seismically-identifiable fault zones. Strongly localised deformations can be observed within and near the fault zone, which also tends to accommodate an increased damage. The damaged zone around the opening characterised by new crack growth exhibits an inner shell dominated by small sized tensile/shear cracks and an outer shell associated with sparse, large shear cracks. A two-shell conceptual EDZ model was also proposed by Bossart et al. (2002). The inner shell extends about one quarter of the diameter of the opening into the surrounding rock, while the outer shell reaches a distance of about half to one diameter of the opening away from the wall of the opening. The damaged zone varies considerably along the opening when passing through the fault zone due to the structural control of the fault zone. The extent of the damaged zone in 2-D cross-sections of the opening can be approximated by an elliptical shape. The principal axes of the elliptically-shaped damage zone rotate strongly in the vicinity of the fault zone. In addition, our simulations indicate that a reduced acute angle between the opening and faults/fractures leads to significantly increased overbreaks and damage as well as profound squeezing ground behaviour. The results and insights obtained from the PF experiment have important implications for

the design, construction, and performance assessment of underground repositories for nuclear waste disposal in argillaceous rocks. Tectonic faults and fault zone in the Opalinus Clay shale, as shown in the PF in-situ experiment and the numerical study, lead to a heterogeneous stress field promoting rock failure, are potential pathways for water flow when reactivated, and contribute, apart from weak bedding planes, to a structural control of damage formation and overbreaks. The deformations around the PF experiment borehole are ongoing, and were more pronounced during borehole excavation and in the later resaturation phase compared to the intermediate ventilated phase. Due to the moderate intersection angle of the faults and rock bedding with the experiment borehole (about 40°; for logistic reasons a more acute angle was unfortunately not possible to be explored in situ), an early borehole collapse or at least a much stronger deformation pattern was not observed, as numeric modelling suggested for a case with small (i.e., 10°) intersection angle. In addition, the limited borehole width of 60 cm does not allow the two identified fault sets to intersect and, together with newly developed fractures, form unstable rock wedges at the borehole's scale. Nevertheless, temporal changes of electrical resistivity (**Figure 4**) and in the seismic coda (**Figure 7**) were found to be strongly affected by the presence of the main fault zone, i.e., the most significant changes were identified in the footwall rock mass adjacent to the main fault. The radial extent of damage indicators, such as proposed wetting that suggests increased fracture apertures and/or formation of new cracks to form flow paths, imply rock mass damage formation up to a distance of about 1.6 m (2.7 borehole diameters) during our observation period of three years. This is far deeper compared to the maximum extent of shear slip or new crack formation in our numerical model, which addressed the short-term behaviour and suggesting maximum damage extents of about one borehole diameter, and the radial extent of changes in the first arrivals of p-waves that were limited

to the nearest observation plane between BPF-1 and BPF-6.

The PF experiment will be continued as PF-A experiment until 2027 to explore the longer term in-situ damage evolution under saturated conditions. Within the frame of PF-A, we will explore in detail fault material properties and hydromechanical behaviour to better parameterise numerical models (note that some basic tests were conducted within PF but we require much more detailed laboratory tests), and advance our numerical models to include time-dependent, hydro-mechanical processes.

National Cooperation

The PF experiment was funded by ENSI and swisstopo. From 2019 to 2021, the Chair of Engineering Geology at ETH Zurich led the project. Thereafter, the Mont Terri Consortium's partner swisstopo had the lead. The Swiss Seismological Service (SED) provided a seismic data acquisition system and analysed "permanent" active seismic transmission and acoustic emission data.

International Cooperation

The Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Germany conducted repeat electrical resistivity tomography and active seismic tomography surveys in monitoring boreholes. We are very grateful for their essential contributions. Preliminary rock-mechanical tests were conducted at the Penn State Department of Geosciences.

Publications

Within the frame of the PF experiment technical and research reports (Ziegler and Loew 2020, Ziegler and Loew 2021a, Ziegler and Loew 2021b, Degiacomi et al. 2022, Presl et al. 2022, Ziegler et al. 2022, Meister and Ziegler 2023, Ziegler et al. 2023), university theses (Bernasconi 2020, Sutter 2021), as well as conference and journal publications (Ziegler et al. 2023, Zhao et al., under review) were written. The in-situ experiment results are being prepared to be published in a journal article.

Acknowledgements

Many people supported the PF experiment over the last years. We are very grateful to S. Bishop, M. Bernasconi, M. Hoffman, M. Lukovic, C. Petrini, R. Presl, M. Rosскопff, J. Rothe, R. Seifert, E. Shilyaeva and E. Sutter (ETH Zurich), A. Degiacomi, D. Jaeggi, T. Meister, C. Nicaty, V. Regard, S. Schefer, and J. Windisch (swisstopo), O. Moradian (Colorado School of Mines), C. Marone, C. Wood, R. Affinito, A.M. Eijsink, and E. Marsh (Pennsylvania State University). Finally, we thank all involved companies (ATB SA, GMuG mbH, fapatrock, Neubrex Infra, Schützeichel GmbH & Co. AG, Solexperts AG)

References

- [1] Bieniawski, Z.T. Engineering rock mass classifications. New York: Wiley, 1989.
- [2] 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.
- [3] Birkholzer, J.T., Tsang, C.-F., Bond, A.E., Hudson, J.A., Jing, L., Stephansson, O. 25 years of DECOVALEX – Scientific advances and lessons learned from an international research collaboration in coupled subsurface processes, International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 122, doi: 10.1016/j.ijrmms.2019.03.015, 2019.
- [4] 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.
- [5] Ziegler, M., Loew, S. PF-Experiment: Installation and first data. Mont Terri Technical Note 2020-37, 15 pp., 2021b.
- [6] Nussbaum, C., Bossart, P. Compilation of K-values from packer tests in the Mont Terri rock laboratory. Technical Note TN2005-10, Mont Terri Project, swisstopo, 2004.
- [7] Ziegler, M., Furche, M., Beilecke, T., Zhao, C., Lei, Q., Loew, S. Progressive failure of structurally-controlled overbreaks in-situ and numerical simulation results (PF experiment, Mont Terri Project). Poster presentation, 40th Mont Terri Technical Meeting, Porrentruy 24–25 January, 2023.
- [8] Nussbaum, C., Bossart, P., Amann, F., Aubourg, C. Analysis of tectonic structures and excavation induced fractures in the Opalinus Clay, Mont Terri underground rock laboratory (Switzerland). Swiss Journal of Geosciences 104, 187, doi:10.1007/s00015-011-0070-4, 2011.
- [9] Wild, K., Wymann, L.P., Zimmer, S., Thoeny, R., Amann, F. Water retention characteristics and state-dependent mechanical and petrophysical properties of clay shale. Rock Mechanics and Rock Engineering 48, 427–439, 2015.
- [10] 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.
- [11] A. Degiacomi, T. Nicollier, P. Maeder, S. Schefer, T. Steffen, T. Theurillat, M. Ziegler: FS-E Experiment: Installation of fibre optic sensors in borehole BPF-7. Installation report. Mont Terri Technical Note TN2023-03. 18 pp., 2022.
- [12] R. Presl, M. Ziegler, S. Schefer, S. Condamin: PF Experiment: Measurement of reference points with very high accuracy. Mont Terri Technical Note TN2022-41. 13 pp., 2022.
- [13] T. Meister, M. Ziegler: PF Experiment: Hardware and software upgrades of the photogrammetric survey system of BPF-7. Mont Terri Technical Note TN2023-29, 2023.
- [14] 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.

- [15] Ziegler, M., Furche, M., Beilecke, T., Burschil, T., Obermann, O., Lei, Q., Zhao, C., Loew, S. Monitoring damage evolution in a tectonically faulted clay shale – an experiment of the Mont Terri URL. In: Schubert, W., Kluckner, A. (eds.): Challenges in rock mechanics & rock engineering, 15th ISRM Congress 2023 & 72nd Geomechanics Colloquium, Salzburg (Austria), October 9–14, 953–958, 2023.
- [16] Bossart, P., Meier, P.M., Moeri, A., Trick, T., Mayor, J.C. Geological and hydraulic characterisation of the excavation disturbed zone in the Opalinus Clay of the Mont Terri Rock Laboratory. *Engineering Geology* 66, 19–38, 2002.
- [17] Ziegler, M., Lei, Q., Zhao, C., Moradian, O., Obermann, A., Furche, M., Beilecke, T., Loew, S. Mont Terri PF experiment: progressive failure of structurally controlled overbreaks. Status update 2021. ENSI Research and Experience Report 2021, ENSI-AN-11284, 316–327, 2022.
- [18] Williams, M., Ziegler, M., Schennen, S., Loew, S. Evolution of excavation damaged zones in Opalinus Clay shale inferred from seismic investigations. *Engineering Geology* 299, 106528, doi: 10.1016/j.enggeo.2022.106528, 2022.
- [19] Obermann, A., Hillers, G. Seismic time-lapse interferometry across scales. *Advances in Geophysics* 60, 65–143, doi: 10.1016/bs.agph.2019.06.001, 2019.
- [20] 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

Author and Co-author(s):

Yves Guglielmi and Christophe Nussbaum
Institution: Lawrence Berkeley Laboratory
and Swisstopo

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. In 2023, we performed a fault activation experiment by injecting CO₂ dissolved into Pearson water. Preliminary results show a significant effect of such a change of fluid properties on fault hydro-mechanical response. In parallel to this new experiments, two research papers were published on the 2020 experiment, one about the time lapse imaging of the leakage flowpath propagation into the activated fault, and one about the induced microseismicity.

Project goals

The objective of this experiment is to image fluid flow and stress variations during a controlled fault activation experiment by fluid injection, and monitoring is continued after the activation sequence to characterize the three-dimensional long term permeability evolution of the stimulated fault. We have deployed the crosswell **CASSM** (continuous active-source seismic monitoring) 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 per-

meability, 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. **2023 goals were to conduct a third injection experiment of gas dissolved in Pearson water. We used CO₂. Here, we report on the protocol, the fault hydromechanical and chemical response and on some key preliminary results from this experiment.**

Key results obtained in 2023

1. CO₂ injection experiment setting and protocol.

After setting a continuous gas and water sampling device coupled to a MINI Ruedi portable mass spectrometer into a dedicated borehole straddling the entire fault zone (BFSB12 in Fig. 2), and running a few months of background chemical monitoring, we performed a CO₂ injection experiment at Mont Terri between May 7 and May 10, 2023, using the same injection well BFS-B2 as during the 2020 and 2021 FS-B and FS-C experiments. The 2023 experiment timeline was as follows:

- May 7th – Pressure pulse test with Pearson water to characterize the fault hydromechanical response before activation, from 14:45 to 17:15 UTC time.
- May 8th – Injection of Pearson water at a constant flow rate of 5.4 liters/min from 10:42 to 14:52 UTC time.
- May 9th – Injection using CO₂-brine (100 g/min of CO₂ dissolved into Pearson water) at a constant flow rate of 4.7 liters/min from 11:59 to 17:17 UTC time.
- May 10th – Constant flow step-pressure test, injecting 200 g/min of CO₂ dissolved into Pearson water, with flow steps of 1, 2, 3, 4,

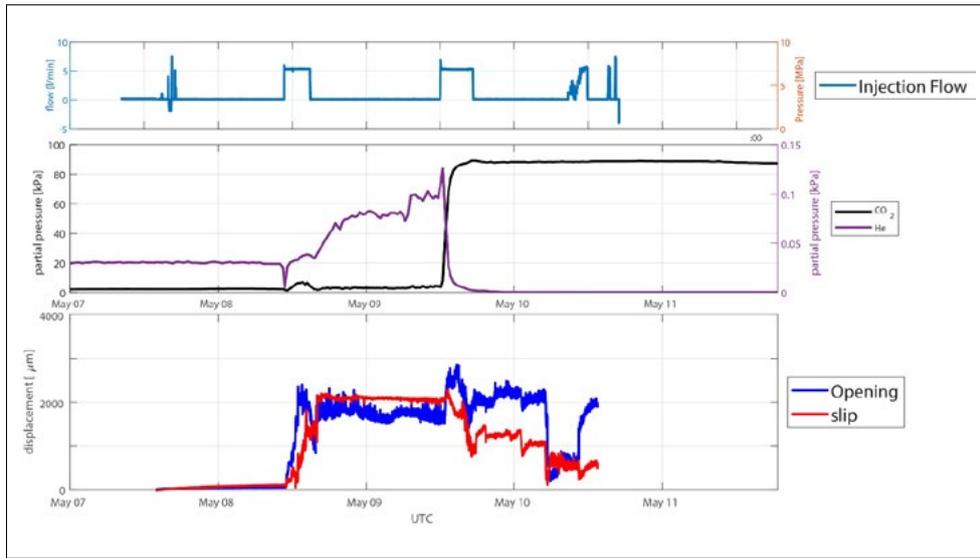


Figure 1: Hydromechanical and chemical fault response to injections. Top – Injection flow rate, Middle – CO₂ and He partial pressures monitored at BFSB12 point, Bottom – Fault opening, and slip monitored at the BFSB1 point.

and 5 liters/min applied, between 08:48 and 12:00 UTC time.

2. Fault hydromechanical and chemical response

The key observations are:

- Large, millimeter scale, fault displacements are associated to injection and leakage (Fig. 1 bottom).

- Large increase in Helium partial pressure that is way above the current atmospheric content (Fig. 1 middle). This reveals that fault pore waters are flushed during and after the Pearson water injection of May, 8th. This is associated to a 2mm slip and opening of the fault (Fig. 1 bottom).

- On May 10th, there is a large increase in CO₂ partial pressure while there is a decrease to almost zero of the He pressure. This shows that the injected CO₂ dissolved in Pearson water went through the fault, replacing most of the original brine within the activated leakage flowpath. CO₂ invading the fault is associated to a 1mm decrease in slip magnitude and to a 0.5mm closing (Fig. 1 bottom). Note that fault displacements continue varying after injection stops, at least until the next day. The decrease in fault slip/opening is related to the replacement of the initial pore water by the less viscous and more compressible water-with-dissolved-CO₂ gas. This is inducing a fault pore pressure decrease, an asso-

ciated mechanical closing induced by the increase in effective normal stress and a slip magnitude decrease.

3. Imaging fault leakage from the inversion of CASSM images

During this phase, we have first published a paper on the 2020 experiment (Shadoan et al., 2023). Then, we started testing an updated inversion method for imaging the reactivated fault patch using the active seismic sources and receivers. The previous tomographic inversion method used infinitely thin ray paths between sources and receivers for the sensitivity kernel in the inversion. This method worked well, providing accurate changes in Vp and an interpretable image for identifying the reactivated patch. However, this method had the source and receiver geometry imprinted onto the image. This was creating no velocity stripes and apparent discontinuities in the p-waves velocity anomaly patch. We updated our approach by calculating the sensitivity kernel using the finite-frequency approach, such that the sensitivity of the arriving wave is a volume, commonly referred to as the Fresnel Volume, between the source and receiver rather than an infinitely thin ray path. After testing this approach using a 2D cross-well example, we used this inversion technique in 3D and on the FSC data collected from the May 2023 in-

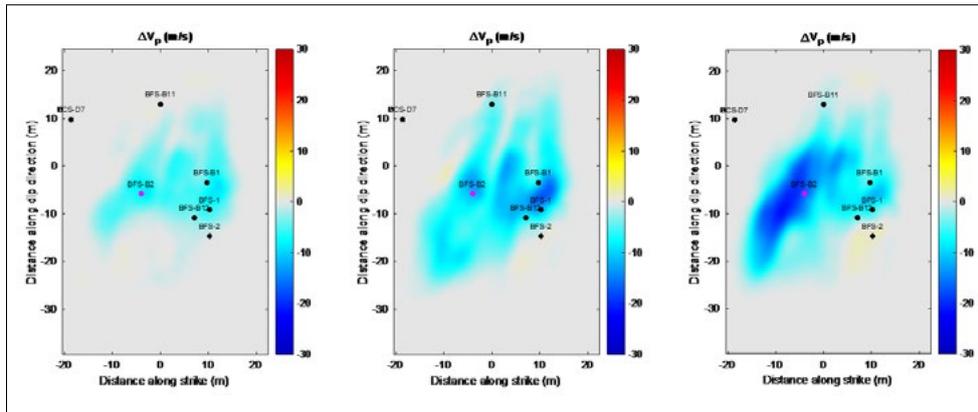


Figure 2: Tomography inversion results using the finite-frequency, or Fresnel Volume, sensitivity kernels. Images are fault parallel slices through the 3D change in Vp model. From left to right, the images show the fault patch at the end of injection period on May 8th, 9th, and 10th, respectively.

jections (Figure 2). The three images shown are from the end of the injection periods on May 8th, 9th, and 10th; they show an increasingly larger and higher magnitude velocity change from the first to the last injection. The images show that the patch is a singular and continued patch rather than individual patches that were seen using the previous technique, which was caused by the imprinting of the CASSM geometry onto the image.

4. Conclusions

We started to compare the fault slip and opening measured by the DORSA/SIMFIP and the fault thickness variation inversed from the p-waves velocities monitored with the active seismic CASSM monitoring (Fig. 3). The fault thickness is a proxy to the fault volumetric variations since it is inverted from the variations in the p-waves velocities that travel through the entire fault zone. Results show two contrasted fault zone dilatant-slip responses:

- At slip values less than about 200-to-300 10⁻⁶m, there is a large fault thickness increase. This is corresponding to small cumulated injection volumes.
- Above 300 10⁻⁶m cumulated slip, there is little variation in fault thickness. At this time, the fault movement is mainly slip. This is occurring for larger injection volumes.
- When CO₂ is injected in water, there is a significant decrease of the cumulated slip amplitude, although the cumulated injection volume keeps increasing.

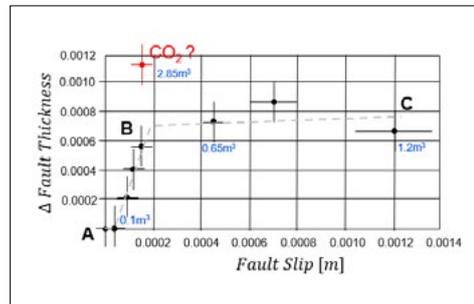


Figure 3: Fault volume dilation (thickness) with slip. Points are taken at the end of the different injection experiments conducted in MtTerri in 2020 and in 2023. Red “CO₂” point is taken at the end of the May 2023 CO₂ injection experiments. Values at the points correspond to cumulated injected volumes into the fault zone. Slip is measured with SIMFIP and DORSA set in BFSB2 and BFSB1 boreholes, across the fault principal shear zone.

Preliminary conclusions are that most of the dilation may occur in the fault zone entire thickness before slip localizes on one or a few single shear zones. CO₂ changes fluid properties that affect fault slip. We suspect that change in fault pore fluid viscosity and compressibility induce pore pressure decrease and clamping of the fault, resulting in slip decrease with time. Nevertheless, since injection rate is constant, the fault’s volume keeps dilating with much less slip.

Summary of all FSB tasks activities during the year 2023

In Task 1, we integrated geological data into a GoCad model of the fault zone. Key result is that model highlights undulations of the top and bottom Main Fault surfaces. We then conducted stress inversions from the SIMFIP data collected during the different experiments done since 2015 at different fault zone locations to explore how these asperities play a role in fault reactivation and leakage. A research paper is in preparation about the results of this study.

In Task 2, we have conducted a CO₂ injection experiment (see text above). Results from this experiment will be compared with previous experiments to better understand how dissolved gas interact with fault activation and leakage.

Task 3 about engineering fault leakage was abandoned in phase 28 because it was considered to alter the results of any new experiments done on the fault.

In Task 4, we have published one paper on the 2020 experiment. Data from the 2023 experiment are currently processed. A paper about the long term fault self sealing analyses following the 2020 experiment is in preparation, and should be submitted by the first quarter of 2024.

National Cooperation

There is a strong interaction between the FSB experiment from LBNL and the CSD experiment 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.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Success – The experiment was highly successful in achieving its 2023's goals. Indeed, as planned, the third fault activation with CO₂ dissolved in Pearson water was successfully conducted. One key result of the year is that we published in Geophysical Research Letters the first time lapse images of fluid leakage during a fault activation, and in Geophysical Journal International, an analysis of microseismicity triggered by the 2015 experiments. As shown in this report, the other promising result is that gas dissolved in water may change significantly the ways a low permeability shale fault can activate and eventually leak.

