

ERFAHRUNGS- UND FORSCHUNGSBERICHT 2022

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 2022

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

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2022

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

Research and Experience Report 2022

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

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	8
Summary	12
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	17
1.1 Brennstoffe und Materialien	17
1.1.1 NEA FIDES – Framework for Irradiation Experiments	18
1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	20
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 – Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration	32
1.1.7 ZINC – Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted Cracking of Structural Materials	35
1.1.8 PROACTIV II – Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants	38
1.1.9 NEA SMILE – Studsvik Material Integrity Life Extension Project	41
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	44
1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	44
1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	45
1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange	47
1.3 Externe Ereignisse	48
1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	48
1.3.2 NEA IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten	50
1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst	52
1.3.4 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen	56
1.3.5 NEA SOCRAT Benchmark – Seismische Simulation eines Brückenkrans auf einem Rütteltisch	58
1.4 Menschliche Faktoren	60
1.4.1 ROES-II – Reliability of Operators in Emergency Situations	61
1.5 Systemverhalten und Stöfallabläufe	63
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors	64
1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer	67
1.5.3 Deterministische Analyse der Wirksamkeit von Handmassnahmen bei Ereignissen im Mitte-Loop-Betrieb mit fortschrittlichen Methoden	70
1.5.4 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells	71
1.5.5 COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments	74
1.5.6 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions: Late Phase Severe Accident Phenomena	75
1.6 Strahlenschutz	77
1.6.1 Strahlenschutzforschung	77
1.6.2 Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection	80
1.6.3 Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically?	83

1.7 Entsorgung	84
1.7.1 Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern	84
1.7.2 HELP – Hydrogen-Enhanced Local Plasticity	87
1.7.3 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	89
1.7.4 Experimente im Felslabor Mont Terri	90
1.7.5 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche	92
1.7.6 Felslabor Mont Terri: FS-B-Experiment – Folgen der Aktivierung einer Störung	96
1.7.7 Felslabor Mont Terri: PD-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen	98
1.7.8 Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment – Untersuchung eines geschichteten hydraulischen Dichtelements	100
1.7.9 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen	103
1.7.10 Felslabor Mont Terri: DR-C-Experiment – Diffusion in einem Wärmegradienten	106
1.7.11 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston	107
1.7.12 DECOVALEX-2023	111
1.7.13 Forschung im Rahmen des NEA Clay Club	114
1.7.14 Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel	116
1.7.15 ICDP DOVE – Drilling Overdeepened Alpine Valleys	118
1.7.16 Stochastisch-mechanische Analyse geologischer Strukturen	122
2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	127
2.1 Frankreich – Spannungsrisskorrosion (IRS-9063)	128
3. Internationale Zusammenarbeit	131
3.1 Internationale Übereinkommen	132
3.2 Multilaterale Zusammenarbeit	135
3.3 Behördenorganisationen	146
3.4 Bilaterale Zusammenarbeit	149
3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit	151
4. Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht	155
4.1 Neue Richtlinie ENSI-B08: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen	155
4.2 Neuauflage der Richtlinie ENSI-G09: Bau- und Betriebsdokumentation	155
5. Strategie und Ausblick	159
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte	162
Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien	375
Anhang C: Publikationen und Vorträge 2022	379
Anhang D: Richtlinien des ENSI	383

Einleitung

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

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

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

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



Zusammenfassung

Regulatorische Sicherheitsforschung

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

1. Der Bereich **Brennstoffe und Materialien** betrifft den Reaktorkern und die gestapelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf erhöhten Abbränden und Störfallverhalten von gängigen wie auch von neu entwickelten Brennstoffen. Um das 2021 gestartete Programm NEA FIDES mit Bestrahlungsexperimenten in mehreren Ländern weiterführen zu können, mussten wegen des militärischen Konflikts zwischen Russland und der Ukraine im Berichtsjahr erhebliche Anpassungen vorgenommen werden. Im Falle der Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse und deren Folgen im Mittelpunkt. Das von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC geleitete fünfjährige Projekt PIONIC wurde im Sommer 2022 abgeschlossen. In diesem wurden wesentliche Fortschritte erzielt bei der Beurteilung der Leistungsfähigkeit von modernen zerstörungsfreien Prüfmethoden für Komponenten des Kühlkreislaufs, darunter insbesondere neuartige Ultraschallprüfungen.
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 Ende 2022 abgeschlossene Phase des Projekts NEA FIRE erbrachte eine Publikation zum Brandschutz in den Kernkraftwerken der NEA-Mitgliedsstaaten. Neue Erkenntnisse zu hochenergetischen Lichtbögen an Schaltanlagen veranlassten das ENSI zudem zu einer darauf gerichteten Überprüfung in den Schweizer Kernkraftwerken.