Perspectives

- Publish a Technical report that provides a synthesis of all the finding from the Main Fault activation experiments since 2015

- In 2024, we will test a new active seismic monitoring system, combining new bore-hole sources tuned to <500 Hz frequencies using a custom Helmholtz resonator with a DAS interrogator designed with improved response in the kHz range and shorter gauge lengths (~2 m).

- Continue numerical analyses of the hydro-mechanical injection data

- We will explore the interest and the technical possibility to conduct larger scale experiments involving leakage along Main Fault across the entire OPA layer thickness.

Publications in 2023

- Shadoan, T. A., Ajo-Franklin, J. B., Guglielmi, Y., Wood, T., Robertson, M., Cook, P., et al. (2023). Active-source seismic imaging of fault re-activation and leakage: An injection experiment at the Mt Terri Rock Laboratory, Switzerland. *Geophysical Research Letters*, 50, e2023GL104080

- Louis De Barros, Yves Guglielmi, Frédéric Cappa, Christophe Nussbaum, Jens Birkholzer, Induced microseismicity and tremor signatures illuminate different slip behaviours in a natural shale fault reactivated by a fluid pressure stimulation (Mont Terri), *Geophysical Journal International*, Volume 235, Issue 1, October 2023, Pages 531–541, <https://doi.org/10.1093/gji/ggad231>

GT experiment: Evaluation of gas transport models and of the behaviour of clay rocks under gas pressure

Author und Co-author(s): Robert Cuss

Institution: British Geological Survey

Address: Keyworth, Nottingham,
NG12 5GG, UK

Phone, E-mail, Internet address:
rjcu@bgs.ac.uk

Duration of the Project: 4 years

Abstract

A combined laboratory and field experiment investigated the gas transport mechanism in Opalinus Clay. The laboratory study conducted four experiments: two perpendicular to bedding and two parallel to bedding. In all experiments, gas entry and peak gas pressure occurred at a pressure close to the minimum principal stress. In all tests, advective gas movement resulted in small strains perpendicular to bedding, with minor strain parallel with bedding. It appears that gas movement is easier following bedding, with movement perpendicular to bedding probably exploiting bedding features. These observations led to the design of a detailed field experiment with one central injection borehole surrounded by eight instrumented observation boreholes. All boreholes had fibre optic monitoring, with one borehole having pore pressure monitoring, two having extensometers, and one having combined extensometers and inclinometers. A detailed gas injection experiment was conducted following a period of hydraulic re-equilibration that proved the injection interval was sound. Gas pressure was increased in steps from the local pore pressure up to gas entry in steps of 500 kPa, increasing pressure over two weeks and holding pressure for two weeks. Gas entry occurred at a pressure above the estimate for minimum principal stress at 4212 kPa with subtle responses in pore pressure and strain, consistent with dilatant pathway formation. Pressure reached an asymptote 500 kPa low-

er than the peak pressure. This shows that gas movement is easier than pathway formation. The asymptote of the gas pressure was seen to be gas injection rate dependent. Increasing gas injection rate in two steps resulted in a second gas peak pressure of 3720 kPa, resulting in a more energetic strain response and a loss of 2500 kPa in pressure. Monitoring of four observation boreholes for helium concentration showed that gas had reached at least four boreholes and vented to the gallery.

Project goals

Gas is produced in a deep geological repository mainly by metal corrosion of the waste and repository infrastructure. Since the Opalinus Clay is a dense clay-rich host rock and the gas cannot be easily transported away, gas formation causes an increase in pressure that can affect the safety barriers. According to the current state of knowledge, there are four basic gas transport mechanisms in claystone, as shown in Figure 1: (i) gas movement by solution and/or diffusion governed by Henry's and Fick's Laws respectively within interstitial fluids along prevailing hydraulic gradients; (ii) gas flow in the original porosity of the fabric governed by a generalised form of Darcy's Law, commonly referred to visco-capillary (or 2-phase) flow; (iii) gas flow along localised dilatant pathways (micro-fissuring), which may or may not interact with the continuum stress field, the permeability of which is dependent on an interplay between local gas pressure and the effective stress state; and (iv) gas flow along macro fractures similar in form to those observed in hydrofracture activities during hydrocarbon reservoir stimulation, where fracture initiation occurs when the gas pressure exceeds the sum of the minor principle stress and tensile strength.

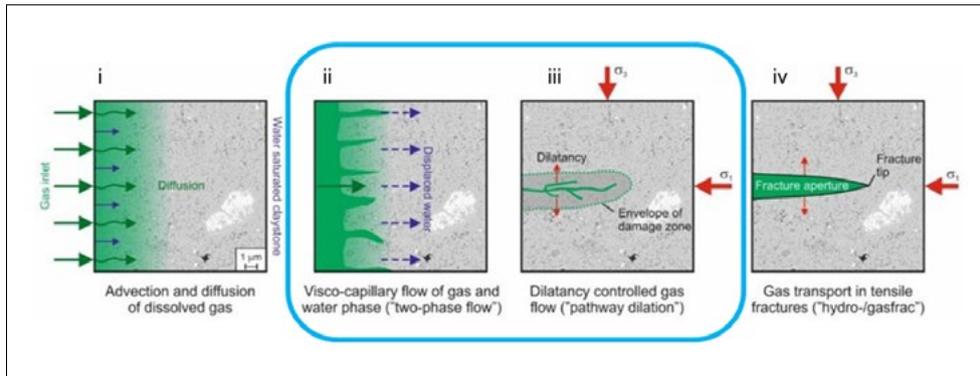


Figure 1:
The models of gas flow in clay-rich rocks: Diffusion, 2-phase flow, dilatancy controlled flow, and gas fracture (modified from Marschall et al., 2005).

The diffusion of gases through clay-rich rocks is relatively well understood and can be easily modelled to predict how the repository system will behave after closure. Considerable effort in recent years has been placed on understanding the advective transport of gas, which can occur if diffusion through the host rock is insufficient to keep the gas pressure low. The primary aim of the GT experiment is to gain definitive evidence of whether mechanism (ii) or (iii) are the dominant advective gas transport mechanisms. Experiments in Callovo-Oxfordian Claystone as part of the Euratom FORGE project clearly showed that dilatancy controlled pathways predominated (Cuss et al., 2014). The current project aimed to use similar laboratory experiments to investigate advective gas flow in Opalinus Clay and to use these observations to see how the rock behaves on the field scale, with a field test conducted at the Mont Terri Underground Research Laboratory. However, existing models of gas transport tend to be based on two-phase flow. This can be successful at describing certain aspects of system behaviour but is poor at describing other aspects. In order to increase certainty in modelling approaches it is important to gain definitive observations of how the system behaved during gas flow and to determine a robust conceptual model of how gas movement occurs. This can then be used to guide mathematical modelling to describe all features of material behaviour and to determine whether damage of the host rock and/or repository infrastructure is likely.

Work carried out and results obtained

The work programme consists of two distinct aspects: 1) laboratory experiments on samples of Opalinus Clay sampled at the Mont Terri Underground Research Laboratory; 2) field study conducted at Mont Terri. The laboratory test programme started before the field campaign and was used to guide the design of the field study.

Laboratory tests

Four triaxial gas injection tests have been conducted at the Transport Properties Research Laboratory at the British Geological Survey (BGS). The first two tests were conducted with the long axis of the test sample (56 mm diameter, ~70 mm length) perpendicular to bedding, with the final two tests conducted parallel to bedding. The results of the four experiments are summarised in Figure 2.

Consistent results were seen in the four laboratory experiments, as summarised in Figure 2. In all tests, a peak in gas pressure was seen at a pressure close to the minimum principal stress, which in the triaxial apparatus is the confining pressure. Sample strain was seen as a result of gas entering the rock. In the tests conducted perpendicular to bedding (Test 1 and 2 in Figure 2), the majority of strain occurred along the sample length, i.e. perpendicular to bedding. Minor strain was seen parallel to the bedding direction. In the tests conducted parallel to bedding (Test 3 and 4 in Figure 2) the major strain direction

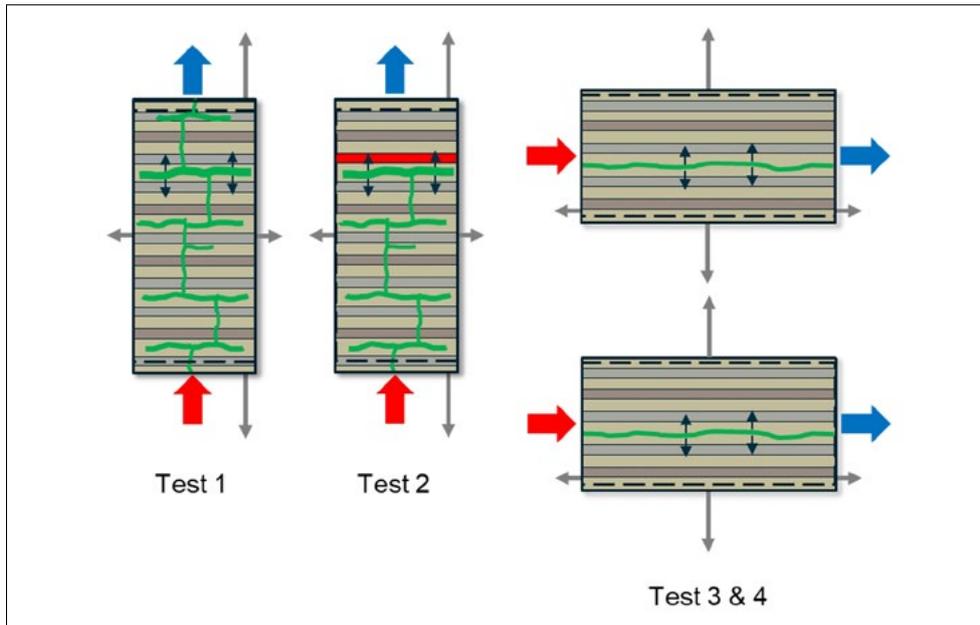


Figure 2:
Summary of the deformation observed at the time of gas movement in the four laboratory experiments.

was in the radial direction of the sample with minor strain along the length of the sample. This also showed that strain was predominantly perpendicular to bedding. Therefore, no matter what the direction of gas flow, the main strain created by gas movement is perpendicular to bedding with less strain along the bedding direction.

Figure 2 shows the conceptual model of gas movement. In test 1, gas movement was predominantly along individual beds, with limited pathways propagating along the length of the sample. The latter pathways are likely to be exploiting features within the rock, such as burial features that have been observed in x-ray CT imaging of the test samples. This hypothesis was confirmed in Test 2 where there was little/no outflow from the sample and during decommissioning a bedding-plane split was seen. This suggests that gas movement can become lithologically bound and “trapped” within individual beds within the rock. This suggests that gas movement is likely to occur in the bedding direction and not to substantially move upwards or downwards. The conceptual model for tests 3 and 4 show movement just along the bedding planes, but it is likely that some out of bedding-plane movement occurred exploiting the fabric of the rock.

The laboratory study showed that small strains perpendicular to the bedding direction occur at the time of gas entry and movement, with gas predominantly following bedding within the Opalinus Clay. This suggests that strain will be observed mainly at the gas injection interval of the field test and if gas migrates as far as the observation boreholes, that intersection will occur at a height in the borehole coincident with the injection interval. With strain mainly perpendicular to bedding, the extensometers are likely to observe more deformation than the inclinometer sensors (tilt meters). Therefore, the instrumentation of the field study was optimised so that greatest information was achieved at a height in the observation boreholes coincident with the injection interval in the central borehole but with sufficient distribution above and below this level to cover movement of gas that was not parallel with bedding.

Field test

The GT Field experiment is shown in Figure 3 and is situated in Gallery 08 of the Mont Terri Underground Research Laboratory. A central injection borehole with three intervals is surrounded by eight observation boreholes spaced by 1m. Clockwise from the top-cen-

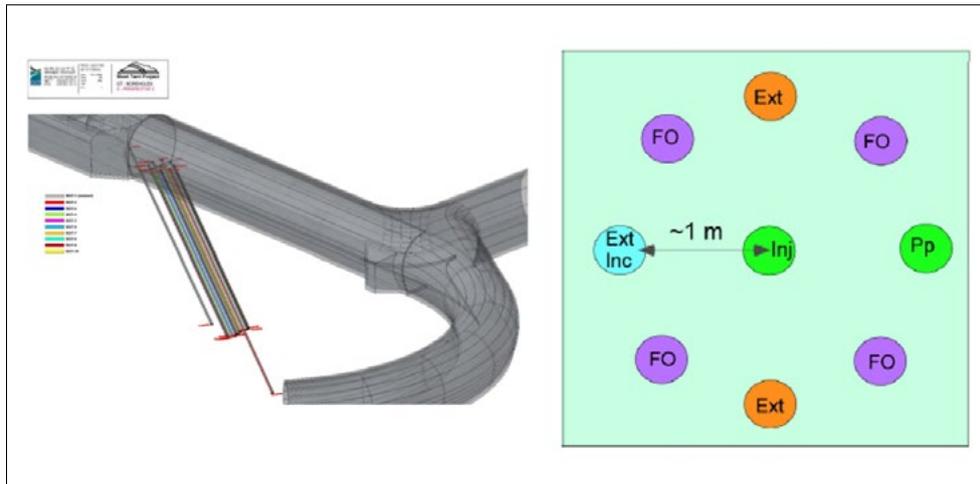


Figure 3:
Description of the GT
field experiment at
the Mont Terri
Underground
Research Laboratory

tre borehole, the observation boreholes were as follows: Ext: a strain observation borehole with extensometer devices and fibre optic monitoring; FO: fibre-optic only borehole; Pp: a pore pressure monitoring hole with six monitoring intervals and fibre optic monitoring; FO: fibre-optic only borehole; Ext: a strain observation borehole with extensometer devices and fibre optic monitoring; FO: fibre-optic only borehole; ExtInc: A strain observation borehole with combined extensometer and inclinometer devices and fibre optic monitoring; FO: fibre-optic only borehole. All the boreholes are inclined at 57° to the gallery floor to be oriented perpendicular to bedding. Following the previously reported hydraulic testing campaign, a gas injection experiment was started on Day 526.9 (time since the start of the experiment) on 28th September 2022 (Figure 4). Water was flushed from the injection interval with helium to ensure no water was displaced from the interval into the wall rock as gas pressure was increased. The plan was to raise gas pressure from the in-situ pore pressure up to gas entry in 500 kPa steps. Gas pressure was increased by injecting water into the base of an interface vessel at a constant rate by a syringe pump, creating an exponential increase in gas pressure (gas ramp). Each ramp increased pressure over two weeks, following which the gas pressure was held constant for two weeks (Figure 4). This slowly increased gas pressure and allowed monitoring of gas

movement when pressure was held constant.

It took 8 gas pressure ramps to reach gas entry and a peak gas pressure of 4212 kPa at Day 752.61 on 12th May 2023. Coincident with the pressure peak was small pore pressure variation in the pore pressure monitoring borehole, small extensions in borehole BGT-4 (Ext), and tilt in BGT-6 (ExtInc). Therefore, subtle pore pressure and strain features were seen at gas entry consistent with the observations from the laboratory experiments consistent with dilatant pathway formation. However, as the monitoring boreholes were one metre from the injection interval, the response was of low magnitude and close to the limit of the instrumentation. This is consistent with the laboratory experiments where only small strains were seen at gas entry.

Gas pressure reduced to reach an asymptote nearly 1000 kPa below peak gas pressure over a period of several weeks. Analysis of the pressure data identified three spikes in pressure gradient was seen, suggesting that multiple pathways/pathway networks formed. The peak gas pressure was marginally above the estimate for the minimum principal stress at GT (3700 kPa), with the asymptote considerably lower. This suggests that the continued propagation of gas pathways is much easier than the initiation of the first pathway.

As an asymptote was achieved in gas pressure, indicative of stable gas movement, it was decided to increase the gas injection rate into the interface vessel. Changing flow rate increased gas pressure and this shows that the asymptote of gas pressure is dependent on the flow rate. This was further confirmed by a power-cut at Mont Terri, which stopped gas injection and resulted in gas pressure quickly reducing around Day 800. Gas injection was re-established before an asymptote was reached, but this was likely to have occurred at a pressure considerably lower than the achieved asymptote during gas injection. Gas injection pressure was increased in two steps. At first the flow rate was only increased a small amount, resulting in a slowly increasing gas pressure. The flow rate was increased a second time, which resulted in a much greater increase in gas pressure and a secondary gas peak pressure of 3720 kPa. This peak in pressure was around 500 kPa lower than the initial gas peak at gas entry and was followed by a much greater and more rapid loss of gas pressure. Gas pressure reduced nearly 2500 kPa to be just above the background pore pressure level. This event coincided with much greater deformation seen in the observation boreholes compared with the first gas peak event (gas entry). Deformation was seen all along one of the extensometer observation boreholes.

A loss in pore pressure can be resultant from an increase in effective volume that the gas occupies. A reduction in pressure of 2500 kPa would require the opening of a large “void” or -would require the replacement of water within the pore space with gas. The former would result in increasing stress and deformation, whilst the latter would result in increasing pore pressure as a result of two-phase flow. Deformation was seen in the observation boreholes, with only small changes in pore pressure. Even though deformation was observed, it was not of sufficient magnitude to account for the apparent increase in occupied gas volume unless a fracture with a small opening covering a considerable area had formed. Therefore, it was suspected that gas had reached the ob-

servation boreholes, resulting in the loss of gas into void space within the boreholes or even transport of gas to the gallery.

Figure 5 shows a rainbow plot of the fibre optic result in borehole BGT-5, one of the dedicated fibre-optic monitoring boreholes. At the first gas peak in May 2023, micro-strain deformation is seen at a depth coincident to the injection depth, as shown by the black dashed lines. Negative strain is seen at the interval depth with positive strains below. At the time of the second peak in gas pressure in September 2023, strain is seen more distributed along the length of the borehole below 11.5m. This was more extreme in borehole BGT-6 with strain seen along the entire length of the bore. These observations were discussed, and it was suspected that gas had reached the observation borehole and tracked up them.

ETH Zurich used their Miniruedi instrument to measure the helium concentration in four of the observation boreholes and in Gallery 08 (ambient air); Figure 6. Although the experiment had not been designed for measurement by the Miniruedi, all four measured borehole (BGT6-9) showed elevated helium concentration. Even accounting for the values expected in helium saturated pore fluid, at least two of the boreholes showed elevated gas concentration. Therefore, gas had reached at least two of the observation boreholes and tracked up them and vented helium into Gallery 08. We can therefore identify the second peak in gas pressure as gas breakthrough. It is important to point out that the GT experiment is not yet finished, and that the interpretation is still preliminary. A PhD thesis focussing on the GT experiment has recently started at ETH Zurich and will be complete in 2027. Therefore, the final interpretation and modelling of the obtained results will continue next year.

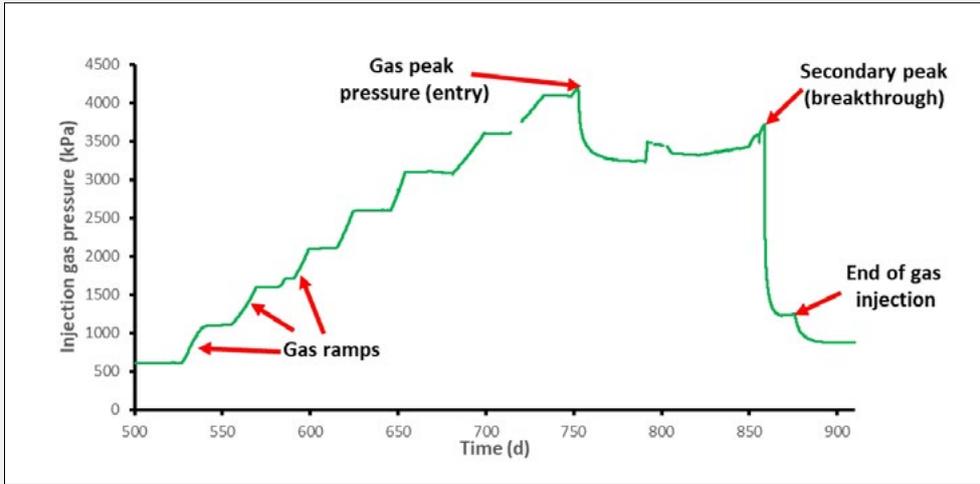


Figure 4: Gas pressure observed in the injection borehole during the gas injection test. Events described in the text are highlighted.

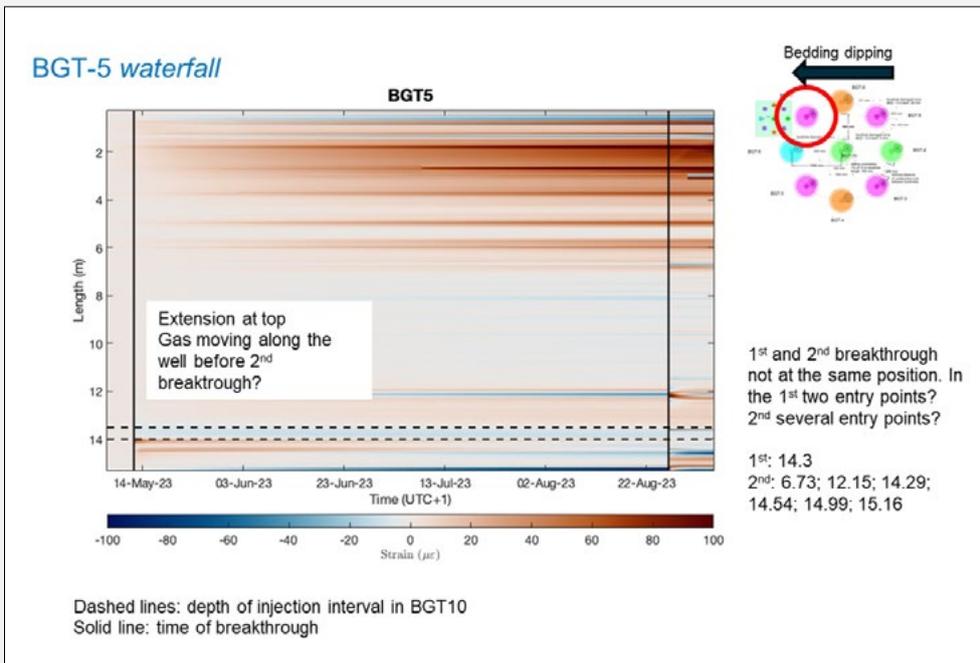


Figure 5: Waterfall results for fibre-optic monitoring in borehole BGT5 showing the change in strain with time. Highlighted are the two peak pressure events (solid vertical lines) and the gas injection interval (dashed lines).

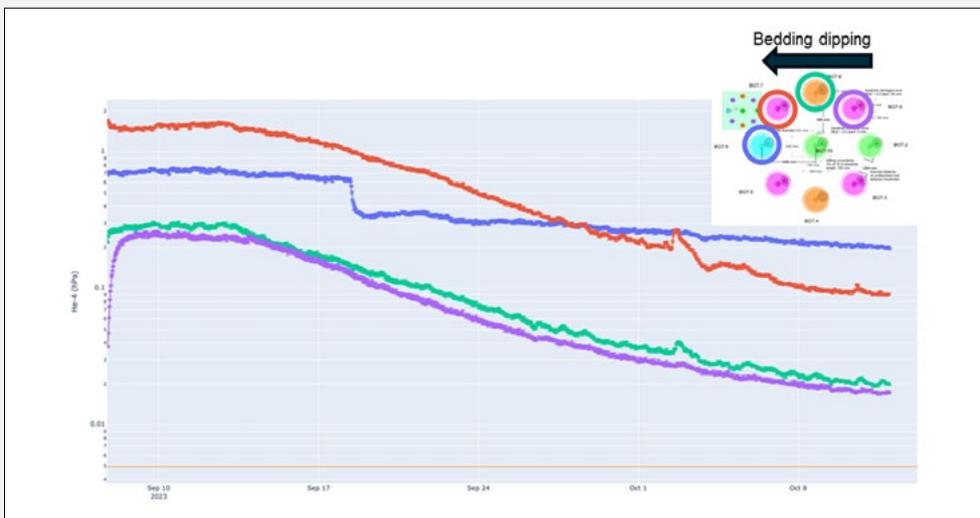


Figure 6: Measurements of helium concentration by the Miniruedi showing elevated levels of helium in the observation boreholes.

National Cooperation

There is national cooperation with SwissTopo at Mont Terri who oversaw the drilling and logging of the boreholes, SolExperts who installed and ran the field experiment, and ETH Zurich, who offer fibre optic expertise and loaned the Miniruedi for the field experiment.

International Cooperation

Some of the core used in the laboratory experiments was supplied by Nuclear Waste Services, as sampled for the EURAD-GAS (Mechanistic understanding of gas transport in clay materials) EU project from Horizon 2020 EURAD Project (Grant ID 847593).

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

The GT experiment concluded the laboratory experiments and conducted a successful gas injection test in 2023. Valuable data has been achieved and preliminary interpretation shows consistent gas flow behaviour of the Opalinus Clay in the field and laboratory. Initial interpretation suggests that dilatant pathway flow is seen in Opalinus Clay and that no significant displacement of pore fluid (2-phase flow) is seen. This requires modelling to confirm the mechanism controlling gas movement and the origin of the deformation seen in the laboratory and field. The GT field experiment is currently in a state of hibernation awaiting a potential second gas injection test, with the only activities in 2024 being the monitoring of the system as it recovers from the gas injection test. Two final gas injection laboratory tests will be run in 2024 at increased gas injection rates in order to observe gas fracturing and to ascertain whether the secondary gas peak feature seen could be as a result of gas fracturing.

Publications

■ Cuss, R.J. (2023) The Gas Transport (GT) Field Test: Installation and preliminary results of gas injection in Opalinus Clay. Mont Terri Consortium Technical Meeting TM-40 January 2023

■ Cuss, R.J., Wiseall, A.C., Gisiger, J., Rinaldi, A., Tamayo-Mas, E., Graham, C.C., Sentis, M., and Harrington, J.F. (2023) The coupling of stress, strain, and pore pressure at gas entry in Opalinus Clay; The Gas Transport (GT) laboratory and field study. Second International DECOVALEX Symposium on Coupled Processes in Radioactive Waste Disposal and Subsurface Engineering Applications, Troyes, France, 14–16 November, 2023.

References

- [1] Marschall, P., Horseman, S. & Gimmi, T. 2005. Characterisation of gas transport properties of the Opalinus Clay, a potential host rock formation for radioactive waste disposal. *Oil & Gas Science and Technology – Revue de l'Institut Francais du Pétrole*, 60, 121–139.
- [2] Cuss, R.J., Harrington, J., Giot, R., and Auvray, C. (2014) Experimental observations of mechanical dilation at the onset of gas flow in Callovo-Oxfordian claystone. In: *Clays in Natural and Engineered Barriers for Radioactive Waste Confinement*; Norris, A., Bruni, J., Cathelineau, M., Delage, P., Fairhurst, C., Gaucher, E.C., Hohn, E.H., Kalinichev, A., Lalieux, P., and Sellin, P. (Eds), 400, Geological Society Special Publications: London, United Kingdom, Geological Society of London, pp. 507–519, doi:10.1144/SP400.26

Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay

Author and Co-author(s): Lina Gotzen, Lisa Winhausen, Kavan Khaledi, Mohammadreza Jalali, Florian Amann
Institution: Chair of Engineering Geology & Hydrogeology – RWTH Aachen
Address: Lochnerstraße 4–20, Aachen, 52064, Germany
E-mail: amann@lih.rwth-aachen.de
Duration of project: 7 years
(Phase 1: 2018–2022 & Phase 2: 2022–2025)

Abstract

Development of a fully coupled thermo-hydro-mechanical (THM) constitutive model is the key to predict the physical behavior of Opalinus Clay (OPA) under various loading and unloading conditions. The key aspect of this project is to integrate existing and new THM-coupled laboratory experiments and numerical simulations to develop, implement, and validate an extended constitutive model including the material behavior over different time scales.

In the laboratory, a series of consolidated-drained (CD) long-term compression tests with different multi-step loading paths are conducted. Therefore, samples loaded parallel and perpendicular to the bedding are tested at ambient and elevated temperature conditions. The results allow for the development of a time-dependent model for strain rates under changing differential stress, which are then implemented in the constitutive model of Opalinus Clay in MOOSE. The focus of this modeling will be mainly on the steady-state and tertiary creep deformation under the influence of stress and temperature.

Project goals

The development of a fully coupled thermo-hydro-mechanical (THM) constitutive model is the key for predicting the physical behavior of Opalinus Clay. The application of such a model to underground openings of repositories, requires to integrate short-

term (Phase 1 – finalized) as well as long-term deformation behavior, e.g., creep (Phase 2 – in progress) due to performance requirements which are exceeding the typical service times of other engineering constructions. For the development of this extended constitutive model in the framework of the HM-C project, the following objectives are pursued:

- Design of experimental protocols for triaxial creep tests of low permeable clay shale with different loading paths and different temperatures.
- Conducting a series of laboratory triaxial creep tests to determine the THM-coupled-creep behavior of fully saturated Opalinus Clay under drained multi-stage loading conditions.
- Application of the protocols to testing configurations considering the material anisotropy as well as ambient and elevated temperature.
- Identification and analysis of microstructural creep mechanisms based on the creep deformation character in combination with deformed Opalinus samples using scanning electron microscopy.
- Extension of the existing numerical code of the constitutive model of phase 1 by implementing THM response including creep deformation behavior.
- Calibration, verification, and validation of the developed constitutive model with on-going laboratory tests at RWTH as well as laboratory tests on sample material of the deep boreholes by NAGRA.

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 for the phase 2 of this project are presented below:

Laboratory experiments

A long-term testing campaign has been started on shaly Opalinus Clay with sample material from the Mont Terri URL. All tests aim to characterize the drained creep deformation behavior of fully saturated specimens under consideration of the differential loading path, the structural anisotropy, and different temperatures.

The long-term creep experiments consist of a sequence of preparatory phases and the multi-step creep testing. The basic preparatory protocol was performed following a slightly modified procedure from Winhausen et al. (2022) with a re-saturation phase, a phase for verification of the specimens' saturation (check for Skempton's B coefficient), and a consolidation phase. The multi-step creep testing consisted of an alternating procedure of strain-controlled differential stress increases and creep stages of constant effective stresses. The creep testing was performed under fully drained conditions to avoid the build-up of excess pore water pressure in order to exclude consolidation effects and measure creep-related deformation only.

Two specimens (OPA1 and OPA2) with the bedding orientated parallel (P-specimen) to the axial loading direction were successfully tested with similar experimental boundary conditions, i.e., temperature (30°C), effective confining stress, and specimen dimensions (cylinder: 60 mm height, 30 mm diameter), but a modified differential loading-path. Starting at hydrostatic effective stress conditions of 4 MPa (confining stress = 6.5 MPa, pore pressure = 2.5 MPa), OPA1 and OPA2 were initially loaded to 2 MPa and 12 MPa differential stress using a strain rate of $2 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$ and $1 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$, respectively (Figure 1). Subsequently, the effective stress conditions were kept constant, i.e., creep stage, for around 17 days. The differential stress (q) was further increased in steps of 1 MPa until failure of the specimens occurred (Figure 1). The first test lasted around 7 months in total, whereas the second test lasted 3 months.

The test results showed primary creep, i.e., decelerating strain rates, and secondary

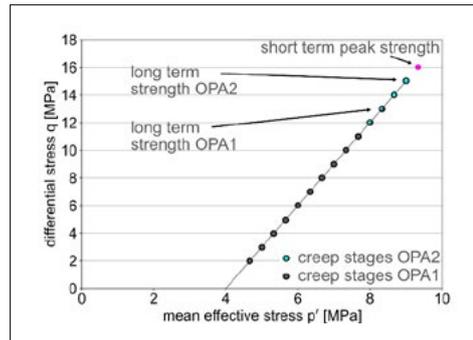


Figure 1: Performed creep stages of the multi-step creep tests for specimens OPA1 and OPA2 with indication of the long-term strengths and the short-term peak strength following the drained stress path.

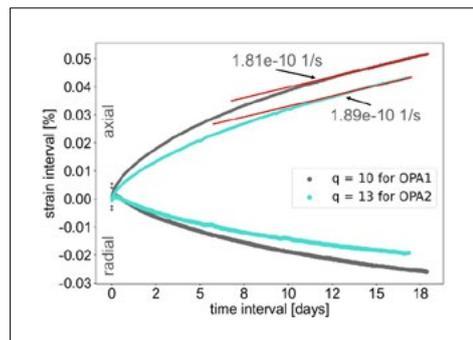


Figure 2: Exemplary creep curves of OPA1 at differential loading of 10 MPa and, OPA2 at differential loading of 13 MPa.

creep, i.e., linear accumulation of strain, in all performed creep stages even at low differential stresses (OPA1). In axial direction, a continuous compressive strain response was observed and the radial strain, perpendicular to the bedding orientation, showed a change from compressive ($q \leq 5 \text{ MPa}$) to extensional ($q \geq 6 \text{ MPa}$) secondary creep. With increasing differential stress, the calculated secondary creep rates of OPA1 and OPA2 increased exponentially.

The comparison of both tests indicated a correlation between the creep behavior and the differential loading path. Results showed discrepancies between the secondary creep rates of OPA1 and OPA2 at the same differential stress conditions. However, similar creep curves and creep rates were identified by comparing different creep stages (Figure 2). For instance, similar axial secondary strain rates of 1.81×10^{-10} and $1.89 \times 10^{-10} \text{ s}^{-1}$ were observed at creep stages of 10 and 13 MPa differential stress for OPA1 and OPA2, respectively. Figure 3 shows this observation as a shifted trend of axial strain rates along the differential stress axis with $\Delta q = 3 \text{ MPa}$.

Specimen OPA1 experienced creep failure at a differential stress of 13 MPa, whereas OPA2 developed failure not before 15 MPa. These stress conditions are 81% and 95% of the short-term strength ($q_{peak} \approx 16$ MPa) based on the failure envelope of shaly OPA derived by Winhausen et al. (2022), which suggests a slightly reduced long-term strength due to creep. However, the onset of tertiary creep, i.e., strain rate acceleration and eventual failure, was identified for both specimens at a similar cumulative axial strain of $\epsilon_{OPA1} = 0.75\%$ and $\epsilon_{OPA2} = 0.71\%$, which exceeds the total axial strain usually obtained from short-term compression tests (Winhausen et al. 2022, Minardi et al. 2021, Favero et al. 2018).

Numerical simulation

Many creep models have been proposed in the past to model the time-dependent deformation in rocks. Among them, the classical models such as Power law creep model, Maxwell model, Kelvin model and Burger model are worth mentioning. Although, these models have shown good performances in modeling of creep in wide range of applications, their applicability to clay shale is questionable for the following reasons:

1. The classical creep models have been originally developed for ductile materials (e.g. metals), which exhibit zero volumetric strain under shear deformation.
2. The classical creep models have been developed for isotropic material. These models may provide inaccurate predictions for clay shales with distinct anisotropic features.
3. The classical creep models describe only the primary (transient) and secondary (steady-state) phases of creep deformation. The tertiary creep cannot be captured by these models.

In this project, a new creep model was developed for Opalinus Clay (Mont-Terri URL) which addresses the above shortcomings. The implemented model is a general creep model, primarily developed based on the typical creep response of geo-materials reported in the literature (Desai and Zhang,

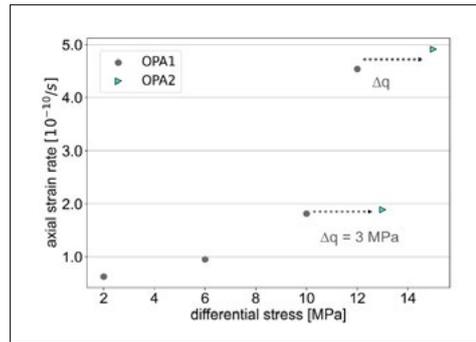


Figure 3: Exemplary secondary creep strain rates in axial direction as a function of differential stress for specimens OPA1 and OPA2.

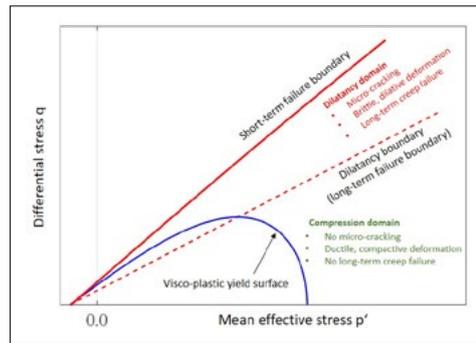


Figure 4: Definition of short-term and long-term failure boundaries; dilatancy domain versus compression domain in the stress space.

1987). The model is also applicable to Opalinus Clay and is supported by the following key assumptions:

- The Opalinus Clay is a transversely isotropic material showing direction-dependent stiffness and strength.
- A dilatancy boundary, also known as the long-term failure boundary, can be defined for Opalinus Clay in the stress space (Figure 4). This boundary separates the dilatancy domain (positive volumetric strain) from the compression domain (negative volumetric strain).
- When the stress state remains within the compressibility domain (i.e., below the dilatancy boundary), Opalinus Clay exhibits a time-dependent compactive deformation without any visible microscopic/macroscopic cracks (i.e. ductile deformation). The deformation rate in the compression domain is likely influenced by two important factors: the magnitude of the applied load and environmental conditions, such as temperature or humidity. Under these circumstances, Opalinus Clay undergoes a gradual, time-dependent deformation process (probably due

to “pressure-solution” mechanism) without encountering long-term failure.

■ However, as the stress state exceeds the dilatancy boundary, micro-cracking and inter-granular slip mechanisms are triggered. This results in the formation of micro-cracks, leading to irreversible time-dependent strain and eventually tertiary creep, due to the opening and propagation of these micro-cracks.

With these assumptions, a model comprising three main components has been implemented in the multi-physics numerical code MOOSE:

1. A transversely isotropic elastic model is employed to describe the instantaneous deformation of Opalinus Clay.
2. A transversely anisotropic viscoplastic model is used to describe the time-dependent ductile deformation of Opalinus Clay under constant stress and temperature.
3. Additionally, a damage model is incorporated to describe the micro-cracking that occurs above the dilatancy boundary, consequently leading to long-term failure (tertiary creep).

Two triaxial creep tests on fully saturated P-specimens were modeled. The geometry and mesh discretization of the specimen is shown in Figure 5. The vertical axis of the specimen was aligned in the z-direction. In this way, the dip angle of the bedding (θ_b) was equal to a 90° rotation around the x-axis (P configuration). A mean effective stress of $p' = 4$ MPa was considered to initialize the simulations (similar to the experiments). To accomplish this, the total mean stress ($p = 6.5$ MPa) and the pore pressure ($p_w = 2.5$ MPa) obtained at the end of the consolidation phase were applied to the sample at time $t = 0.0$. The creep phase was simulated by applying a constant axial stress to the top surface of the sample. The axial stresses increased stepwise according to the testing protocol while maintaining the confining stress constant. Two different loading protocols were considered in Test 1 and Test 2

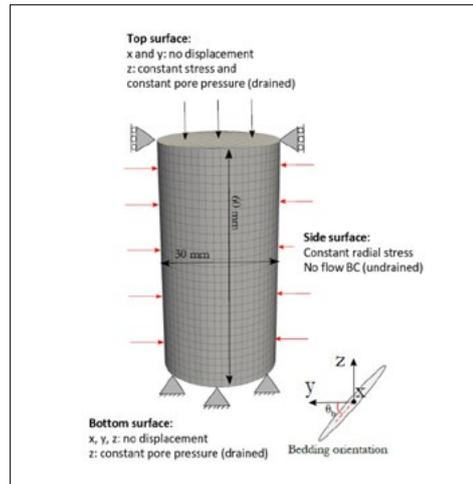


Figure 5:
3D numerical model constructed in MOOSE; the mechanical and hydraulic Boundary conditions applied to the sample are shown in this figure.

as shown in Figure 6. The hydraulic boundary condition was assumed to be drained (constant pressure) at the two end faces of the sample. A no-flow boundary condition (undrained) was applied to the side surface of the sample (the sample was jacketed). During the simulations, the axial strain and the effective stress components were recorded for all elements of the model. The average values of the recorded quantities were then compared to the laboratory results. Table 1 shows the identified model parameters for the two tests. The modeling results (evolution of axial strain versus time) for Test 1 and Test 2 are shown in Figure 7a & 7b, respectively. As it can be seen, the model provides an adequate description for three phases of creep, i.e. transient, steady-state and tertiary creep.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

Laboratory Experiments

In 2023, the first multi-step creep test which was started in 2022, and a second multi-step creep test with a modified differential loading path was successfully performed and completed. The comparison of both test results allows first insights into the stress-dependent creep behavior and the long-term strength of shaly OPA (P-specimen) under the influence of strain accumulation during creep. Further, tests on S-specimens (bed-

	Parameter	Test 1	Test 2	Unit
Elastic model	$E_{ }$	3500	3500	MPa
	$E_{ }/E_{\perp}$	2.2	2.2	-
	$\nu_{ }$	0.15	0.15	-
	ν_{\perp}	0.35	0.35	-
	G	1500	1500	MPa
Viscosity	μ	1.5e-11	1.5e-11	s ⁻¹
Plastic model	n	3.0	3.0	-
	σ_{ten}	0.5	0.5	MPa
Hardening model	a_0	5e-6	2e-6	-
Strength parameter	γ	0.08	0.08	-
Tertiary creep model	ϵ_{cri}	0.0	0.0025	-
	ϵ_f	0.002	0.002	-

Table 1:
The identified model parameters for Test 1 and Test 2.