3. Erdbeben und Flugzeugabstürze sind **externe Ereignisse**, mit denen sich die vom ENSI unterstützte Forschung befasste. Die im Berichtsjahr abgeschlossene dritte Phase des Projekts NEA IRIS brachte Verbesserungen der Modellierung von Erschütterungen, wie sie beim Aufprall von Flugzeugen auf Kernanlagen entstehen. Das Projekt NEA SOCRAT betrachtete das Erdbebenverhalten von Brückenkränen zum Heben schwerer Lasten in Kernanlagen; Versuche und vergleichende Modellrechnungen zeigten unter anderem, wie das nichtlineare Verhalten beim Rad-Schiene-Kontakt für die Bewertung der Tragsicherheit des Krans angemessen berücksichtigt werden kann.
4. Bei den **menschlichen Faktoren** geht es vor allem um den Einfluss von Operateurchandlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken. Das PSI-Projekt ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) dient der besseren Erkennung und Beurteilung von Bedienfehlern, die den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen können, sogenannte Errors of Commission (EOC). Im Berichtsjahr untersuchten die Forscher unter anderem, wie Handlungen der Operateure sich gegenseitig in Bezug auf die Fehlerwahrscheinlichkeit beeinflussen; dazu werteten sie etwa 2000 Ereignisse in Kernkraftwerken weltweit aus.
5. **Systemverhalten und Störfallabläufe** in Kernkraftwerken werden ausgehend vom

Normalbetrieb bis hin zu Kernschmelz-Unfällen analysiert. Dazu werden Computermodelle erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie bilden auch eine Grundlage für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA). Das 2022 beendete dreijährige Projekt NEA RBHT betrachtete die Thermohydraulik der Wiederbeflutung von Brennelementen nach einem Kühlmittelverlust-Störfall. Dafür wurden Versuche der Pennsylvania State University mit umfassender Messtechnik durchgeführt. Forscher am PSI ergänzten ihre Weiterentwicklung des Oxidationsmodells für Brennstab-Hüllrohre durch eine aufschlussreiche Studie zu Unfällen im Brennelement-Lagerbecken; das Modell soll künftig in den Unfallcode MELCOR eingebaut werden. Anschliessend startete das PSI das neue Projekt COMPARE, welches Ergebnisse aus seiner Versuchsanlage PANDA für Überprüfungen von MELCOR nutzen wird.

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. Im Herbst 2022 startete das Inselspital Bern ein Projekt, in dem Blut- und Urinproben von Radiotherapie-Patientinnen untersucht werden. Damit sollen Stoffwechsel-Produkte identifiziert werden, die Rückschlüsse auf den Umfang einer Strahlenexposition zulassen.
7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch ihr vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Das PSI-Projekt HELP beschäftigte sich in den vergangenen drei Jahren mit dem in Brennelement-Hüllrohren eingelagerten Wasserstoff als Folge des Einsatzes in Kernkraftwerken. Insbesondere in gelöster Form kann dieser demnach bereits bei tiefen Konzen-

trationen signifikant Materialkriechen und -ermüdung beeinflussen, was im Hinblick auf langfristige Trockenlagerung und Transporte berücksichtigt werden muss. Das ENSI war im Berichtsjahr wiederum an acht Experimenten im Felslabor Mont Terri beteiligt. Darunter gewann das noch weiter laufende PF-Experiment bereits umfassende Datensätze zu strukturkontrollierten Gebirgsschäden im Wirtgestein Opalinuston als Folge von Stollenausbruch. Seit 2018 entwickeln Forscher der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule (RWTH) in Aachen ein Materialmodell für den Opalinuston. Im Frühling 2022 wurde die erste Phase des Projekts abgeschlossen, in welcher die Grundversion des Materialmodells erfolgreich entwickelt und mittels Proben aus dem Felslabor Mont Terri kalibriert wurde. Sie schliesst hydro-mechanisch gekoppelte Prozesse ein, künftig sollen zusätzlich die Temperatureinwirkung und das Kriechverhalten implementiert 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.

Ende 2021 wurden bei beiden Reaktoren des französischen Kernkraftwerks Civaux in Schweissnähten von Leitungen des Sicherheits-Einspeisesystems Risse festgestellt. Vergleichbare, auf Spannungsrisskorrosion zurückgehende Befunde zeigten sich hierauf an einer ganzen Reihe von Reaktoren in Frankreich, die gleichfalls für Instandsetzungsarbeiten ausser Betrieb genommen wurden. In Reaktion darauf hat das ENSI für 2022 in allen Schweizer Kernkraftwerken

zusätzliche Inspektionen mit qualifizierten Prüfmethode angeordnet, um zu klären, ob es auch hier solche Befunde gibt. Die während der Revisionsabstellungen durchgeführten Untersuchungen erbrachten keine Hinweise darauf. Das ENSI verfolgt die noch laufenden Abklärungen in Frankreich weiter und wird die Erkenntnisse hinsichtlich ihrer Übertragbarkeit prüfen.