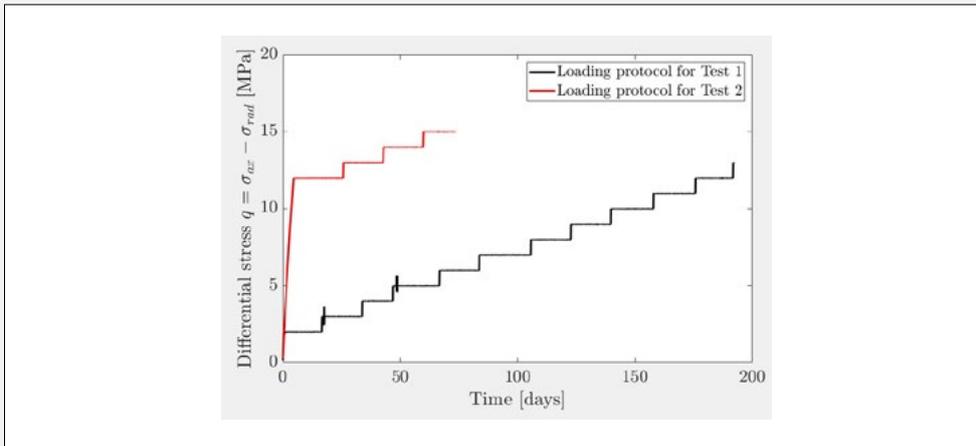


Figure 6:
The loading protocol applied to the samples in Test 1 and Test 2 during step-wise creep tests.

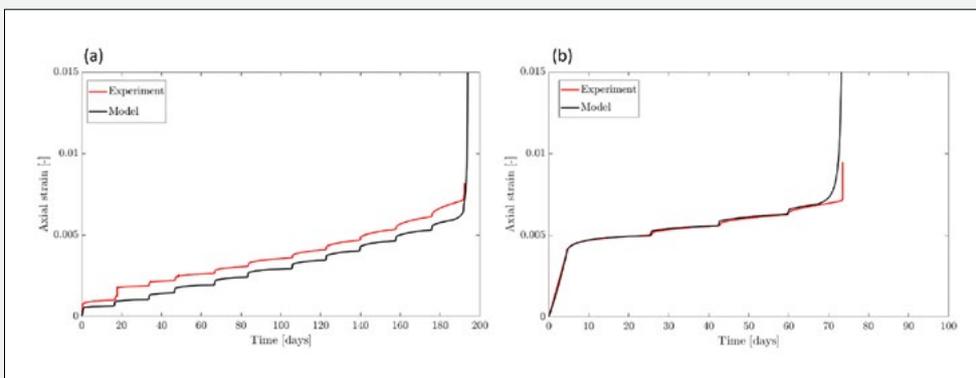


Figure 7:
Comparison between modeling results and the experiments; a) changes in the axial strain versus time in Test 1; b) changes in axial strain versus time in Test 2.

ding oriented perpendicular to loading axis) with comparable testing conditions to previous tests were initiated and are currently under investigation.

In 2024, the long-term testing campaign will continue with further multi-step creep tests to analyse the effect of anisotropy by comparing different specimen bedding orientations (P- vs. S-configuration) as well as the effect of elevated temperature on the creep behavior of Opalinus Clay. Further, post-experimental investigations on the microstructure of tested specimens will strengthen our understanding of corresponding creep mechanisms at different scales.

Numerical simulation

In 2023, a new constitutive model aimed at describing the time-dependent deformation of Opalinus Clay observed during long-term creep tests was developed. The model utilizes an elasto-viscoplastic formulation implemented in the multi-physics numerical code MOOSE, to simulate the creep behavior of Opalinus Clay from Mont-Terri URL under constant stress conditions. The model also considers the anisotropic characteristics of Opalinus Clay in both the elastic and inelastic domains. A damage model is incorporated into the model to describe the time-dependent failure (tertiary creep) under constant loading. The damage model characterizes the time-dependent micro-cracking that occurs beyond a critical damage threshold. To validate the developed model, its performance was evaluated through two multi-step creep tests conducted on fully saturated P-samples in a drained condition.

In 2024, the developed constitutive model for Opalinus clay will be calibrated using consolidated undrained tests performed by NAGRA. The tested specimens were obtained from three deep geological formations in Northern Switzerland, namely Bözberg (borehole BOZ1-1), Bülach (borehole BUL1-1) and Trüllikon (borehole TRU1-1). The model was originally developed to describe the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay from Mont-Terri URL under undrained conditions. A simplified version of the model with few-

er material parameters will be presented to simulate the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay from deep formations.

Publications

- Winhausen, L., Khaledi, K., Jalali, M., Bretthauer, M., & Amann, F. (2023). The Anisotropic Behavior of a Clay Shale: Strength, Hydro-Mechanical Couplings and Failure Processes. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 128(11), e2023JB027382.
- Khaledi, K., Winhausen, L., Jalali, M., & Amann, F. (2023). Constitutive modeling of clay shales in undrained conditions and its experimental verification for Opalinus Clay. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences*, 171, 105588.

References

- [1] Desai, C. S., & Zhang, D. (1987). „**Viscoplastic model for geologic materials with generalized flow rule.**” *International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics*, 11(6), 603-620.
- [2] Favero, V., A. Ferarri, and L. Laloui. 2018. **“Anisotropic Behaviour of Opalinus Clay Through Consolidation and Drained Triaxial Testing in Saturated Conditions.”** *Rock Mechanics and Rock Engineering* 51: 1305–19. <https://doi.org/10.1007/s00603-017-1398-5>
- [3] Minardi, A., S. B. Giger, R. T. Ewy, R. Stankovic, J. Stenebråten, M. Soldal, M. Rosone, A. Ferrari, and L. Laloui. 2021. **“Benchmark Study of Undrained Triaxial Testing of Opalinus Clay Shale: Results and Implications for Robust Testing.”** *Geomechanics for Energy and the Environment* 25 (March): 100210. <https://doi.org/10.1016/j.gete.2020.100210>
- [4] Winhausen, L., K. Khaledi, M. Jalali, J. L. Urai, and F. Amann. 2022. **“Failure Mode Transition in Opalinus Clay: A Hydro-Mechanical and Microstructural Perspective.”** *Solid Earth* 13 (5): 901–15. <https://doi.org/10.5194/se-13-901-2022>

Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel

Author and Co-author(s):

Catharina Dieleman, Naki Akçar

Institution: Institute of Geological Sciences, University of Bern

Address: Baltzerstrasse 1+3, 3012 Bern

Phone, E-mail, Internet address:

+41 31 684 52 79,

catharina.dieleman@unibe.ch,

www.geo.unibe.ch

Duration of project: 3 years

Abstract

Studies of ice ages in the Alps began in the 1800s. Scientists discovered the earliest glacier advances of the Quaternary by examining outcrops of glaciofluvial deposits, sometimes intercalated with glacial or flood deposits. These layers, known as “Cover Gravels” (or “Deckenschotter” in German), are believed to have been formed during the Early and Middle Pleistocene. In the past decade, Deckenschotter were dated by employing the cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al . The cosmogenic nuclide chronology suggests three key periods of accumulation: at around 2.5 Ma, 1.5 Ma and ca. 1 Ma. Notably, these accumulation phases all occurred at the same elevation at Irchel, suggesting a complex pattern of cut-and-fill. This architecture poses a challenge to the existing understanding based on the shape and layering of the landforms (morphostratigraphy) and the timeline inferred from mammal fossils, attributed to the Mammal Neogene Zone 17 (MN17; 1.8–2.5 Ma), discovered in flood deposits at Irchel in the 1990s. Therefore, this project focuses on exploring the dynamic depositional environment suggested by recent findings, aiming to unravel the complex cut-and-fill architecture. Our study includes a detailed analysis of sediment characteristics to understand their origins, transportation mechanisms, and fabric. Furthermore, we use isochron-burial dating on additional sites to broaden our existing chronological framework. Ultimately, by integrating data from dating, mapping,

drilling, shallow trenches, and geophysical surveys, we will reconstruct a three-dimensional structure of the Deckenschotter deposits at Irchel. In 2023, we took samples from two more outcrops for isochron-burial dating and dug three shallow trenches. We described and analysed the sediment freshly excavated from the trenches in detail and collected samples for isochron-burial dating. The drilling campaign was completed in fall, and we have begun analysing the drill cores. In 2024, our focus will be on finalizing the drill core descriptions and taking samples for simple burial dating. We will also wrap up the preparation of the samples for cosmogenic nuclide analysis. The results from this project will contribute to a 4D reconstruction enhancing our understanding of the landscape’s evolution over the past 2.6 Ma.

Project goals

During the Quaternary, the Swiss northern Alpine Foreland has been covered at least 15 times by glaciers. Evidence of the glacier advances in the Early and Middle Pleistocene, is rare and not well-preserved. The so-called Deckenschotter, a succession of glaciofluvial deposits intercalated with glacial and/or overbank sediments, bears the pace of the first Quaternary glaciations (Figure 1). Deckenschotter have already been described in the late 19th and early 20th century [1, 2, 3] and a relative chronology was established based on their topographic position. Mammal fossils were found in flood deposits within the Deckenschotter deposits at Irchel and provided the first absolute age: the Mammal Neogene Zone 17 (MN17; 1.8–2.5 Ma) [4, 5]. To better understand the timing of the Deckenschotter deposition, around 20 sites were dated in the past decade with cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al by applying depth-profile dating, isochron-burial, and P-PINI (Particle Pathway Inversion of Nuclide Inventories) techniques [6, 7, 8, 9, 10, 11, 12]. These established chronology spans from ca. 250 ka to

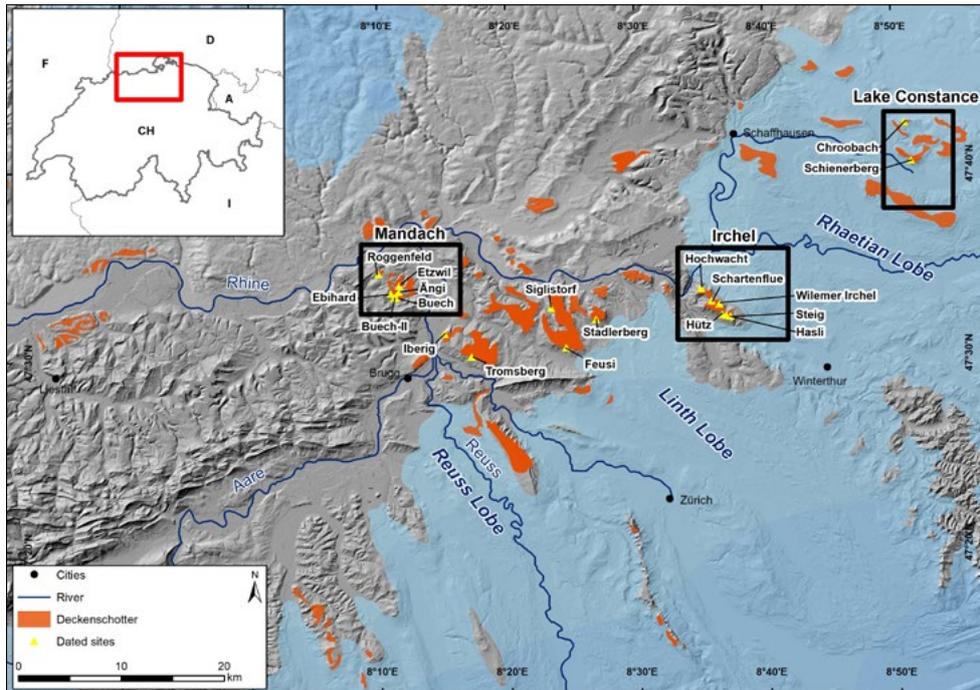


Figure 1: Extent of the Rhaetian, Linth, and Reuss lobes in the Alpine Foreland during the Last Glacial Maximum © Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern [13]. The black squares indicate the regions Mandach, Irchel, and Lake Constance. The yellow coloured triangles represent the sites dated with cosmogenic nuclides [6, 7, 8, 9, 10, 11, 12].

ca. 2.6 Ma and suggests that Deckenschotter were deposited during the Early Pleistocene during three major gravel accumulation phases: the first at ca. 2.5 Ma, the second at ca. 1.5 Ma, and the third at ca. 1 Ma [11]. Subsequently, a significant phase of incision terminated the three-fold accumulation of Deckenschotter.

The recently introduced P-PINI approach was used at the Tromsberg, Feusi, and Iberig sites and this resulted in burial ages of 0.88 ± 0.14 Ma, 0.93 ± 0.13 Ma, and 0.93 ± 0.17 Ma, respectively [10] (Figure 1). The gravels at Siglistorf were deposited at 1.5 ± 0.2 Ma [7]. The Stadlerberg site was dated to $2.4^{+2.3}_{-1.2}$ Ma by depth-profile dating [9]. The isochron-burial technique was applied at five sites at Irchel (Figure 1). Hütz and Steig were dated to 0.9 ± 0.2 Ma. The gravels at Scharthenflue and Hasli were deposited 1.3 ± 0.1 Ma ago. The oldest gravels are found at Hochwacht with an age of 2.6 ± 0.1 Ma [9, 11]. In the eastern part of Switzerland, the Chroobach site located close to Lake Constance was dated to 1.8 ± 0.1 Ma [11] (Figure 1).

The detailed sedimentological analyses in combination with the established cosmogenic nuclide chronology suggest three

cut-and-fill events at Irchel: (1) The first Quaternary glacial advance onto the northern Alpine Foreland at around 2.6 Ma accumulated the Irchel Gravels. This phase was followed by a warm interglacial period (*sensu* [14]), during which the Hasli Formation, characterised by fine-grained overbank deposits, was deposited. The Forenirchel Gravel were deposited on top of the Hasli Formation lobe during the next phase of glacier expansion taking place likely around 2 Ma; (2) Subsequently a phase of incision created accommodation space for the Langacher and Ebni Gravels, which were deposited by a glacier advance at around 1.3 Ma; (3) The Hütz and the Steig Channel were formed by a second incision phase at around 1 Ma and were filled by the Ebni and Steig Gravels. We conclude that the observed cut-and-fill events were caused by glacially induced changes in stream power and bedload [11]. The cut-and-fill structure observed at Irchel presents a challenge to the landscape evolution model suggested in the 1990s, which is based on morphostratigraphy, as well as the MN17 mammal fossils discovered in the Hasli Formation.

The environmental conditions that led to the formation of the complex terrestrial se-

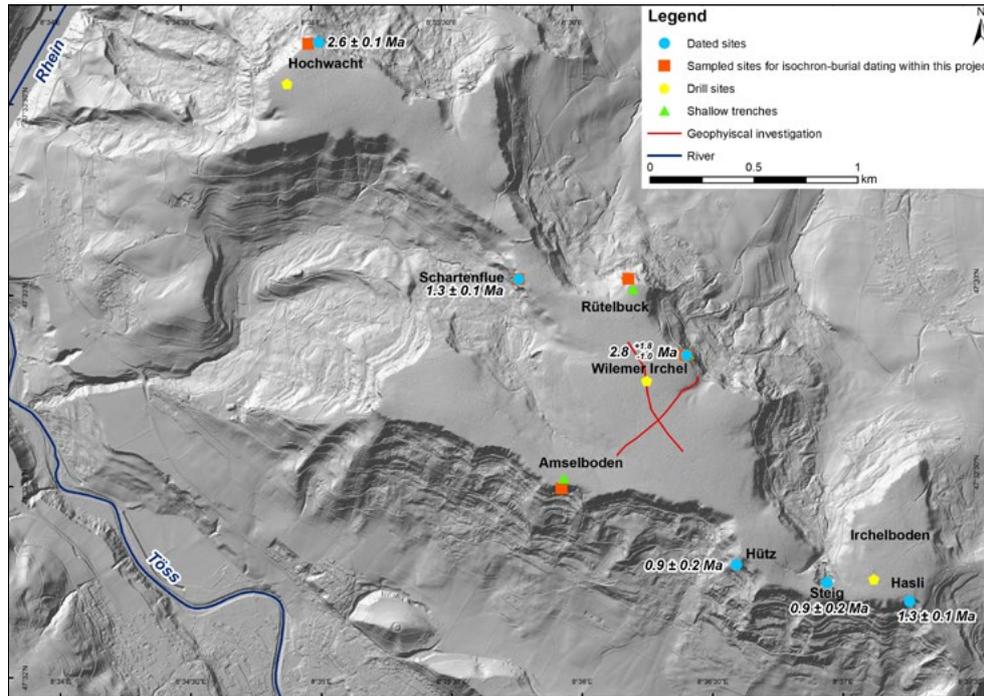


Figure 2: Digital Elevation Model (DEM) of Irchel © Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern. The blue dots show the dated sites at Irchel [9, 11]. The orange rectangles mark the sites sampled for isochron-burial dating in this project. Green triangles show where shallow trenches were located, and yellow pentagons pinpoint the drill sites. The red lines depict the profiles measured using geophysical methods.

quence at Irchel remain unravelled. This project aims to gain a deeper understanding of these processes by: (1) establishing a detailed morphological, lithological, chronological, and paleogeographic framework; (2) confirming the existing cosmogenic nuclide chronology by dating gravel layers at several positions along in stratigraphic profiles; (3) assessing the lateral continuity of the Hasli Formation through shallow trenching, borehole coring, and geophysical methods; and (4) integrating biostratigraphic, morphostratigraphic, and chronostratigraphic information from the Deckenschotter deposits at Irchel into a comprehensive model of landscape evolution. To achieve these goals, the Deckenschotter outcrops at Irchel will be revisited and mapped in detail. Furthermore, their sedimentology of the deposits will be explored in detail analysing the clast petrography, clast morphometry and clast fabric. In this project, ten new sites will be dated using isochron-burial dating. These sites have been selected based on the presence of the Hasli Formation, allowing us to determine the ages of gravels both above and below this formation. Shallow trenches will be opened to reach the gravels above or below the Hasli

Formation that are not exposed. Additionally, three drilling campaigns aimed at reaching the Molasse bedrock and geophysical investigations are planned. These efforts are intended to enhance our understanding of the lateral variations in the facies within the Deckenschotter and to offer insights into the lateral continuity of the Hasli Formation. The findings from this project will be integrated into a detailed model of landscape evolution. This model aims to offer a better understanding of the development of the Swiss northern Alpine Foreland's landscape since the onset of glaciations, approximately 2.6 Ma ago.

Work carried out and results obtained

In 2022, five sites were sampled for isochron-burial dating and the sample preparation commenced. In early 2023, we processed 32 samples for the cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al extraction, distributed across four different sites: (1) eleven samples from Wilemer Irchel, with five from gravels above and six below the Hasli Formation; (2) seven samples from above the Hasli Formation at Hochwacht; (3) seven samples from the Ebni Gravel at Schartenflue; and (4) seven samples from



Figure 3: Photograph of the shallow trench at the Rütelbuck site. The depth of the trench is about 4.5 m.

the gravels below the Hasli Formation at Amselboden (Figure 1). These samples were then measured in spring 2023 at the MILEA Accelerator Mass Spectrometry (AMS) facility at ETH Zurich.