Internationale Zusammenarbeit

Das ENSI arbeitet intensiv mit ausländischen Aufsichtsbehörden und internationalen Organisationen zusammen. Die wichtigsten davon sind die internationale Atomenergieorganisation IAEA, die Kernenergieagentur NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung OECD, die Western European Nuclear Regulators Association WENRA sowie die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarstaaten. Oberste Ziele des ENSI sind die ständige Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie die Stärkung der nuklearen Aufsicht in der Schweiz durch die aktive Mitwirkung am länderübergreifenden Informations- und Erfahrungsaustausch.

Der militärische Konflikt in der Ukraine beeinflusste im Berichtsjahr erheblich die Agenden vieler internationaler Organisationen und Gremien, mit Rückwirkungen auf die Arbeit des ENSI. In Wien fand im Juni/ Juli 2022 die siebte Überprüfungs-konferenz der sogenannten Joint Convention statt. Sie gibt vor, wie die Vertragsparteien mit abgebrannten Brennelementen und radioaktiven Abfällen umzugehen haben. Die Schweiz stellte mit dem früheren ENSI-Direktor Hans Wanner den Präsidenten der Konferenz, daher war das ENSI intensiv bei deren Vorbereitung und Durchführung engagiert. Die Schweiz erhielt für die Überprüfung ihres Länderberichts gute Noten insbesondere für Aspekte des Sachplanverfahrens für geologische Tiefenlager; zugleich wurde dessen Fortführung von den internationalen Experten als herausfordernd beurteilt.

Für die auf Kernkraftwerke ausgerichtete Convention on Nuclear Safety hat das ENSI im August des Berichtsjahres den neunten

Schweizer Länderbericht fristgerecht bei der IAEA eingereicht. Die dazu gehörige Überprüfungs-konferenz wird im März 2023 stattfinden und auch die achten Länderberichte umfassen, weil wegen der Corona-Pandemie eine Konferenz nicht stattfinden konnte.

Ebenfalls in Wien wurde im Oktober 2022 eine IAEA-Konferenz zur Sicherheit von Reaktoren mit neuartigen Technologien durchgeführt. Auch hierbei war das ENSI massgeblich an der Organisation beteiligt, weil Rosa Sardella, Leiterin des ENSI-Bereichs Strahlenschutz, als Präsidentin der Konferenz fungierte.

Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des Regelwerks wurde 2022 weitergeführt. Das ENSI verabschiedete folgende Richtlinien:

- ENSI-B08: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen (neue Richtlinie);
- ENSI-G09: Bau- und Betriebsdokumentation (Neuausgabe).

Zudem befanden sich drei Richtlinien in externer Anhörung, davon eine geänderte, eine neue und eine Neuausgabe.

Résumé

Recherche réglementaire en sécurité nucléaire

Les projets du programme de recherche contribuent à clarifier des questions en suspens. Ils fournissent des bases et développent des outils dont l'IFSN a besoin pour l'exécution de ses tâches. Ils permettent aussi de développer les compétences nécessaires à l'activité de surveillance et renforcent l'expertise indépendante. Les projets internationaux débouchent enfin sur des résultats qui n'auraient pas pu être obtenus par la Suisse seule et favorisent la création de réseaux internationaux. Tels sont les objectifs les plus importants de la stratégie de recherche de l'IFSN. Le programme «Recherche dans le domaine de la sécurité nucléaire» est structuré en sept domaines thématiques:

1. Le domaine **combustibles et matériaux** traite du cœur du réacteur et des défenses en profondeur destinées au confinement des matières radioactives. Pour les combustibles, les taux de combustion accrus et le comportement de défaillance font l'objet d'une attention particulière. Afin de pouvoir poursuivre le programme NEA FIDES, lancé en 2021 et prévoyant des expériences d'irradiation dans plusieurs pays, il a fallu procéder à des adaptations considérables en raison du conflit militaire entre la Russie et l'Ukraine au cours de l'année sous revue. Dans le cas des matériaux structurels, ce sont les processus de vieillissement et leurs conséquences qui concentrent l'attention. Le projet PIONIC, d'une durée de cinq ans et dirigé par l'autorité américaine de surveillance U.S.NRC, s'est achevé en été 2022. Celui-ci a permis de réaliser des progrès significatifs dans l'évaluation des performances des méthodes modernes de contrôle non destructif des composants du circuit de refroidissement, dont notamment de nouveaux types de contrôle par ultrasons.
2. Les projets de l'AEN sur les **événements et dommages internes** promeuvent

l'échange international d'expérience 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 phase du projet NEA FIRE qui s'est achevée fin 2022 a donné lieu à une publication sur la protection contre les incendies dans les centrales nucléaires des États membres de l'AEN. De nouvelles connaissances sur les arcs électriques à haute énergie sur les postes électriques ont en outre incité l'IFSN à procéder à un contrôle ciblé sur ce point dans les centrales nucléaires suisses.

3. Les séismes et les chutes d'aéronefs constituent des **événements externes** traités par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. La troisième phase du projet NEA IRIS, qui s'est achevée au cours de l'année sous revue, a apporté des améliorations à la modélisation des séismes telles qu'ils se produisent lors de chute d'aéronefs sur des installations nucléaires. Le projet NEA SOCRAT a examiné le comportement pendant un séisme des ponts roulants destinés au levage de charges lourdes dans les installations nucléaires; des essais et calculs de modélisation comparatifs ont notamment montré comment le comportement non linéaire lors du contact roue-rail pouvait être pris en compte de manière appropriée pour l'évaluation de la sécurité structurale du pont roulant.
4. Dans le domaine des **facteurs humains**, il s'agit avant tout d'étudier l'influence des actions menées par les opérateurs sur les défaillances pouvant se produire dans une centrale nucléaire. Le projet ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) du PSI sert à la mise en évidence et à l'appréciation d'erreurs de manipulation qui exercent une influence négative sur l'évolution d'une défaillance. Au cours de l'année sous revue, les chercheurs ont

- notamment étudié la manière dont les actions des opérateurs s'influencent mutuellement en termes de probabilité d'erreur ; pour ce faire, ils ont évalué quelque 2000 évènements survenus dans des centrales nucléaires du monde entier.
5. Le **comportement du système et le déroulement des défaillances** dans les centrales nucléaires sont analysés, de l'exploitation en conditions normales jusqu'aux accidents de fusion du cœur du réacteur. Pour cela, des modèles informatiques sont élaborés et validés par des expériences. Ils forment aussi une base pour la détermination quantitative des risques des installations dans les analyses de sécurité. Le projet NEA RBHT d'une durée de trois ans achevé en 2022 a examiné la thermohydraulique de la remise en eau des assemblages combustibles après une défaillance entraînant une perte de liquide caloporteur. Pour ce faire, des essais ont été réalisés par l'Université d'État de Pennsylvanie à l'aide d'une technique de mesure complète. Les chercheurs du PSI ont complété leur développement du modèle d'oxydation pour les gaines d'assemblages combustibles par une étude révélatrice des accidents survenus dans le bassin de stockage des assemblages combustibles ; le modèle doit être intégré à l'avenir dans le code d'accident MELCOR. Le PSI a ensuite lancé le nouveau projet COMPARE, qui utilisera les résultats de son installation expérimentale PANDA pour vérifier le code MELCOR.
 6. Les travaux de recherche dans le domaine de la **radioprotection** concernent d'une part des thèmes de la radiométrie orientés sur les applications et la mise au point de nouvelles méthodes d'analyse applicables aux radionucléides, en passant par l'aéroradiométrie. D'autre part, ces dernières années, l'IFSN a développé la thématique des effets biologiques des rayonnements ionisants. En automne 2022, l'Hôpital universitaire de Berne a lancé un projet visant à analyser des échantillons de sang et d'urine de patientes ayant subi une radiothérapie. L'objectif est d'identifier les produits du métabolisme qui permettent de tirer des conclusions sur l'ampleur d'une exposition aux rayonnements.
 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. Au cours des trois dernières années, le projet HELP du PSI s'est penché sur l'hydrogène stocké dans les gaines d'assemblages combustibles suite à leur utilisation dans les centrales nucléaires. En particulier sous forme dissoute, il peut avoir une influence significative sur le fluage et le vieillissement des matériaux, même à de faibles concentrations, ce qui doit être pris en compte dans la perspective d'un stockage à sec et d'un transport à long terme. Au cours de l'année sous revue, l'IFSN a de nouveau participé à huit expériences dans le laboratoire souterrain de Mont Terri. Parmi celles-ci, l'expérience PF, toujours en cours, a déjà permis d'obtenir des jeux de données complets sur les dommages structurels contrôlés dans la roche d'accueil, l'argile à Opalinus, suite à l'excavation de galeries. Depuis 2018, des chercheurs de la Rheinisch-Westfälische Technische Hochschule (RWTH) d'Aix-la-Chapelle développent un modèle de matériau pour l'argile à Opalinus. La première phase du projet, au cours de laquelle la version de base du modèle de matériau a été développée avec succès et calibrée à l'aide d'échantillons provenant du laboratoire souterrain de Mont Terri, s'est achevée au printemps 2022. Elle inclut les processus couplés hydromécaniquement, et il est prévu d'implémenter à l'avenir l'effet de la température et le comportement au fluage.

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.