End of 2022, we submitted a permission request to the local and cantonal authorities to realize our drilling campaign of three boreholes aiming at reaching the bedrock and to open three shallow trenches. Our application was granted in spring this year. In early summer, we opened the shallow trenches at Amselboden, Rütelbuck, and Wilemer Irchel (Figure 1). The trench at Amselboden reached a depth of ca. 7.5 m, at Rütelbuck ca. 4.5 m, and at Wilemer Irchel ca. 5 m. At each shallow trench, we collected samples for isochron-burial dating from the deepest position: 34 samples at Amselboden, 40 Rütelbuck, and 43 at Wilemer Irchel, respectively. Our sampling strategy focused on selecting a variety of quartz-bearing clasts in terms of lithology, shape, and size from the same chronozone. This was essential to ensure they had different histories prior to burial but similar histories post-burial, a key factor in calculating isochron-burial ages [15,16]. Additionally, we meticulously documented,

described, and analyzed the sediments excavated from the trenches. We sampled the gravel layer every meter and at the deepest points of each trench for clast petrography and morphometry. To determine the clast petrographical composition of the Deckenschotter at least 250 clasts were analysed. Based on the lithologies, we identified following classes: the light-coloured limestone, dark-coloured limestone, siliceous limestones, vein quartz, quartzite, chert, radiolarite, sandstone, conglomerate, dolomite, and crystalline [17]. To get information about the transportation mechanism, the roundness and flattening indices of at least 100 clasts of the same lithology were calculated [18].

In addition to the shallow trenches at three sites, two outcrops were sampled in addition for isochron-burial dating by following the same sampling strategy explained above: 19 samples from the gravels below the Hasli Formation at Rütelbuck and 15 from the gravels situated about 5 meters from the top-surface of the gravels overlying the Hasli Formation at Wilemer Irchel. In 2023, our sampling campaign yielded 151 samples, out of which 50 were chosen for further processing. These selected samples were then



Figure 4: Photograph of the Hochwacht drill site (left) and the boxes containing the 1m drill cores from the Hochwacht drill site (right).

crushed and leached. Given the historically low nuclide concentrations in Deckenschotter deposits, our goal is to achieve low total Aluminium concentrations (preferably below 50 ppm) to ensure high-quality Accelerator Mass Spectrometry (AMS) analysis with minimal uncertainties [cf. 7]. To do this, we measure the total Al concentrations in our samples by dissolving a 1–2g aliquot and analysing it using Inductively Coupled Plasma Optical Emission Spectrometry (ICP-OES). Based on these measurements, we decide which samples to proceed with for ^{10}Be and ^{26}Al extraction, which ones require further leaching, and which ones to discard.

In summer and fall, we successfully accomplished the drilling campaign (Figure 3). To drill the Deckenschotter deposits at Irchel the percussion drilling (Düsterloh) and the core-barrel system (CSK) were used. The 0.5m to 1m long drilled sediment cores were recovered in PVC liners. We drilled a 55m long borehole at Hochwacht (Figure 3), 53m at Wilemer Irchel, 37.5m at Irchelboden, re-

spectively. The cores were sealed and labelled with the name of the drill site and depth of recovery. In the laboratory, the drill cores were analysed with a multi-sensor core logger (MSCL) to measure bulk density, p-wave velocity, and the magnetic susceptibility. End of 2023, we will start to open and scan the cores. In addition, we will describe the sedimentology of the cores in detail and determine the clast petrographical composition. Furthermore, at least three samples, especially from the Hasli Formation if encountered, for simple burial dating will be collected from the drill cores per drill site. In parallel, geophysical investigations will be conducted in the boreholes. During the drilling campaign, we also continued the mapping of the Deckenschotter outcrops at Irchel and detailed analysis of sedimentology at these outcrops. Ultimately, in collaboration with the Institute of Geophysics at ETH Zurich, we ran a feasibility test to detect the Hasli formation by geophysical techniques such as sledgehammer seismics, geoelectric, and geomagnetic surveys and

we obtained promising results. In summer 2023, a profile at the Wilemer Irchel site with a length of about 1.2 km was measured by the participants of a two-week field course of the Applied Geophysics MSc. Programme at ETH Zurich.

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 more than three decades of 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 developed and built by ETH Zurich, measures cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al with a higher efficiency with respect to the older facilities [19]. Our project profits 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 our former measurements at older facilities.

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

In 2023, we finished the preparation of 32 samples for cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al analysis. We also continued the detailed mapping of the Deckenschotter outcrops at Irchel and their sedimentological analysis. In addition, at two new outcrops, gravels overlying and underlying the Hasli Formation were sampled. We received the permission for the trenching and drilling campaigns in

spring and then, conducted these in the second half of this year. At Amselboden, Rütelbuck, and Wilemer Irchel, shallow trenches were opened, and samples were collected for isochron-burial dating and sediment analysis. Ultimately, this year's sampling campaign accounted for about 150 samples of which 50 were further processed. The drilling campaign yielded a total of 145 m long cores. These were analysed with a multi-sensor core logger. In 2024, we will continue with the quartz purification of the samples collected from the shallow trenches and the two new Deckenschotter outcrops. The samples with the lowest Al-concentrations will be selected for ^{10}Be and ^{26}Al extraction. The concentrations of ^{10}Be and ^{26}Al will be measured at the AMS facilities at ETH Zurich. We will then convert these measured concentrations into isochron-burial ages. We will also continue the analysis of the cores. We will open these and investigate in detail. To complement the chronology of the Deckenschotter succession at Irchel, the cores will be sampled for simple burial dating and samples will be prepared for AMS measurements. Early next year, we plan to conduct a geophysical campaign to get a better understanding of the Deckenschotter stratigraphy at Irchel. The obtained findings will be incorporated into a 4D reconstruction, which will enable a more detailed insight into the landscape evolution since the onset of the Quaternary glaciations.

References

- [1] L. Du Pasquier: **Über die fluvioglacialen Ablagerungen der Nordschweiz** 1891.
- [2] A. Penck, E. Brückner: **Die Alpen im Eiszeitalter**, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.
- [3] R. Frei: **Monographie des Schweizerischen Deckenschotter** Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 37, 1912.
- [4] T. Bolliger, O. Fejfar, H. Graf and D. Kaelin: **Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugetern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich)** *Ecolgae geol Helv*, v. 89, 1043–1048, 1996

- [5] 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.
- [6] 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.
- [7] 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
- [8] 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.
- [9] 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.
- [10] 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.
- [11] C. Dieleman, M. Christl, C. Vockenhuber, P. Gautschi, N. Akçar.: **Early Pleistocene complex cut-and-fill sequences in the Alps**. *Swiss Journal of Geosciences*, 2022.
- [12] C. Dieleman, M. Christl, C. Vockenhuber, P., Gautschi, F. Schlunegger, N. Akçar: **Relief Increase in the Swiss Northern Alpine Foreland after the Mid-Pleistocene Revolution**. Submitted.
- [13] 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.
- [14] H.R. Graf **Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz** ETH Zürich Dissertation Nr. 10205, 151 pages, 1993.
- [15] A.M. Bender, C.B. Amos, P. Bierman, D.H. Rood, L. Staisch, H. Kelsey, B. Sherrod: **Differential uplift and incision of the Yakima River terraces, central Washington State**. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 2016.
- [16] G. Balco and C.W. Rovey: **An isochron method for cosmogenic nuclide dating of buried soils and sediments**. *American Journal of Science*, 2008.
- [17] C. Schlüchter **Eiszeitliche Lockergesteine – Geologie, Genese, Eigenschaften** Habilitationsschrift ETH Zürich, 1989.
- [18] A. Cailleux **L'indice d'éroussé: définition et première application**. *Société Géologique de France*, 250–252.
- [19] 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 and Co-author(s):

Flavio Anselmetti, Sarah Beraus, Marius Büchi, Thomas Burschil, Markus Fiebig, Gustav Firla, Gerald Gabriel, Lukas Gegg, Katja Heeschen, Christopher Lüthgens, Stephanie Neuhuber, Johannes Pomper, Frank Preusser, David Tanner, Sebastian Schaller, Clemens Schmalfuss, Bennet Schuster

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
www.geo.unibe.ch

Duration of 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 (yet underexplored) direct archives of extents and ages of past glaciations in and around mountain ranges. DOVE Phase-1 investigates six 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 drillhole in Basadingen (5068-2) in Northern Switzerland reached a depth of 253 m. The Tannwald site in Southern Germany (5068-1) consists of one borehole to 165 m and two nearby flush drill holes. The three boreholes allow a series of cross-hole geophysical experiments. Four previously drilled legacy cores from the Eastern Alps are included in the DOVE Phase-1: A core from Schäftlarn (5068-3), located in the Isar-Loisach glacier catchment, was drilled in 2017 down to a depth of 199 m. The Neussillersdorf drill site (5068-3), 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 (5068-5) is located in the area of the Traun Glacier but at an inneralpine location. It recovered almost 900 m of Quaternary sediments. The last legacy drill core (5068-6), 144 m in length, was recovered in 2016 at Gaisbeuren in the eastern Rhine Glacier area, less than 10 km from Tannwald.

A large data base ranging from wire-line logs, MSCL logs, core scans, and initial core descriptions has been imported in a digital information system (ICDP mDIS) and the operational reports have been published. In 2023, the remaining cores have now been scanned, opened, described and sampled. By including legacy core 5068-6, almost 1300 m of drill cores and respective data from the six sites in overdeepened valleys are now available. The crosshole geophysical survey at Site 5068-1 is now analyzed and interpreted. Seismic-to-core correlation has been achieved at Sites 5068-1 and -2 and further seismic data acquisition campaigns at Sites 5068-3 and 5 have been funded and scheduled. Luminescence and cosmogenic dating was partly completed. Analysis of terrestrial biologic proxies such as pollen have been completed for Sites 5068-1 and -2.

Project goals

Overdeepened valleys and basins are commonly found below the present landscape surface in areas formerly affected by glaciations. As they reach below their fluvial base level, overdeepened structures are interpreted as being of glacial origin, presumably formed by pressurized subglacial meltwater. In the context of an overarching ICDP (International Continental Scientific Drilling Program) project DOVE Phase-1 (Drilling Overdeepened Alpine Valleys), six drill sites have been selected based on the complexity of the sedimentary infill, as known from previous boreholes and geophysical data. Data

from these six 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. 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 for the remaining three 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, 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.

Q3) How were mountain ranges and their foreland shaped by repetitive glaciations? There is a gap between established timescales of postglacial sediment transfer and exhumation rates, which prohibits elucidating the response of erosional systems to repeated glaciations. 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 validated 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 drillsite location (Burschil et al. 2018; Brandt 2020). The geophysical exploration work will be closely linked to borehole information to develop a deeper understanding of the origin of physical rock contrasts and, thus, the origin of geophysical signatures. For sites without boreholes, the geophysical data will assist the geological interpretation in terms of valley formation and sedimentological processes. For sites with boreholes, geophysics will up-scale the parameters gained in the boreholes to the whole valley extent by using structural constraints and geostatistical information for geophysical inversion.

Work carried out and results obtained

a) Drill sites Tannwald (Germany) incl. geophysics: (ICDP No. 5068-1)

Logging and sampling of the ICDP DOVE 5068-1-C core was finished in March 2023 and a detailed sedimentological analysis based on the classification scheme developed by Schaller et al. (2023) and petrophysical data was carried out. The challenges primarily arose from extensive deformation structures found within the core, which underscore the role both gravitational processes and significant glaciotectonic effects played on the western flank of the basin. Finally, the investigations led to the definition of three lithostratigraphic units reflecting a complex multi-phase stacked infill of the Tannwald basin, indicative of at least three distinct glacial advances. Through the integration of results from the 5068-1-C core with previous drillings and seismic data,

these three advances can be correlated with the Hosskirch, Riss and Würm glaciations, presumably reflecting pre-MIS 11, MIS6 and MIS2 glacier advances, respectively. The full sedimentary record and interpretation of the 5068-1-C core will be published in the journal "Scientific Drilling" in early 2024. Future OSL and cosmogenic nuclide dating will help integrating the results into the broader context of the glacial evolution of the Lake Constance Amphitheatre.

The seismic data, which encompasses high-resolution crosshole and 3C surface data, was pre-processed. The pre-processing included the removal of noisy shots and traces as well as QC of the geometry. Additionally, we tested various frequency filters to investigate the frequency content of different wave types. In order to reduce the high-amplitude tube waves, which are a significant noise source especially in the P-wave datasets, we applied fk-filtering. Furthermore, P- and S-wave direct arrivals were picked in the SV- and SH-datasets. We calculated the apparent velocities and the angles of incidence from the picks and the geometry. The angular dependent behavior of the velocity indicates seismic anisotropy. The characterization and quantification is pending, due to large picking uncertainties, which resulted in an unsuccessful test run of traveltimes tomography. The picking uncertainties arise from a high noise level, in general, suspected directional source radiation patterns and polarity reversals of the SH-waves. All of these yield phase misidentifications and we require further investigations including the rotation of the 3C SH-data. Therefore, it was decided to continue with the high-resolution imaging by full-waveform inversion (FWI), which can be applied independent on phase picks and which provides velocity models that reveal small heterogeneities of the subsurface. The preliminary results of a mono-parameter FWI of the SV-wave velocity show an impressive correlation with the core from borehole C on the dm-scale.

Luminescence dating sampling on 5068-1-C over the lower ~100m of the drillcore was conducted in early 2023 at the University of

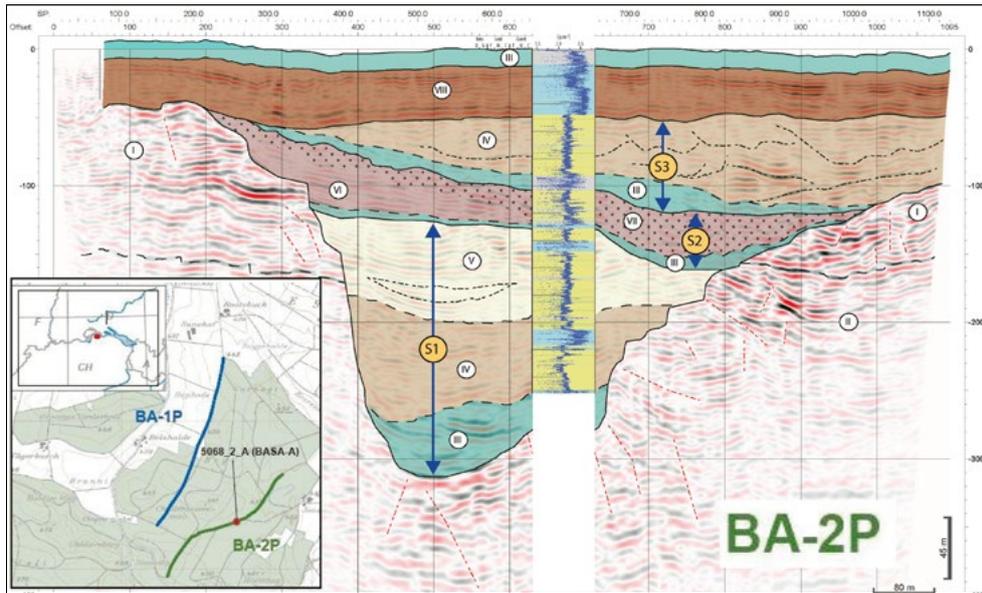


Figure 1: Seismic Line BA-2P across drillsite Basadingen (5068-2) with seismic-to-core correlation displaying lithologies and density log. Eight seismic facies have been defined (I–VIII). Unconformities and seismic facies define three seismic sequences (S1–S3) in overdeepened position interpreted to represent three glacial advance–retreat cycles.

Bern. Sample preparation for luminescence measurements was carried out at the University of Freiburg in mid-2023. First test measurements are scheduled for early 2024 at BOKU's Vienna Laboratory for Luminescence dating (VLL) with first results expected for early to mid-2024.

Terrestrial biological proxies of the Tannwald drill core analyzed in 32 samples by R. Pini and C. Ravazzi (CNR, Milano, I) yielded several sterile samples. Reworked palynomorphs are common and consist of (i) dinocysts, in one case accompanied by remains of foraminifera, (ii) pollen grains partially or totally filled in with pyrite, and (iii) corroded palynomorphs. Beside these findings, sufficient to moderately well-preserved palynomorphs occur. A statistical comparison between the concentrations of dinocysts and of total pollen grains, and of different pollen components indicate that the correlation between those variables is always significant, suggesting a massive signal of reworking of Miocene – Pliocene to Early Pleistocene aged components. Moreover, the presence of *Classopollis* points to reworking of Mesozoic rocks. A pollen component clearly attributable to coeval atmospheric deposition cannot be identified. All samples for microbiological characterization have been analyzed and are

currently interpreted by C. Thomas (Univ. Geneva and Univ. Bern).

b) Drill site Basadingen (Switzerland): (ICDP No. 5068-2)

After bringing the initial core description, sampling activities and data processing to a successful end in late 2022, the focus was set to condense the gathered data into a detailed overview profile of the drill site. The condensed profile was published in the journal "Scientific Drilling" with the regional geological background and context and a first local interpretation in late October 2023 (Schaller et al., 2023). Based on the encountered sediment types, we used the core to define a base for the project's internal nomenclature and classification scheme to guarantee the comparability of the different drill sites.

In parallel, the seismic sitesurvey line was converted from time to depth based on the vertical seismic profile data ("check shots") collected during the wire-line logging service from 2021. The converted seismic was reinterpreted and used for a core-to-seismic correlation and to define a seismic facies catalogue. A glacial-seismic sequence stratigraphy was established based on this correlation (Fig. 1). Furthermore, after defining the seismic facies pattern using the same

approach also on the second seismic line, a unifying glacial-seismic sequence stratigraphy could be established calibrated using the drill hole on one line. Both seismic lines are used in combination with the local rock surface model, the digital elevation model, the geological map, and the known drillcore/well information to establish a local 3D model of the Basadingen Trough and its sedimentological fill to enhance our understanding of the possible development and its architectural elements. First models have been created and will be improved during the next period.

Luminescence measurements of 5068-2 were obtained in 2023 and are still ongoing at the Vienna Laboratory for Luminescence dating (VLL). Finalization of the luminescence dating chronology is expected for early 2024. Samples distributed over the lower ~200 m of the drillcore will provide the time-frame of the filling of the glacially overdeepened section of the drillcore. Preliminary results and comparisons with luminescence dating results from the other DOVE drillcores were presented at the 17th International Luminescence and Electron Spin Resonance Dating conference in Copenhagen (Firla et al. 2023a) and at the XXI INQUA Congress in Rome (Firla et al. 2023b).

31 samples for terrestrial biologic proxies analyzed by R. Pini and C. Ravazzi (CNR, Milano, I) yielded very low total pollen concentrations. Reworked palynomorphs are abundant and consist of (i) dinocysts, sometimes accompanied by remains of Foraminifera, (ii) pollen grains partially or totally filled in with pyrite, and (iii) slightly to heavily corroded palynomorphs. All data suggest a massive signal of reworked palynomorphs in the Basadingen core of Miocene – Pliocene to Early Pleistocene age. A pollen component clearly attributable to coeval atmospheric deposition can not be identified. All samples for microbiological characterization have been analyzed and are currently interpreted by C. Thomas (Univ. Geneva and Univ. Bern).

c) Drill site Schäftlarn (Germany) (ICDP No. 5068-3)

MSCL (Multi-Sensor Core Logger) data obtained by our partners at the Bayerisches Landesamt für Umwelt and geophysical wire-line logging data obtained by the LIAG team was analyzed and prepared for publication at the University of Natural Resources and Life Sciences Vienna (BOKU). CT-Scans from selected drillcore sections, to trace the internal sedimentary structures were obtained by the ICDP-DOVE team at the University of Bern and are currently being analyzed by the BOKU team. Grain size, organic and inorganic carbon content and pollen analysis results are expected for December 2023 to early 2024.