Fin 2021, des fissures ont été constatées dans les soudures des conduites du système d'alimentation de sécurité des deux réacteurs de la centrale nucléaire française de Civaux. Des constatations comparables, dues à la corrosion de fissure suite à la contrainte, ont ensuite été faites sur toute une série de réacteurs en France, qui ont également été mis hors service pour des travaux de réparation. En réaction, l'IFSN a ordonné pour 2022 des inspections supplémentaires dans toutes les centrales nucléaires suisses à l'aide de méthodes d'essai qualifiées, afin de clarifier si de tels résultats sont également constatés dans ces centrales. Les analyses effectuées pendant les arrêts pour révision n'ont pas fourni d'indices en ce sens. L'IFSN poursuit les investigations encore en cours en France et examinera les conclusions quant à leur transférabilité.

Collaboration internationale

L'IFSN coopère de manière intensive avec des autorités de surveillance étrangères et des organisations internationales. Parmi les plus importantes, citons l'Agence internationale pour l'énergie atomique AIEA, l'Agence pour l'énergie nucléaire AEN de l'Organisation pour la coopération et le développement économique OCDE, la Western European Nuclear Regulators Association WENRA, ainsi que les commissions bilatérales créées avec les États voisins. Les

objectifs les plus importants poursuivis par l'IFSN sont l'amélioration constante de la sécurité et de la sûreté nucléaire, ainsi que le renforcement de la surveillance de l'activité nucléaire en Suisse grâce à la participation active à l'échange d'informations et d'expériences au niveau international.

Le conflit militaire en Ukraine a considérablement influencé les agendas de nombreuses organisations et instances internationales au cours de l'année sous revue, avec des répercussions sur le travail de l'IFSN. La septième conférence de contrôle de la Joint Convention a eu lieu à Vienne en juin/juillet 2022. Elle prescrit la manière dont les co-contractants doivent gérer les assemblages combustibles usés et les déchets radioactifs. La Suisse a fourni le président de la conférence en la personne de l'ancien directeur de l'IFSN Hans Wanner, c'est pourquoi l'IFSN s'est engagée intensivement dans sa préparation et sa réalisation. La Suisse a obtenu de bonnes notes pour l'examen de son rapport national, en particulier pour les aspects de la procédure du plan sectoriel pour les dépôts en couches géologiques profondes ; dans le même temps, la poursuite de cette procédure a été considérée comme un défi par les experts internationaux.

En août de l'année sous revue, l'IFSN a remis dans les délais à l'AIEA le neuvième rapport national suisse pour la Convention sur la sûreté nucléaire, axée sur les centrales nucléaires. La conférence de contrôle correspondante aura lieu en mars 2023 et comprendra également les huitièmes rapports nationaux, car une conférence n'a pas pu avoir lieu en raison de la pandémie de Covid-19.

Une conférence de l'AIEA sur la sûreté des réacteurs utilisant de nouvelles technologies a également été organisée à Vienne en octobre 2022. Là aussi, l'IFSN a participé de manière déterminante à l'organisation du fait que Rosa Sardella, directrice du domaine de la radioprotection de l'IFSN, a présidé la conférence.

Modification des fondements juridiques de la surveillance nucléaire

L'actualisation de la réglementation s'est poursuivie en 2022. L'IFSN a promulgué les directives suivantes:

- ENSI-B08: Récipients et conduites classés pour la sécurité: contrôles périodiques non destructifs (nouvelle directive);
- ENSI-G09: Documentation de construction et d'exploitation (nouvelle édition).

En outre, trois directives ont fait l'objet d'une audition externe, dont une modifiée, une nouvelle et une nouvelle édition.

Summary

Regulatory Safety Research

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

1. The **Fuel and Materials** sector covers the reactor core and the defence-in-depth barrier system used to contain the radioactive materials. Research into fuels is particularly concerned with high burn-up rates and the behaviour under accident conditions of both current and newly developed fuels. In order to continue the NEA FIDES programme, which started in 2021 with irradiation experiments in several countries, significant adjustments had to be made in the year under review due to the military conflict between Russia and Ukraine. Where structural materials are concerned, the focus is on ageing processes and their consequences. The five-year PIONIC project, led by the U.S. Nuclear Regulatory Commission, the NRC, concluded in the summer of 2022. This project saw significant progress in assessing the performance of modern non-destructive test methods for components in the cooling circuit, in particular, novel methods of ultrasonic testing.
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. The phase of the NEA FIRE project completed at the end of 2022 yielded a publication on fire protection in the nuclear power plants of the NEA member states. New findings on high-energy arcing in switchgear prompted ENSI to carry out a targeted review in this regard for Swiss nuclear power plants.