In late 2022, luminescence dating sampling was conducted at a key outcrop (“Münchner Klettergarten Baierbrunn”) south of Munich by the BOKU team. Luminescence data from the Baierbrunn outcrop combined with data from the 5068-3 drillcore will provide a new perspective on the Pleistocene sedimentary activity of the Isar-Loisach glacier and the Bavarian Alpine foreland in general. Luminescence measurements of drillcore 5068-3 were carried out throughout 2023 at the Vienna Laboratory for Luminescence dating (VLL). Data from 8 samples will provide the depositional age of the fine-grained lower part of the drillcore. Preliminary results were presented at the 17th International Luminescence and Electron Spin Resonance Dating conference in Copenhagen (Firla et al. 2023a) and at the XXI INQUA Congress in Rome (Firla et al. 2023b). Luminescence measurements on the drillcore 5068-3 were concluded in late 2023 and final results will be available in early 2024. Test measurements from the Baierbrunn outcrop were conducted in early to mid-2023 and yielded promising preliminary results. Finalization of the luminescence dating chronology are scheduled for mid to late-2024.

Within the framework of DOVE, the project Chatseis intends to combine two seismic methods and to increase resolution and reliability of the seismic data; i.e. reflection imaging and full-waveform inversion. To ac-

quire the optimal data to achieve the goals of the project Chatseis, the Federal Institute for Geosciences and Resources conducted two seismic surveys together with the Leibniz Institute for Applied Geophysics and the Bayerisches Landesamt für Umwelt. At the DOVE-site 5068_3 (Schäftlarn), the project team registered seismic P-wave data with explosive and vibration sources and 4.5 Hz and 20 Hz geophones as well as S-wave data with a small-scale vibratory source and a landstreamer system on three profiles (in total ca 3.8 km, 100 GB for P-wave and ca 2.6 km, 16 GB for S-wave). The data will provide information of stratigraphic architecture of the basin fill. Moreover, these data will also allow a detailed seismic-to-core correlation identifying seismic and lithological sequences.

d) Drill site Freilassing/Neusillersdorf (Germany) (ICDP No. 5068-4)

CT-Scans of selected drillcore sections to trace the internal sedimentary structures were obtained by the DOVE team at the University of Bern and is currently being analyzed by the BOKU team. Grain size, organic and inorganic carbon content and pollen analysis results are expected for December 2023 to early 2024.

The DOVE luminescence methodology was thoroughly tested and applied on 11 samples from the 5068-4 drillcore at the Vienna Laboratory for Luminescence dating (VLL). The luminescence measurements conducted in 2022 will be published in late 2023 to early 2024. This publication will serve as a reference for the luminescence methodology used on all other drillcores and outcrops, therefore much time and consideration had to be spent to correctly evaluate all parameters. The ICDP-DOVE luminescence dating approach was presented at the 17th International Luminescence and Electron Spin Resonance Dating conference in Copenhagen (Firla et al. 2023a) and at the XXI INQUA Congress in Rome (Firla et al. 2023b).

e) Drill site Bad Aussee/Reitern 1 (ICDP No. 5068-5)

In early 2023, clast samples from the 5068-5 Bad Aussee drill core as well as samples from nearby outcrops were analyzed petrographically. The results indicate two abrupt shifts in the provenance of the basin infill from locally sourced carbonate material (~580–880 m) to predominantly far-transported crystalline clasts (67–580 m) back to local material (0–67 m; Schmalfluss et al., 2023). The drilled succession was classified into lithotypes following the nomenclature established by Schaller et al. (2023). Results from grain-size analysis and CT-scanning are currently analyzed to gain insights on the depositional environments. Luminescence measurements on the 5068-5 drillcore were carried out at the VLL throughout the year 2023. Obtaining robust luminescence ages using single grain methods was not considered feasible. Therefore, conventional multi-grain methods were applied. Luminescence measurements from samples at the base of the drillcore yielded promising preliminary results. Final results for the luminescence dating chronology for the lowest ~130 m of the drillcore are to be expected in early 2024. Luminescence test measurements for the drillcore section from ~100–400 m are ongoing. The above-mentioned results are currently being summarized for a publication focusing on the depositional history and chronology of the Bad Aussee overdeepening.

In October 2023, members of the DOVE team organized a field trip to Bad Aussee during the AGAQ (Arbeitsgruppe Alpenvorland-Quartär) meeting, where preliminary results of the drillcore investigations were discussed in the field and at the drillcore storage site. In preparation for the seismic survey scheduled in 2024, profiles were selected by BGR and BOKU in accordance with local authorities. To image the marginal areas of the overdeepened basin, 3 electrical resistivity tomography (ERT) profiles were acquired in collaboration with the University of Salzburg in October 2023. In 2024, data from drillings, seismic and ERT surveys and gravime-

try will be integrated into a comprehensive 3D-model of the Bad Aussee overdeepening.

f) Drill Site Gaisbeuren (ICDP No. 5068-6)

The Gaisbeuren core, recovered in 2016 by the Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau of Baden-Württemberg (LGRB), was only recently included into the framework of DOVE. The core has been taken in plastic liners and is as of yet unopened. Borehole geophysical (including spectral gamma and magnetic susceptibility logs) as well as whole-core petrophysical logs (magnetic susceptibility and natural remanent magnetization) have been acquired by LIAG. A preliminary lithostratigraphic profile exists that has been logged during the drilling phase based on corecatcher pieces (unpublished bachelor thesis, University of Freiburg and LGRB). This profile illustrates a complex succession dominated by diamictic deposits and is indicative of potentially up to four separate glacial sequences. The base of the Quaternary infill has been identified at 133 m depth, and the borehole terminated at 144 m depth within Molasse bedrock. At the time of completion of this report, the individual core pieces are laid out at the core repository of the LGRB, and are soon to be opened and processed as part of a PhD project at University of Freiburg. The core processing of site 5068-6 will follow and comply with the DOVE standards. Planned works include lithostratigraphic (sedimentological logging, grain size determination), structural (computed tomography scans down to the microscale), compositional (gravel petrography, simple geochemistry), geotechnical (shear strength, compactivity, consistency, and water uptake properties), and geochronological (mainly luminescence) analyses.

g) Status of terrestrial cosmogenic radionuclides processing

Basal samples from all drill cores were processed to obtain information on the concentration of the cosmogenic radionuclides (CRN) ^{26}Al and ^{10}Be . Complementary outcrop analogues were sampled for Site 5068-3 and one cave sample to elucidate

the surrounding close to the well of Reitern 1 (Petrefaktenhöhle). Sample processing followed the protocol specified in Rusziczay-Rüdiger et al. (2021) at the Extraction Laboratory for Cosmogenic Nuclides of the University of Natural Resources and Life Sciences BOKU (Vienna; A). To date, eight samples of twelve are finalized in the laboratory. Two samples need to be reprocessed and two were abandoned due to high natural Al content and unfavorable, i.e., carbonate-rich, lithology that resulted in too small amounts of quartz.

Preliminary results show that all data from wells contain very low CRN concentrations that range at blank level independent of the sampled material. Outcrop samples contain higher concentrations, most likely due to incomplete burial and post burial nuclide production. This is an indication that high denudation rates result in virtually CRN-free quartz material. Further aspects will be explored after the measurements are finished and final concentrations are calculated.

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 (Camille Thomas)

International Cooperation

- University of Freiburg i. Br., Germany: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Lukas Gegg, Johannes Pomper, Frank Preusser, Bennet Schuster)
- LIAG Hannover, Germany: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Sarah Beraus, Gerald Gabriel, David Tanner, Thomas Wonik)
- BOKU Vienna, Austria: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Markus Fiebig, Gustav Firla, Christopher Lüthgens, Stephanie Neuhuber, Clemens Schmalfuss)
- Operational Support Group ICDP, GFZ Potsdam, Germany: operational support for drilling operations (Ulrich Harms, Katja Heeschen)

■ Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau, Baden-Württemberg, Germany (Ulrike Wielandt-Schuster)

■ Bayerisches Landesamt für Umwelt, Germany (Ernst Krömer)

■ CNRS, Laboratorio di Palinologia e Paleoeologia, Università Milano Bicocca, Italy: co-operations in context of screening organic macro remains of drill cores (Roberta Pini, Cesare Ravazzi)

■ Kiel University, Germany, Institute of Geosciences (Dr. Daniel Köhn)

■ Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR), Germany (Dr. Thomas Burschil)

■ University of Salzburg (Austria), Department of Geography and Geology: Acquisition and interpretation of electrical resistivity tomography profiles (Bernhard Salcher, Jan-Christoph Otto)

Assessment 2023 and Perspectives for 2024

DOVE Phase-1 was continued successfully in 2023: all drill cores are now scanned, opened, described and sampled. The operational report, explanatory remarks and the operational dataset have been published (DOVE-Phase 1 Scientific Team et al., 2023a, b, c). The geophysical crosshole experiments at Tannwald (Site 5068-1) are currently analyzed and data are currently interpreted. Internal and external project discussions were fruitful: In addition to the bi-weekly zoom meetings, the DOVE science team met in spring 2023 in Hannover (D) and autumn 2023 in Bad Aussee (A) to discuss progress and work plan fostering critical synergies. Moreover, in July 2023, most DOVE members met in Rome with international colleagues for the INQUA conference where dedicated overdeepening and drilling sessions hosted many DOVE contributions.

Analysis of core lithologies progressed in 2023 as anticipated. Luminescence dating was in full swing. Cosmogenic, pollen and geomicrobial samples have been mostly analyzed and interpretations are ongoing. A detailed seismic-core analysis identifying seismic sequences has been established for

Site 5068-2 using the VSP/check-shot data. The same will be done for Site 5068-1 in 2024. Moreover, BGR and LIAG acquired new reflection seismic data at Site 5068-3. Another survey is planned in 2024 at Site 5068-5. Both surveys will be processed in 2024 improving the characterization of the sedimentary succession of overdeepened Alpine valleys by combining high-resolution seismic reflection imaging and full-waveform inversion.

In 2024, data interpretation will continue so that the DOVE approach can be completed by correlation the glacial sequences along the northern Alpine front. This will lay the base to compile a data report to be handed in to ICDP in order to start DOVE Phase-2 at the southern front of the Alps. Discussions with colleagues from Slovenia, Italy and France will continue in 2024 so that the Phase-2 drill sites can be identified. Also in 2024, the 5 initial PhD thesis will enter their last year with completion anticipated in early 2025.

Publications

■ DOVE-Phase 1 Scientific Team et al.: **Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE): Operational Report of Phase 1**, <https://doi.org/10.48440/ICDP.5068.001>, 2023a.

■ DOVE-Phase 1 Scientific Team et al.: **Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) – Explanatory Remarks**, <https://doi.org/10.48440/ICDP.5068.002>, 2023b.

■ DOVE-Phase 1 Scientific Team et al.: **Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) – Operational Dataset of Phase 1**, <https://doi.org/10.5880/ICDP.5068.001>, 2023c.

■ Gegg, L., and Gegg, J.: **Poor Man's Line Scan – a simple tool for the acquisition of high-resolution, undistorted drill core photos**, *Sci. Dril.*, 32, 55–59, <https://doi.org/10.5194/sd-32-55-2023>, 2023.

■ Gegg, L., and Preusser F.: **Comparison of overdeepened structures in formerly glaciated areas of the northern Alpine foreland and northern central Europe**, *E&G Quat. Sci. J.*, 72, 23–36, <https://doi.org/10.5194/egqsj-72-23-2023>, 2023.

■ Schaller, S., Buechi, M. W., Schuster, B., and Anselmetti, F. S.: **Drilling into a deep buried valley (ICDP DOVE): a 252 m long sediment**

succession from a glacial overdeepening in northwestern Switzerland, *Sci. Dril.*, 32, 27–42, <https://doi.org/10.5194/sd-32-27-2023>, 2023.

Abstracts

■ Beraus, S., Burschil, T., Buness, H., Köhn, D., Bohlen, T., Gabriel, G.: **Can We Detect Seismic Anisotropy in Glacial Sediments Using Crosshole Seismics?** – NSG2023 29th European Meeting of Environmental and Engineering Geophysics, European Association of Geoscientists & Engineers, 1–5, 2023. <https://doi.org/10.3997/2214-4609.202320174>

■ Beraus, Sarah, Burschil, T., Buness, H., Köhn, D., Bohlen, T., Gabriel, G., DOVE scientific team, **Are sediments of the glacially overdeepened Tannwald Basin seismically anisotropic?** – INQUA, 14.–20.7.2023, Rome (Italy), 2023a.

■ Beraus, Sarah, Köhn, D., Burschil, T., Buness, H., Bohlen, T., Gabriel, G.: **Towards the application of 2D elastic FWI to multi-component high-frequency crosshole data acquired in the Quaternary Tannwald Basin.** – IODP/ICDP colloquium, 29.–31.9.2023, Hannover (Germany), 2023b.

■ Burschil, T., Köhn, D., Gabriel, G.: **The acquisition concept for seismic surveys with in Chatseis.** – IODP/ICDP colloquium, 29.–31.08.2023; Hannover (Germany), 2023.

■ Firla, G., Lüthgens, C., Schmalfuss, C., Neuhuber, S., Schuster, B., Schaller, S., Kroemer, E., Anselmetti, F., Preusser, F., Fiebig, M. & DOVE scientific team: **Dating glacial sediments from drillcores with single-grain pIRIR luminescence methods – International Continental Scientific Drilling Program – Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP – DOVE)** – 17th International Luminescence and Electron Spin Resonance Dating conference Copenhagen, 2023.

■ Firla, G., Lüthgens, C., Schmalfuss, C., Neuhuber, S., Schuster, B., Schaller, S., Kroemer, E., Anselmetti, F., Preusser, F., Fiebig, M. & DOVE scientific team: **Towards the timing of the infill of glacially overdeepened basins using single grain pIRIR feldspar luminescence dating – International Continental Scientific Drilling Program – Drilling Overdeepened**

Alpine Valleys (ICDP – DOVE) – XXI INQUA Congress Rome, 2023.

■ Firla, G., Lüthgens, C., Schmalfuss, C., Neuhuber, S., Schuster, B., Schaller, S., Beraus, S., Kroemer, E., Anselmetti, F., Preusser, F., Fiebig, M. & DOVE scientific team: **First results from two research drillcores in the former Salzach and Isar-Loisach foreland glacier areas (Bavaria, southern Germany) – International Continental Scientific Drilling Program – Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP – DOVE)** – XXI INQUA Congress Rome, 2023.

■ Gabriel, G., Burschil, T., Buness, H., Tanner, D.C., Beraus, S., Reitner, J.M., Wielandt-Schuster, U., Dove Science Team: **New insights into Quaternary overdeepened structures from near-surface seismic reflections – results from the ICDP-project “Drilling Overdeepened Alpine Valleys”.** – INQUA, 14.–20.7, Rome, 2023.

■ Gegg, L., Schuster, B., and Preusser, F.: **Towards a comprehensive view of the Pleistocene glaciations of the Alpine foreland.** – Quaternaire 13, Strasbourg (France), 2023.

■ Gegg, L., Griebing, F., Jacob, L., Jentz, N., Schwahn, F., Stark, L., Wielandt-Schuster, U., and Preusser, F.: **A first look into new Pleistocene sedimentary records from the Upper Rhine Graben.** – INQUA, Rome, 2023.

■ Schaller, S., Schuster, B., Beraus, S., Buechi, M. W., Firla, G., Schmalfuss, C., Anselmetti, F. S., and DOVE scientific team: **ICDP Project DOVE (Drilling Overdeepened Alpine Valleys): The Basadingen Borehole (ICDP 5068_2).** – INQUA, 14.–20.7, Rome, 2023.

■ Schaller S., Schuster S., Beraus S., Buechi M.W., Buness H., Anselmetti F.S.: **New insights into the Basadingen Trough: An overdeepened valley in Northern Switzerland.** – Swiss Geoscience Meeting, 17–18.11 Mendrisio (Switzerland), 2023.

■ Schmalfuss, C., Firla, G., Neuhuber, S., Lüthgens, C., Schaller, S., Schuster, B., Fiebig, M.: **Major shifts in sediment provenance revealed by a Pleistocene drill core record from the Eastern Alps (Austria).** – EGU General Assembly 2023, 23–27 May,

Vienna (Austria), <https://doi.org/10.5194/egusphere-egu23-14600>, 2023.

■ Schmalzfuss, C., Firla, G., Neuhuber, S., Lüthgens, C., Schaller, S., Schuster, B., Beraus, S., Diendorfer, P., Leitner, T., Fiebig, M., DOVE scientific team: **Reinvestigation of a 880-m-long Pleistocene drill core record from the Eastern Alps (Austria)**. – INQUA, 14.–20.7., Rome, 2023.

■ Schuster, B., Schaller, S., Buechi, M. W., Gegg L., Tanner D. C., Wielandt-Schuster U., Beraus, S., Firla, G., Schmalzfuss, C., Preusser F., Anselmetti, F. S., Gabriel G., and DOVE scientific team: **Drilling Overdeepened Alpine Valleys: First results from the Tannwald Borehole**. – INQUA, 14.–20.7. Rome, 2023.

References

■ Burschil T., Bunes H., Tanner D., Wielandt-Schuster U., Ellwanger D., Gabriel G.: **High-resolution reflection seismics reveal the structure and the evolution of the Quaternary glacial Tannwald Basin**. Near Surface Geophysic. 16, 593–610, 2018.

■ Brandt A.-C.: **Erkundung des alpinen, glazial-übertieften Basadingen-Beckens mithilfe von P-Wellen-Seismik**. BSc Arbeit Leibniz Universität Hannover, 2020.

■ Hinderer M., Kastowski M., Kamelger A., Bartolini C., Schlunegger F.: **River loads and modern denudation of the Alps – A review**. Earth Sci. Rev. 118, 11–44, 2013.

■ LGRB (Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau Baden-Württemberg): **Lithostratigraphische Entwicklung des baden-württembergischen Rheingletschergebiets: Übertiefe Becken- und Moränen-Landschaft**. LGRB-Fachbericht 2015/4, 2015.

■ Ruzkiczay-Rüdiger, Zs., Neuhuber, S., Braucher, R., Lachner, J., Steier, P., Wieser, A., Braun, M., ASTER Team: **Comparison and performance of two cosmogenic nuclide sample preparation procedures of in situ produced ^{10}Be and ^{26}Al** . Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry, 329, 1523–1536, 2021.

Stochastic mechanical analysis of 3D compressive geological structures overlying a rigid basement

Author and Co-author(s): Anthony Adwan, Bertrand Maillot, Pauline Souloumiac
Institution: CY Cergy Paris University
Address: Maison Internationale de la Recherche (MIR), 1, rue Descartes, 95000 Neuville-sur-Oise / France
Phone, Internet address: +33 1 34 25 73 51; <https://gec.cyu.fr/>
Duration of project: 3 years

Abstract

We apply numerical implementations of the limit analysis theory to estimate stress fields and the potential for plastic deformation in a series of 2D and 3D idealized prototypes inspired by northern Switzerland tectonic settings. Our research begins by developing automated methods for fault detection using static stress and virtual deformation fields derived from the numerical analysis. We focus on identifying values indicative of rupture to isolate the failure zones. We then extract fault lines (2D) and surfaces (3D) using image processing techniques or a combined approach involving automated clustering of nodes that reach failure and polynomial fitting. Furthermore, we investigated stress distributions in models featuring a generic fault developed over a basal detachment. We conducted a total of 2500 2D and 500 3D simulations, exploring parametric variations in basal and fault friction angles. These simulations were then classified into clusters representing similar predicted failure patterns. Comparison between 2D and 3D results showed that the 3D lateral effect influences the obtained failure pattern, distinguishing it from its 2D counterpart, while the cluster boundaries observed in the friction angles domain proved that despite large parametric variations, smaller uncertainties can lead to drastically different rupture patterns.

Project goals

When rock experiences stress that surpasses its resistance, it undergoes rupture, a phenomenon that can occur due to a range of factors, including tectonic plate movements, volcanic activity, or human-induced activities such as mining, excavation, fluid injection, etc. Upon further loading, fractures coalesce into fault surfaces such that the rock on one side of the fault shifts relative to the other side. Fault surfaces can be oriented vertically, horizontally, or obliquely at a specific angle, depending on the type and direction of the stress that caused the rupture (Anderson [1905], Mitcham [1963]). Accurate detection and prediction of these fault planes are crucial for seismic and ground motion evaluations (Wesnousky et al. [1984], Cowie and Shipton [1998], Somerville [2000], John [2018]), subsurface site studies (Zoback [2010]), and geologic hazard assessment (Slemmons and Depolo [1986], Kozłowska et al. [2018]).