3. Research supported by ENSI addressed **external events** in the form of earthquakes and aircraft crashes. The third phase of the NEA IRIS project, completed in the year under review, delivered improvements on the modelling of vibrations resulting from the impact of aircraft on nuclear installations. The NEA SOCRAT project looked at the earthquake behaviour of bridge cranes used to lift heavy loads in nuclear installations; experiments and comparative model calculations showed, among other things, how the non-linear behaviour of wheel-rail contact can be adequately taken into account in evaluating the crane's structural safety.
4. **Human factors** primarily involve the influence of operator actions on accidents in nuclear power plants. The PSI ROES (Reliability of Operators in Emergency Situations) project serves to improve the identification and assessment of operator errors that could have a negative effect on the development of an accident, errors that are referred to as Errors of Commission (EOC). In the year under review, the researchers examined, amongst other things, how the actions of the operators influence each other in relation to the probability of failure; to do so, they evaluated some 2000 events in nuclear power plants worldwide.
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 (PSA). The three-year NEA RBHT project, which ended in 2022, considered the thermal hydraulics of the re-flooding of fuel elements after a loss-of-coolant accident (LOCA). To do so, experiments were performed by Pennsylvania State University using comprehensive instrumentation. Researchers at the PSI supplemented their further development of the oxidation model for fuel-rod cladding with an insightful study on accidents in the spent-fuel pool; the plan in the future is to incorporate the model into the MELCOR accident code. The PSI also started the new project – COMPARE – which will use results from the PSI PANDA test facility to review the MELCOR code.

6. The scope of research activities into **radiological protection** ranges from application-relevant topics of radiation-measurement techniques, through aerial radiometrics to the development of new analytical methods for radionuclides. In addition, in recent years, ENSI has expanded research on the topic of the biological effects of ionising radiation. In autumn 2022, the Inselspital Bern started a project in which blood and urine samples from radiotherapy patients are examined. In this way, it should be possible to identify metabolic products that allow conclusions to be drawn on the extent of radiation exposure.
7. Research into **waste management** covers not only deep geological repositories, but also the upstream steps, such as transport and interim storage of radioactive waste. Over the last three years, the PSI HELP project has been looking at hydrogen accumulation in fuel-element cladding as a consequence of use in nuclear power plants. Especially in dissolved form, even low concentrations of hydrogen can cause significant material creep and fatigue, and this must be taken into account with regard to long-term dry storage and transport. Once again, ENSI participated in eight experiments at the Mont Terri Rock Lab-

oratory during the year under review. Amongst these, the ongoing PF experiment has already obtained comprehensive data records on structure-controlled mountain damage in the Opalinus Clay host rock. Since 2018, researchers at RWTH Aachen University have been developing a constitutive model of Opalinus Clay. The first phase of the project was completed in spring 2022. This phase saw the successful development of the basic version of the model and its calibration using samples from the Mont Terri Rock Laboratory. The model includes hydromechanically coupled processes and in the future will also incorporate temperature effects and creep behaviour.

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.

At the end of 2021, cracks were detected in the welds of pipes of the safety injection system in both reactors of the Civaux nuclear power plant in France. Similar findings, which can be traced back to stress corrosion cracking, were then found in a whole series of French reactors, which were likewise removed from service for repair work. In response to this, ENSI ordered additional inspections of Swiss nuclear power plants for 2022 using qualified test methods in order to clarify whether such findings also exist in the Swiss fleet. The investigations, which were carried out during maintenance shutdowns, found no evidence of such cracks. ENSI is continuing to monitor the ongoing investigations in France and will examine the findings to determine their relevance for Swiss reactors.

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.

The military conflict in Ukraine significantly influenced the agendas of many international organisations and bodies in the year under review, with repercussions for ENSI's activities. The Seventh Review Meeting of the so-called Joint Convention took place in Vienna in June/July 2022. This specifies how the contracting parties have to handle spent fuel elements and radioactive waste. Switzerland provided former ENSI director Hans Wanner as president for the meeting, so ENSI was extensively involved in the preparations for and implementation of the meeting. Switzerland's review of its National Assessment Report was well received, in particular for aspects of the sectoral plan procedure for deep geological repositories; at the same time, international experts judged its continuation to be challenging.

In August of the year under review, ENSI submitted the ninth Swiss National Report to the IAEA in time for the Convention on Nuclear Safety, which is aimed at nuclear power plants. The related review conference will take place in March 2023 and will also include the eighth National Assessment Report, because a conference could not be held due to the COVID-19 pandemic.

Also held in Vienna in October 2022 was an IAEA conference on the safety of reactors using novel technologies. Here too, ENSI played a key role in the organisation, because Rosa Sardella, Director of the Radiation Protection

Division at ENSI, acted as conference president.

Changes to the legal principles underlying nuclear surveillance

Updating of the system of regulations continued in 2022. ENSI adopted the following guidelines:

- ENSI-B08: Vessels and Piping Classified as Important to Safety: Periodic Non-destructive Inspections (new guideline);
- ENSI-G09: Construction and Operational Documentation (new edition).

In addition, three guidelines were undergoing external consultation: one amended, one new, and one new edition.