The existing three-dimensional stress state serves as the foundation for understanding these faults behavior (Zoback [1992], Segall and Fitzgerald [1998], Suppe [2007], Chang et al. [2010], Walsh III and Zoback [2016]), but recreating its full intricate nature through 2D and 3D geological models remains an impossible task. The alternatives at hand resolve around approximations of mechanical properties and simplified geometries. These practices are strategic choices that balance the need for accuracy with the practical computational limits.

Uncertainties pose a significant challenge during the elaboration of a geo-mechanical model (Mann [1993], Jones et al. [2004]). Their progression starts with measurement errors and geometric complexity inherent in raw data, such as layer boundaries extracted from boreholes, then extends to spatial and temporal variations in geological processes

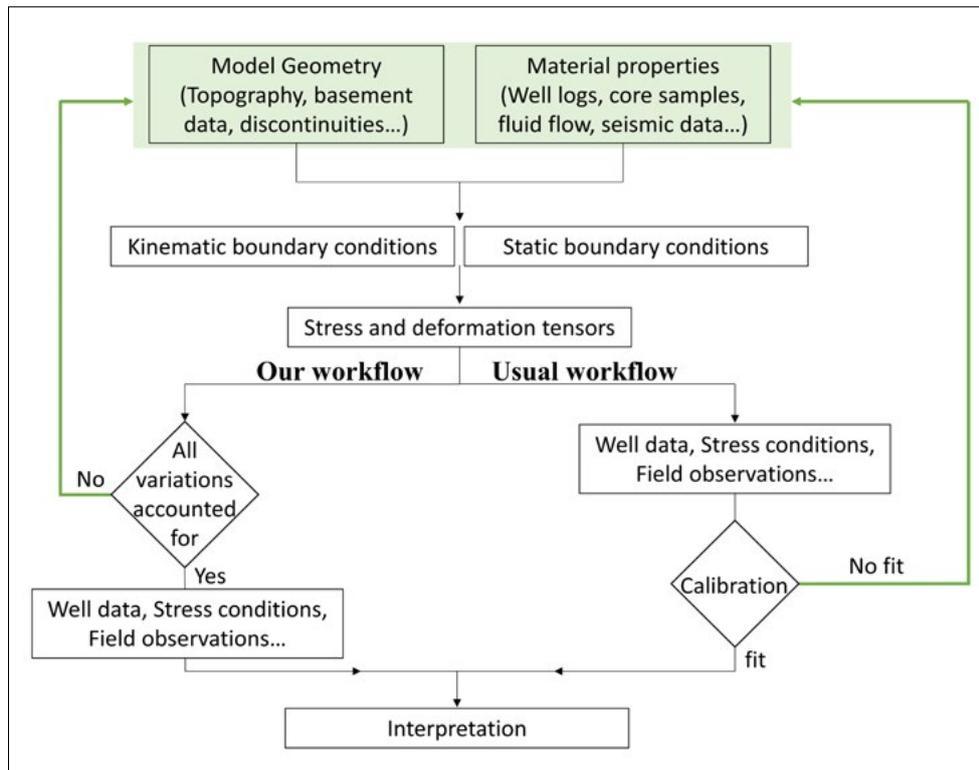


Figure 1: Illustration of the geo-mechanical model analysis workflow. The input phase (model geometry and material property), and the processing phase (stress and deformation tensors) follow the same concept but the post-processing step is separated into two distinct approaches. The usual approach entails creating a best fit model, demanding intensive calibration to faithfully replicate a specific area, while our approach involves a general model utilized in a sensitivity analysis framework to simulate various possible scenarios.

and features, like fluctuations in layer thickness and material heterogeneity. It then continues with limitations related to the sparse distribution of data typically acquired from well logs, seismic surveys, outcrop observations, and remote sensing, in addition to uncertain interpretations based on hypotheses and geological concepts.

In response to these challenges, the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI), in collaboration with the Federal Office of Topography in Switzerland (swisstopo), and CY Cergy Paris University financed this PhD project in the aim of simulating the evolution of stresses and deformations in a stylized northern Swiss crustal block, resulting from assumed tectonic solicitations over one million years, through the adaptation of probabilistic terms to describe uncertainties. The thesis defence was held on the 8th of December 2023.

In this report, we present a small overview of the thesis results. We start by presenting the newly developed workflow, afterwards we give a glance on the devised automatic rupture method for 2D and 3D numerical model

while showing its applicability over examples of simplified cases. Finally, we conclude on this thesis and present perspectives for future works and developments.

Parametric analysis and detection of incipient fault surfaces

1. Workflow

In general, the adopted methodology for studying 2D and 3D geo-mechanical models considers both kinematic evolution and stress analysis aspects. A simplified workflow for constructing and interpreting these models is illustrated in Figure 1. In the input phase, the model's geometry is established based on factors like lithology, topography, and discontinuities, often defined through observations and seismic data analysis (Cau-mon et al. [2009], Camelbeeck et al. [2013], Reiter and Heidbach [2014a]). Mechanical properties are derived from a combination of geophysical measurements and geological observations, such as outcrop studies, well cores, or well logs (De Marsily et al. [2005],

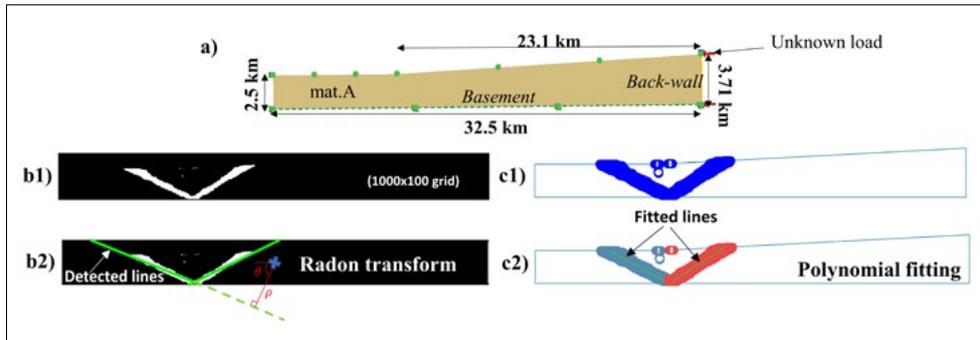


Figure 2:
 a) 2D model representing an accretionary wedge with a length of 32.5 km. It is formed by a single layer Coulomb material (mat.A) overlaying a basement. At the back-wall, an unknown load is applied as shown by the red arrows. b1) 1000 × 100 binarized grid where the rupture zone is represented in white. The origin of the Radon transform is located at the middle of the image (b2). θ and ρ are the line parameter used in the Hesse normal line equation form. The detected faults are shown in green. For the poly-fitting method, the nodes verifying ruptures are represented in small blue voided circles (c1). Two distinct clusters are represented in blue and red, while the fitted lines are shown in green.

Laubach et al. [2009]). Afterwards, boundary conditions are defined in order to replicate the regional stress field while ensuring mechanical equilibrium.

The usual subsequent analysis employs a selected numerical method (e.g., finite elements, discrete elements...) to derive stress and deformation tensors. These outcomes are then compared with actual data from sources such as the world stress maps (WSM) (Heidbach et al. [2018]) and well logs. Calibration ensues by fine-tuning the initial input parameters until an optimally fitting model is established, tailored to the specific area under study.

In this project, our objective is to examine the impact of variations in the input parameters. Consequently, intensive calibration becomes unnecessary, as each parameter set represents a unique case. Adhering to a Monte Carlo scheme, we conduct multiple simulations, interpreting diverse stress and deformation fields. Each simulation represents a potential scenario based on a chosen set of initial data. Afterwards, these simulations are clustered according to the fault geometries predicted from the stress field and the Coulomb criterion, and comparisons with real data may be conducted, establishing links between the current regional state and one of the defined clusters.

2. Rupture detection and fault extraction

We use a numerical implementation of limit analysis (LA) following the method presented in Adwan et al. (2023). We adopt the geotechnical software Optum CE (Krabbenhoft

et al. [2007]). The advantage of this method is that it considers the plastic behaviour of a model and yields a stress fields at the onset of rupture. Figure 2a shows the 2D single layer model as defined in that paper. It represents the frontal part of an accretionary wedge with a 3° dipping topographic slope prolonged by a flat planar part. The model, formed by a Coulomb material with a friction angle of 30° and a specific weight of 25.5 kN/m² overlays a rigid basement with a cohesionless surface and a friction angle of 5°.

Following the Coulomb-Yield criterion, rupture can be detected through verification of the following equation:

$$d = \frac{|\sigma_1 + \sigma_3|}{2} \sin(\vartheta) + c \cdot \cos(\vartheta) - \frac{|\sigma_1 - \sigma_3|}{2} = 0 \quad (1)$$

where d is the distance between the Mohr circle and its envelope, ϑ the material friction angle, while σ_1 and σ_3 are the maximum and minimum principal stresses. However, the stress field determined by numerical LA may only rigorously reach failure on a very small number of nodes that would be insufficient to determine a full rupture surface suggesting the need to determine a rupture threshold. This was made possible using a combination between a simplified variation of the Cauchy distribution (Hogg et al. [1977]), and binarization.

Under the predefined mechanical properties of the example presented in Figure 2, the wedge is stable and the detachment is activated. The rupture surface detected at the frontal end of the model can either be considered as an image (Figure 2b1) or as a data cloud (Figure 2c1). In the first case, image

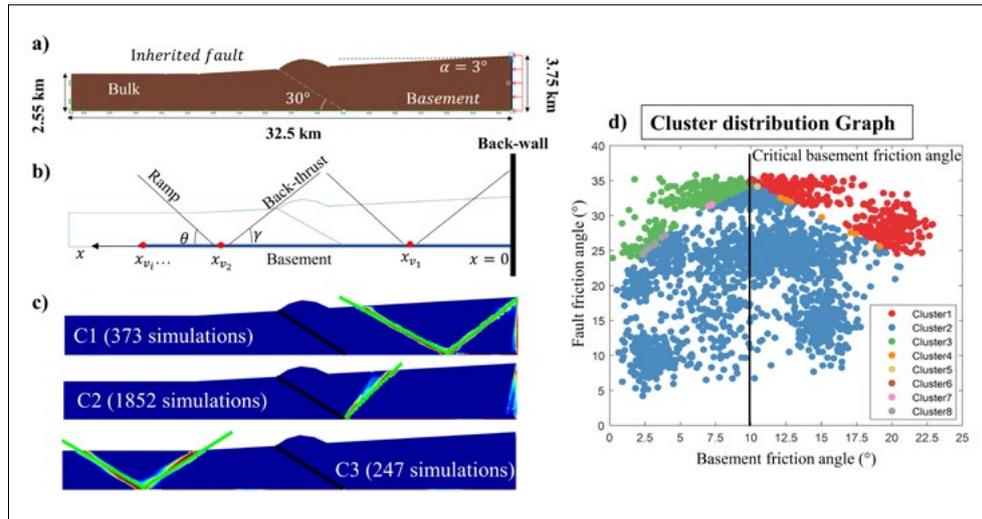


Figure 3:
a) 2D model representation, the green color represents the basement, while the inherited fault is denoted by the dashed blue line. Red arrows at the back-wall indicate the applied distributed load. **b)** Defining clustering descriptors: The detected faults are illustrated in black, and the position of the ramp/back-thrust system (V) is indicated by a red point. **c)** Representations of the Cauchy transformed, normalized distance to the Coulomb failure criterion and the fault lines detected (in green) through the Radon Transform for the three main clusters. Values closer to zero are shown in red, while others are displayed in blue. **d)** Partition graph of each simulation based on both basement and fault friction angles. Each simulation is color-coded according to its respective cluster. The position of the critical basement friction angle of 9.9° is represented by a black vertical line.

processing tools such as the Radon transform (Figure 2b2) can be adopted to extract fault lines. The data cloud on the other hand is processed through a combined approach involving automated sorting of the nodes reaching failure through k-means clustering technique followed by polynomial fitting to retrieve analytic expressions of the fault curves (Figure 2c2). Two distinct lines are detected representing both the main ramp and its respected back-thrust. A detailed explanation of this method and its extension to 3D could be found in Adwan et al. (2023).

3. 2D application example

We alter the previous 2D model by adding a bulk cohesion of 15 MPa and a partially buried fault-cored anticline (Figure 3a). Our objective here is to investigate the influence of varying basal and fault friction angles on model behaviour. We replicate a compression regime, by applying a distributed load at the rear, normal supports at the opposite ends, and a fixed basement. We explore a range of basement and fault friction angles within $[0, 25^\circ]$ and $[0, 36^\circ]$, respectively and we perform a total of 2500 simulations.

We subject the results obtained to the fault detection algorithm. We adopt the normalized distance to criteria (d_n) as presented in Adwan et al. (2023). The detected lines are automatically scanned and regrouped in pairs following their intersection with the base-

ment. Each pair is characterized by two lines having a similar position with opposite dipping angle signs (Figure 3b). For each simulation, such a ramp/back-thrust system is henceforth referred to as "V". The position of each "V" (x_v) is determined through direct averaging of both x-coordinate obtained from the intersections between the basal level and the detected lines.

The x-axis origin is considered to be at the back-wall. The number of "V" obtained serves as the first clustering descriptor, while the retained position of each "V" serves as the second descriptor. The k-means method optimized by the Davies-Bouldin index (Davies and Bouldin [1979]) resulted in three main clusters (C1, C2, and C3) with one "V", as illustrated in Figure 3c. The rest of the simulations (28 simulations) were divided into five clusters representing transitional cases with two "V".

In order to interpret these clusters, we look at their distribution in function of the varying fault and basal friction angles (Figure 3d). Starting with a fault friction angle higher than 33° , the inherited fault is locked and rupture can be determined using the critical Coulomb wedge (CCW) theory (Davis et al. [1983], Dahlen et al. [1984], Dahlen [1990]). Based on the homogeneous Coulomb material parameters adopted, while considering the topographic and basal slopes, the critical basement friction angle is found to

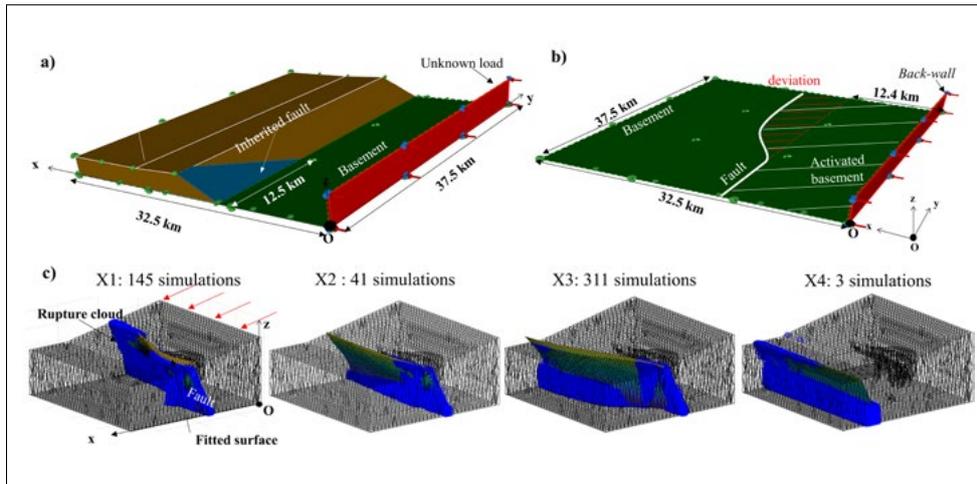


Figure 4:
a) 3D model (length: 32.5 km, width: 37.5 km). In this 3D representation, the basement is depicted in green, and the dissipating fault, spanning 12.5 km, is shown in blue. Red arrows indicate the applied loads. **b) Defining clustering descriptors:** the activated basement part is highlighted through a white parallel line pattern while the deviation is highlighted in red. **c) Fitted surfaces for the four clusters X1, X2, X3, and X4 respectively.** Each point in blue refers to a node verifying the rupture criterion.

be 9.9° . For basal friction angles lower than this limit, the wedge is unstable and rupture is localized at the back as spotted in C1 with 373 simulations. On the other-hand, higher basal friction angles lead to a stable wedge where the basement is activated and rupture is at the front of the model, as evident in C3 with 247 simulations.

As the fault friction angle decreases the influence of the inherited fault becomes more detectable. For higher values of basement friction angle, C1 is dominant. As the basement angle decreases, the inherited fault starts to be activated presenting transitional clusters. Afterwards, this fault is solely activated in C2 with 1852 simulations, especially for fault friction angles lower than 24° where the C2 rupture pattern dominates regardless of the basal friction angle.

4. 3D application example

In 3D, the model is stretched over a width of 37.5 km, while the fault terminates laterally over a distance of 12.5 km (Figure 4a). We identify the critical 3D criterion for the most accurate rupture representation and we conduct a similar analysis of our 2D models. To focus primarily on fault behaviour over that of the wedge, we constrain our friction angle variations within the range of $(0, 20^\circ)$, where the inherited ramp is mainly activated. We perform 500 simulations and we extract fault surfaces using polynomial fitting.

We check the obtained fault surface locations and spread. We then determine the activated basement area as our initial clustering descriptor. As shown in Figure 4b, and since we expected the fault to be constantly activated, three distinct options emerge. The fault surface can either laterally extend without deviation, deviate towards the front of the model, or deviate towards the back. We quantify the basement fault deviation area for each simulation by assessing its intersection with the fitted surface. Four clusters emerge (X1, X2, X3, and X4).

Starting with lower basement activation areas, we observed a decrease in the deviation as the basement activation surface increased. This pattern identifies our first cluster (X1), characterized by the activation of the inherited fault at one end of the model (referred to as the left end), while the opposing lateral end (referred to as the right end) remains unstable (Figure 4c). A total of 145 simulations exhibit this rupture pattern. The second cluster (X2) shows minimal deviation in 41 simulations representing the lateral extension of the inherited fault following its original fault axis. Subsequently, as the basement activation area increases, the deviation shifts from the back to the front of the model resulting in an augmentation of the deviation area. This mechanism characterizes the 311 simulations within our third cluster (X3). Finally, in three simulations, the inherited fault remained inactive and the

primary fault surface formed at the front of the model, signifying complete activation of the basement. These simulations constitute a unique cluster, labelled as X4.

5. Discussion and conclusion

Despite the seemingly straightforward connection between fracture propagation and stress accumulation, there remain unresolved observations in the field. Hafner (1951) highlighted the lack of knowledge concerning the lateral extension of faults into regions with comparatively lower shear stresses than the bulk strength while Mary et al. (2013) demonstrated that at the onset of failure, the entire wedge converges to a state of imminent rupture. Building upon this concept, Adwan et al. (2023) introduced a scale parameter, practically based on these tendencies toward imminent failure. Depending on the defined value, the stress range verifying the yield criterion can be either wide or restricted. This principle has been applied in our study, where we focused on the created or activated faults in the 2D and 3D models. From a 2D perspective, our clustering results aligned with our expectations. An exhaustive analytic study of a perfect triangular wedge can be found in Dahlen et al. (1984), providing a solid foundation. Building on this, other studies such as Cubas et al. (2008) expanded the theory to cases involving additional perturbations, such as triangular reliefs, unveiling a significant correlation between geometric factors and thrust locations. This rationale guided our choice of modelling approach, as it allowed us to validate our method by comparing the rupture patterns we obtained with established knowledge.

In the 2D model, when the fault friction angles were below 20°, the activation of the inherited fault was the sole possibility, regardless of the basement friction parameters. Conversely, in the 3D models within the same friction angle range, 3D lateral effects became apparent as proven by cluster X4, where the basement was fully activated, and rupture occurred at the front. This cluster underscored the impact of the right part of the model (devoid of inherited faults) on the left

part. Notably, failure at the front preceded and hindered the activation of the inherited fault by laterally spreading towards the left. This effect crucial for an accurate assessment, remains undetectable in a 2D modelling process highlighting the importance of performing a full 3D analysis.

Lastly, it is true that in this study we focused on large parametric variations, but the cluster boundaries observed in the friction angles domain proved that even smaller uncertainties can lead to drastically different rupture patterns while larger variation can result in similar behaviours.

National and international Cooperation

This work is part of the research project between ENSI, swisstopo and CY Cergy-Paris Université.

Assessment 2023 and perspectives

The results discussed in this report are but a glance on the overall work performed throughout this thesis project. An article considering the extended current study with the adequate stress analysis is being prepared and will be submitted by the end of January 2024. A different article resolving a stylized tectonic setting of northern Switzerland setting is also under preparation and will be submitted in February 2024.