1. Regulatorische Sicherheitsforschung

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

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

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

1.1 Brennstoffe und Materialien

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



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

1.1.1 NEA FIDES – Framework for Irradiation Experiments

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

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel, Reiner Mailänder

Einleitung

NEA FIDES ist ein grossangelegtes internationales Forschungsvorhaben zur Durchführung von Bestrahlungsexperimenten unter Reaktorbedingungen (in-pile). Es soll die Forschungsarbeiten fortsetzen, welche am Halden-Reaktor in Norwegen liefen, bis dieser im Jahre 2018 stillgelegt wurde (siehe die früheren Erfahrungs- und Forschungsberichte). Kein anderer Reaktor hat jedoch die Kapazität, alle diese Arbeiten zu übernehmen. Deshalb ist NEA FIDES als Rahmen konzipiert, in dem Versuche an mehreren Forschungsinstitutionen parallel ablaufen. Jede einzelne Versuchsserie zu einer bestimmten Thematik wird als sogenanntes Joint Experimental Programme (JEEP) von einem eigenen Konsortium getragen und erhält zusätzliche Mittel aus einem Gesamtbudget, in das alle Teilnehmer einzahlen und über das sie gemeinsam bestimmen im Rahmen des Governing Board, also einer Art von Verwaltungsrat.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Jahr 2022 war geprägt von umfangreichen Anpassungen des Forschungsprogramms. Die wichtigste Änderung betraf den am russischen MIR-Testreaktor vorgesehenen JEEP LOCA-MIR. In diesem sollen die bereits am Haldenreaktor geplanten Versuche zum Brennstoffverhalten bei Kühlmittelverlust-Störfällen durchgeführt werden. Die Brennstoffproben sind Gadolinium-dotierte Brennstabsegmente mittleren Abbrands. Gadolinium ist ein Neutronenabsorber und wird in Leistungsreaktoren eingesetzt, um eine flachere Leistungsverteilung zu gewährleisten. Als Folge des militärischen Konflikts zwischen Russland und der Ukraine entschieden einige Mitgliedsländer, dass ihre Institutionen bis auf weiteres nicht mehr mit russischen Organisationen kooperieren dürfen. Aus diesem Grund wurde ein neuer Vertrag FIDES-II erstellt, in welchen alle Ak-

tivitäten und Mittel ausser denjenigen des russischen JEEPs LOCA-MIR übertragen wurden. Der bisherige FIDES-Vertrag besteht somit weiter; bis Ende 2022 blieb aber unklar, ob der JEEP LOCA-MIR mit verringerter Teilnehmerzahl zu Ende geführt werden kann und inwieweit die verbleibenden Teilnehmer die Resultate erhalten.

Bei den drei weiteren, nun im Vertrag FIDES-II geführten JEEPs, ergaben sich folgende Entwicklungen:

1. INCA (Inpile Creep Studies of ATF Claddings): Am tschechischen LVR-15-Testreaktor soll in der ersten Phase (2021–2024) das Kriechverhalten Chrom-beschichteter Hüllrohre von modernen Brennstoffen untersucht werden. Durch die Beschichtung wird die Oxidation des Hüllrohrs unterdrückt, was zu einem potenziell verbesserten Störfallverhalten führt. Insbesondere die Beschichtungseigenschaften nach der Bestrahlung sind in diesen Versuchen von Interesse. 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 Probenpräparation wurde fortgesetzt und teilweise schon abgeschlossen. Die Testapparaturen wurden ausgelegt und befinden sich teils in der Herstellung, teils in der Inbetriebsetzung. Bei einer Apparatur zeigte sich, dass die Temperaturgradienten über die Messapparatur deutlich grösser sind als angenommen. 2023 ist eine Neukalibrierung geplant, dann werden die Unsicherheiten der Temperatur und die damit verbundene Eignung für Kriechtests neu bewertet.
2. HERA (High Burnup Experiments in Reactivity initiated Accident Conditions): Es sind zehn Tests zur Simulation des Brennstoffverhaltens bei Reaktivitätsstörfällen geplant. Davon sollen acht am TREAT-Reaktor in Idaho sowie zwei am japanischen Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) durchgeführt werden, weil an diesem schnellere Leistungsexkursionen erzielt werden können. Die Proben stammen teils aus einem Leistungsreaktor, teils sind die Hüllrohre vorhydriert, um einen hochabgebrannten Zustand zu simulieren. Unter anderem sollen auch störfallresistentere Brennstabsegmente getestet werden. Dafür wurden Chrom-beschichtete Brennstäbe und dotierter Brennstoff (ADOPT Fuel) ausgewählt. Fünf Kalibrierungstests wurden erfolgreich am TREAT-Reaktor durchgeführt. Die Präparation der vorhydrierten Proben wurde abgeschlossen. Ein mehrteiliger Modellierungs-Workshop wurde lanciert, um die Testbedingungen zu optimieren. Die Tests sind für 2023 (vorhydrierte Proben) und 2024 (bestrahlte Proben) vorgesehen.
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. Insgesamt sind jetzt vier Tests vorgesehen, ein Test mit Blindelement (Dummy, 2023), zwei Qualifikationstests (2023 und 2025) und der eigentliche Rampentest mit grösseren Anteilen geschmolzenen Brennstoffs (2026). Die Herstellung der instrumentierten Brennstabsegmente läuft plangemäss. Ein Simulations-Workshop anhand älterer Rampentests diente zur Verbesserung der Modellierung insbesondere des Brennstoffschmelzens. Darauf aufbauend ist ein weiterer Workshop geplant, der der optimalen Versuchsauslegung dient.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das ENSI nimmt, gemeinsam mit seinen Experten beim PSI, am FIDES-Programm insbesondere deshalb teil, um Anträge der Kernkraftwerks-Betreiber zu Brennstoff-Fragen unabhängig beurteilen zu können. Wenn neue Versuchsergebnisse dies angezeigt erscheinen lassen, fordert das ENSI die Kernkraftwerks-Betreiber zudem dazu auf, die Einhaltung von Sicherheitskriterien wiederum nachzuweisen.

Dafür braucht es geeignete Kompetenzen und Rechenprogramme auf dem aktuellen Stand, 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 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, und 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 Experten eine wichtige Rolle.

Das Programm FIDES befindet sich nach knapp zwei Jahren bis zu einem gewissen Grad noch in einer Anlaufphase. Die internationalen Probleme (Sanktionierung von Russland) bedeuteten Mehraufwand und erschwerten die Zusammenarbeit im Berichtsjahr. Es ist festzustellen, dass die Ergebnisse in Form von Bestrahlungsversuchen der JEEPs in FIDES-II bisher unter den Erwartungen bleiben, gemessen an den beim Beginn des Programms vorgelegten Projektplänen.

Ausblick

Zusätzlich zu den oben für die einzelnen JEEPs beschriebenen Arbeiten wird im Jahr 2023 zu klären sein, ob eine weitere Zusammenarbeit beim russischen JEEP LOCA-MIR möglich und sinnvoll ist (ursprünglicher Vertrag FIDES).

1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project

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

ENSI-Projektbegleiter: Jiri Ulrich, Reiner Mailänder, Andreas Gorzel
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

Das Forschungsprojekt SCIP hat zum Ziel, Schädigungsmechanismen der Brennstab-Hüllrohre 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. Zum Ende 2022 nehmen am Projekt 38 Organisationen (Industrie, For-

schung, Behörden) aus 15 Ländern teil. Auch die schweizerischen Kernkraftwerke Gösgen und Leibstadt liefern Materialproben für das Programm SCIP.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die bis Ende 2022 erzielten abschliessenden Ergebnisse der experimentellen Resultate sind erwartungsgemäss noch beschränkt; insbesondere deshalb, weil im Rahmen des Arbeitsprogramms zunächst mehrere Versuchsanlagen neu- oder weiterentwickelt werden. Gleichzeitig erfordern die Experimente eine aufwändige Probenvorbereitung und -charakterisierung vor den eigentlichen Untersuchungen sowie eine umfangreiche Auswertung und Interpretation der Ergebnisse im Anschluss. 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, welcher 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 Versuchsanlage für Kriechtests von Brennstabsegmenten unter Temperatur- und Druckverhältnissen, welche realistisch während der trockenen Zwischenlagerung und des Transports zu erwarten sind. Die ersten Versuche mit dieser Anlage laufen bereits und sollen bis Ende 2023 abgeschlossen werden.

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 Rasterelektronenmikroskopie aufgenommen werden, was aufgrund des schnellen Materialbruchs und der genauen Temperaturmessung eine Herausforderung darstellt. Ein Grossteil der ursprünglich geplanten Tests wurde bereits erfolgreich durchgeführt, für 2023 sind der Abschluss der experimentellen Arbeiten und die Analyse der Ergebnisse geplant. Aufgrund der Bedeutung dieses Themas schlugen die Teilnehmer 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. Die Experimente konnten bis Ende 2022 grösstenteils bereits erfolgreich abgeschlossen werden. Neben intakten Brennstäben müssen auch Stäbe zwischen- und endgelagert werden, welche während ihres Reaktoreinsatzes einen Schaden erlitten haben. Als Folge davon ist oft Wasser in die Hüllrohre eingedrungen, welches langfristig die Sicherheit während der Lagerung beeinträchtigen kann und durch die übliche Trocknungsprozedur nur schwer zu entfernen ist. SCIP-IV soll untersuchen, ob und unter welchen Bedingungen die Trocknung solcher Stäbe möglich ist. Dafür wurde eine neue Versuchseinrichtung entwickelt und erfolgreich getestet. Die eigentlichen Trocknungstest sollen 2023 durchgeführt werden.

Teilprojekt 2: LOCAs und