References

- [1] Adwan, A., Maillot, B., Souloumiac, P. and Barnes, C., 2023. Fault detection methods for 2D and 3D geomechanical numerical models. *International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics*.
- [2] Anderson, E. M. (1905). The dynamics of faulting. *Transactions of the Edinburgh Geological Society*, 8(3):387–402.
- [3] Camelbeeck, T., de Viron, O., Van Camp, M., and Kusters, D. (2013). Local stress sources in western Europe lithosphere from geoid anomalies. *Lithosphere*, 5(3):235–246.

- [4] Caumon, G., Collon-Drouaillet, P., et al. (2009). Surface-based 3d modelling of geological structures. *Mathematical geosciences*, 41:927–945.
- [5] Chang, C., McNeill, L. C., Moore, J. C., Lin, W., Conin, M., and Yamada, Y. (2010). In situ stress state in the nankai accretionary wedge estimated from borehole wall failures. *Geochemistry, Geophysics, Geosystems*, 11(12).
- [6] Cowie, P. A. and Shipton, Z. K. (1998). Fault tip displacement gradients and process zone dimensions. *Journal of Structural Geology*, 20(8):983–997.
- [7] Cubas, N., Leroy, Y. M., and Maillot, B. (2008). Prediction of thrusting sequences in accretionary wedges. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 113(B12).
- [8] Dahlen, F. A., Suppe, J., et al. (1984). Mechanics of fold-and-thrust belts and accretionary wedges: Cohesive coulomb theory. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 89(B12):10087–10101.
- [9] De Marsily, G., Delay, F., Gonçalves, J., Renard, P., Teles, V., and Violette, S. (2005). Dealing with spatial heterogeneity. *Hydrogeology Journal*, 13:161–183.
- [10] Hafner, W. (1951). Stress distributions and faulting. *Geological Society of America Bulletin*, 62(4):373–398.
- [11] Heidbach, O., Rajabi, M., et al. (2018). The world stress map database release 2016: Crustal stress pattern across scales. *Tectonophysics*, 744:484–498.
- [12] Hogg, R. V., Tanis, E. A., et al. (1977). Probability and statistical inference, volume 993. Macmillan New York.
- [13] John, B. (2018). Chapter 2 – importance of geological studies in earthquake hazard assessment.
- [14] In Samui, P., Kim, D., and Ghosh, C., editors, Integrating Disaster Science and Management, pages 27–40. Elsevier.
- [15] Jones, R. R., McCaffrey, K. J., Wilson, R. W., and Holdsworth, R. E. (2004). Digital field data acquisition: towards increased quantification of uncertainty during geological mapping. *Geological Society, London, Special Publications*, 239(1):43–56.
- [16] Kozłowska, M., Brudzinski, M. R., et al. (2018). Maturity of nearby faults influences seismic hazard from hydraulic fracturing. *Proceedings of the National Academy of Sciences*, 115(8): E1720–E1729.
- [17] Krabbenhoft, K., Lyamin, A., et al. (2007). Formulation and solution of some plasticity problems as conic programs. *International Journal of Solids and Structures*, 44(5):1533–1549.
- [18] Laubach, S. E., Olson, J. E., and Gross, M. R. (2009). Mechanical and fracture stratigraphy. *AAPG bulletin*, 93(11):1413–1426.
- [19] Mann, C. J. (1993). Uncertainty in geology. In *Computer in geology|25 years of progress*, pages 241–254.
- [20] Mary, B., Maillot, B., et al. (2013). Deterministic chaos in frictional wedges revealed by convergence analysis. *International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics*, 37(17):3036–3051.
- [21] Mitcham, T. W. (1963). Fractures, joints, faults, and fissures. *Economic Geology*, 58(7):1157–1158.
- [22] Reiter, K. and Heidbach, O. (2014a). 3D geomechanical numerical model of the contemporary crustal stress state in the Alberta basin (Canada). *Solid Earth*, 5(2):1123–1149.
- [23] Segall, P. and Fitzgerald, S. D. (1998). A note on induced stress changes in hydrocarbon and geothermal reservoirs. *Tectonophysics*, 289(1–3):117–128.
- [24] Slemmons, D. B. and Depolo, C. M. (1986). Evaluation of active faulting and associated hazards. *Active Tectonics*, 1986:45–62.
- [25] Somerville, P. (2000). Seismic hazard evaluation. *Bulletin of the New Zealand Society for Earthquake Engineering*, 33(3):371–386.
- [26] Suppe, J. (2007). Absolute fault and crustal strength from wedge tapers. *Geology*, 35:1127.
- [27] Walsh III, F. R. and Zoback, M. D. (2016). Probabilistic assessment of potential fault slip related to injection-induced earthquakes: Application to north-cen-

- tral Oklahoma, USA. *Geology*, 44(12):991–994.
- [28] Wesnousky, S., Scholz, C., et al. (1984). Integration of geological and seismological data for the analysis of seismic hazard: A case study of Japan. *Bulletin of the Seismological Society of America*, 74(2):687–708.
- [29] Zoback, M. D. (2010). *Reservoir geomechanics*. Cambridge University Press.
- [30] Zoback, M. L. (1992). First- and second-order patterns of stress in the lithosphere: The world stress map project. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 97(B8):11703–11728.

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
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 on Life Management of NPP (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
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 Reactor Oversight (WGRO)	Reaktorsicherheit
	Expert Group on Operating Experience (EGOE)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Policy and Licensing (WGPL)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Supply Chain (WGSC)	Reaktorsicherheit
	Working Group on New Technologies (WGNT)	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
	Working Group on Leadership and Safety Culture (WGLSC)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Expert Group on Public Communication (EGPC)	Kommunikation
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 Pre-disposal 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 and Ageing 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 (WGHO)	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
	Regulators' Forum (RF)	Stilllegung/Entsorgung
	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
NEA Quench ATF	Management Board und Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
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
	AG 1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts «Crise nucléaire»		Notfallschutz
CFS groupe d'experts «dépôt en couche géologique profonde»		Entsorgung
CFS groupe d'experts «Transport»		Entsorgung
Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich		Allgemein
Commissione Italo-Svizzera per la cooperazione in materia di sicurezza nucleare (CIS)		Allgemein
Deep Geological Repositories' Regulators' Group (DGRF)		Entsorgung
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)	Groupe permanent d'experts pour les transports	Transporte
STUK Reactor Safety Commission		Reaktorsicherheit
STUK Waste Safety Commission		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK, Deutschland)		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK-EL)	Endlagerung radioaktive Abfälle	Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
Forschungsprojekt PIONIC II (Program for Investigation of NDE by International Collaboration; Leitung: U.S. NRC)	Steering Committee	Reaktorsicherheit
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
Bioprot International Forum		Entsorgung
EU funded project, Coordination EDF	Advisory Board für das Projekt «PASTELS Passive Systems: Simulating the Thermal-hydraulics with Experimental Studies»	Reaktorsicherheit
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «METIS» (Methods and Tools Innovations for Seismic Risk Assessment)	Reaktorsicherheit
EU, European Commission, CORDIS	Scientific Advisory Committee für Euratom Horizon 2020 Projekt «FRACTESUS» (Fracture Mechanics Testing of Irradiated RPV Steels by Means of Sub-sized Specimens)	Reaktorsicherheit
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «APAL» (Advanced PTS Analyses for LTO)	Reaktorsicherheit
EU, Euratom	Advisory Board für Euratom-Projekt «ISAHEL» (Improved Safety Assessment of High Energy Lines for Leak and Break)	Reaktorsicherheit
KIT	Scientific Advisory Board Energy at KIT NUSAFE – Nuclear Waste Management	Entsorgung
Fachverbände und Normenorganisationen		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung/Befreiung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	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)		Reaktorsicherheit
VDI-GEU (Gesellschaft Energie und Umwelt)	Fachausschuss Kraftwerkstechnik ehemals: FA Kerntechnik	Kerntechnik/Entsorgung
American Society of Mechanical Engineers (ASME), Board on Nuclear Codes and Standards	BPVC German International Working Groups, Section III	Reaktorsicherheit
American Society of Mechanical Engineers (ASME), Board on Nuclear Codes and Standards	BPVC German International Working Groups, Section XI	Reaktorsicherheit
CEN (European Committee for Standardization), AFNOR, AFCEN	WS 064 – PG 1 «Mechanics GEN II to III reactors»	Reaktorsicherheit
Plattform Menschen in komplexen Arbeitswelten e.V.		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit Strahlenschutz

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions ENSI-FANC		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit
Fachaustausch mit Baden-Württemberg		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Fachaustausch mit Deutschland (Landesbehörden)		Stilllegung
Fachaustausch mit Schweden		Stilllegung

Anhang C: Publikationen 2023

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	G. Butterweck, A. Stabilini, B. Bucher, D. Breitenmoser, L. Rybach, C. Poretti, S. Maillard, A. Hess, M. Kasprzak, G. Scharding, S. Mayer: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM22. PSI-Report No. 23-01, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, 2023. DOI https://doi.org/10.55402/psi:51194
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, C. Poretti, St. Maillard: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2022. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2023), S. 69–73
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 2022. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2023), S. 152–155
B. Bucher, R. Habegger, J. Löhle	B. Bucher, R. Habegger, J. Löhle: Ortsdosis und Ortsdosisleistung in der Umgebung der Kernanlagen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2022. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2023), S. 151
R. Habegger, A. Leupin, J. Löhle	R. Habegger, A. Leupin, J. Löhle: Überwachung der Kernanlagen: Emissionen und Immissionen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2022. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2023), S. 140–150
S. Ghadimi	M. Borgerhoff, S. Ghadimi Khasraghy, J. Attinger, M. Stadler, P. Rangelow, H. Stangenberg: Numerische Simulation der Nichtlinearen Wechselwirkung der Bestandteile von Erdbebenbeanspruchten Brückenkränen im Benchmark SOCRAT, 18. D-A-CH-Tagung Erdbebeningenieurwesen und Baudynamik, Christian-Albrechts-Univ. Kiel, 14.09.–15.09.2023
S. Ghadimi, T. Szczesiak	S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak, A. Gupta, P. Rangelow: High Frequency Impact Induced Vibrations: A Review of State-of-the-Art and Issues Related to the Design of Components, TINCE 2023 – Technological Innovations in Nuclear Civil Engineering, ENS Paris-Saclay – France, 23.10.–25.10.2023
B. Graupner	Bastian Johannes Graupner, Kate Thatcher, Rebecca Newson, Michael Pitz, Jan Thiedau, Sonja Kaiser, Thomas Nagel, Luca Urpi, Peng-Zhi Pan, Wenbo Hou, Larissa Friedenberg, Taehyun Kim, Chan-Hee Park, Changsoo Lee, Jonny Rutqvist, Ruiping Guo, Teklu Hadgu, Edward Matteo: Modelling THM Coupled Effects around a Full Scale Heater Experiment: Model Development, Calibration and Prediction, Symposium DECOVALEX 2023, November 2023, Troyes, France
B. Graupner, P. Schädle, M. Sentis	G. J. Moridis, M. L. Sentis, B. Graupner, P. Schädle, A. Rinaldi, TOUGH+ V2.0 with the TRACERGASBRINE V1.0 option: A Code for the Simulation of Multiphase Transport of Solute and/or Gaseous Radioactive/Contaminant Tracers in Gas-Bearing Geologic Media, Symposium DECOVALEX 2023, November 2023, Troyes, France
L. Hafner	L. Hafner, L. Walsh: A short Review of published Multi Model Inference Studies in Radiation Epidemiology and some new Developments, Annals of the ICRP, Proceedings to the ICRP Symposium 2023, submitted in 2023, future availability: https://www.icrp.org/page.asp?id=5
L. Hafner	L. Walsh, L. Hafner, T. Berger, D. Matthäi, U. Schneider, U. Straube: Astronaut Radiation Related Cancer Risk Assessment using Dosimetric Calculations of Organ Dose Equivalents. Zeitschrift für Medizinische Physik, online verfügbar seit 2023, https://pubmed.ncbi.nlm.nih.gov/37932191/
L. Hafner	Hafner, L. Walsh, W. Rühm: Discussion of Uncertainties and the Impact of different Neutron RBES on all Solid Cancer Radiation Incidence Risks obtained from the Japanese A-bomb Survivors Data, Annals of the ICRP, Proceedings to the ICRP Symposium 2021+1, submitted in 2023, future availability: https://www.icrp.org/page.asp?id=5
L. Hafner	L. Hafner, L. Walsh: Application of multi-method-multi-model inference to radiation related solid cancer excess risks models for astronaut risk assessment. Zeitschrift für Medizinische Physik, online verfügbar seit 2023, https://doi.org/10.1016/j.zemedi.2023.06.003
F. Koch	F. Koch: Swiss Implementation of Ageing Management: Assign Activities and Responsibilities. 20 th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM22), Juan-les-Pins, Frankreich, 11.06.–15.06.2023
M. Rahn	N. Tao, J. Duan, M. Danišik, J. Jiao, Y. Dong, N.J. Evans, Y. Gao, R. Jiao, M. Rahn: Paleozoic tectonothermal evolution of the Jinchuan Ni-Cu sulfide deposit, NW China: New constraints from ⁴⁰ Ar/ ³⁹ Ar and (U-Th)/He thermochronology. Journal of Asian Earth Sciences, https://doi.org/10.1016/j.jseaes.2023.105622
M. Rahn	G.L. Cardello, M. Rahn, M.G. Fellin, S. Bernasconi, N. Mancktelow: Reconstruction of the exhumation history of the Helvetic Nappes in SW Switzerland by low-temperature thermochronometry, stable and clumped isotopes. 18 th International Conference on Thermochronology 3.–8. September 2023, Riva del Garda, Italy, Abstract volume, S. 21.
M. Rahn	B. Heberer, M. Rahn, I. Dunkl, A. Gerdes: Deciphering the 4-D evolution along and across the Insubric Line by thermochronology. 18 th International Conference on Thermochronology 3.–8. September 2023, Riva del Garda, Italy, Abstract volume, S. 73.
M. Rahn	M. Rahn: Burial and exhumation of northern Switzerland since 350 Ma. 18 th International Conference on Thermochronology 3.–8. September 2023, Riva del Garda, Italy, Abstract volume, S. 152.
M. Rahn	N. Tao, M. Danišik, N. Evans, R. Jiao, M. Rahn: Tectonothermal history and erosion of Precambrian Jinchuan Ni-Cu sulfide deposit revealed by multi-thermochronological systems. 18 th International Conference on Thermochronology 3.–8. September 2023, Riva del Garda, Italy, Abstract volume, S. 181.

Autoren ENSI	Publikation
M. Rahn	G.L. Cardello, S.M. Bernasconi, M.G. Fellin, M. Rahn, R. Rosskopf, N. Mancktelow: Deciphering carbonate deformation through the Brittle-Ductile Transition: new methodological and regional insights from the SW Helvetic nappes, Switzerland. Swiss Geoscience Meeting, 19. November 2023, Mendrisio, Abstract volume, S. 41
M. Rahn	M. Rahn: The thermal and exhumation history of northern Switzerland from Variscan to present. Methodological and regional insights from the SW Helvetic nappes, Switzerland. Swiss Geoscience Meeting, 19. November 2023, Mendrisio, Abstract volume, S. 59.
B. Reer	L. Podofillini, B. Reer, V. N. Dang (2023): A traceable process to develop Bayesian networks from scarce data and expert judgment: A human reliability analysis application, Reliability Engineering and System Safety 230 (2023) 108903, https://doi.org/10.1016/j.res.2022.108903
B. Roith	J. Nimmegern, M. Roppel, C. Lange, B. Roith, B. Alber-Laukant, S. Tremmel: Accelerated Determination of Three-Dimensional Temperature Fields of Dual-Purpose Casks using Combined Numerical and Analytical Methods. 20 th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM22), Juan-les-Pins, Frankreich, 11.06.–15.06.2023
B. Roith	M. Roppel, S. Heigl, J. Nimmegern, B. Roith, B. Alber-Laukant, S. Tremmel: Numerical Parameter Study to Describe the Behavior of the Fuel Rod Cladding Temperature of a 15x15 Spent Pressurized Water Reactor Fuel Assembly Stored in a Dual-Purpose Cask. 20 th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM22), Juan-les-Pins, Frankreich, 11.06.–15.06.2023
B. Roith	U. Röder-Roith, N. Catoja, B. Roith, F. Friso, A. Hörtnagl: Evolution of the Manufacturing Surveillance for Non-Standardised Materials and Processes. 20 th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM22), Juan-les-Pins, Frankreich, 11.06.–15.06.2023
B. Roith, F. Koch	B. Roith, F. Koch, S. Theis, N. Catoja, U. Röder-Roith: Implementation of Storage Requirements for DPC in Switzerland – New Guideline ENSI-G05. 20 th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials (PATRAM22), Juan-les-Pins, Frankreich, 11.06.–15.06.2023
E. Saraiva	M. Ziegler, S. Löw, A. A. Lavasan, E. Saraiva: Monitoring long-term hydromechanical processes in swellable Opalinus Clay shale of the new Belchen tunnel (Switzerland), 15. Internationaler ISRM Kongress 2023 & 72. Geomechanik Kolloquium, Salzburg, Österreich, 09.10.–14.10.2023.
P. Schädle	Hinze, M., Wiczorek, K., Emmerich, K., Hesser, J., Furche, M., Shao, H., Jaeggi, D., Schefer, S., Nagel, T., Mayor, J. C., Norris, S., Chang-Seok, K., Schädle, P., Garcia-Siñeriz, J. L., Schuhmann, R., Königer, F., Glaubach, U., Rölke, C., and Diedel, R.: Hydration and response of an experimental Sandwich shaft-sealing system at the Mont Terri rock laboratory, Saf. Nucl. Waste Disposal, 2, 175–176, https://doi.org/10.5194/sand-2-175-2023 , 2023.
T. Szczesiak	P. Rangelow, T. Szczesiak, T. Richter, B. Wilding, J. Attinger, Y. Mondet: International Practice for Treatment of Uncertainties in Deterministic In-Structure-Response Spectra by Peak Broadening & Clipping, TINCE 2023 – Technological Innovations in Nuclear Civil Engineering, ENS Paris-Saclay – France, 23.10.–25.10.2023
T. Szczesiak	Y. Mondet, P. Rangelow, Jan Attinger, T. Szczesiak, R. Zinn, M. Borgerhoff, M. Stadler: Herausforderungen bei nichtlinearen Erdbebenberechnungen von Stahlbetontragwerken in der Praxis, 18. D-A-CH-Tagung Erdbebeningenieurwesen und Baudynamik, Christian-Albrechts-Univ. Kiel, 14.09.–15.09.2023
T. Szczesiak, S. Ghadimi	J. Attinger, S. Hak, T. Szczesiak, S. Ghadimi Khasraghy, Y. Mondet, P. Rangelow: Case Study on Sliding and Rocking of Unanchored Components, TINCE 2023 – Technological Innovations in Nuclear Civil Engineering, ENS Paris-Saclay – France, 23.10.–25.10.2023

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2023)

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 17.08.2022
ENSI-G03	Geologische Tiefenlager	Dezember 2020 Änderung vom 01.11.2023
ENSI-G05	Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung	Oktober 2021
ENSI-G07	Organisation von Kernanlagen	November 2023
ENSI-G08	Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	Juni 2015 Änderung vom 16.12.2021
ENSI-G09	Bau- und Betriebsdokumentation	Oktober 2022 Änderung vom 01.11.2023
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) Änderung vom 08.03.2022
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 01.11.2023
ENSI-G18	Brandschutz	
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 01.11.2023
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 01.09.2023
ENSI-B03	Meldungen der Kernanlagen	Februar 2023 (Revision 1) Änderung vom 01.11.2023
ENSI-B04	Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht	November 2018
ENSI-B05	Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007 Änderung vom 02.03.2023
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: Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen	Oktober 2022
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 Änderung vom 24.01.2023
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, Mai 2024

Zusätzlich zu diesem
Erfahrungs- und
Forschungsbericht
informiert das ENSI in
weiteren jährlichen
Berichten (Aufsichts-
bericht, Strahlenschutz-
bericht) aus seinem
Arbeits- und Aufsichts-
gebiet.

**ENSI-AN-11899
ISSN 1664-3178 (Online)**

ENSI
Industriestrasse 19
5201 Brugg
Schweiz

+41 56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch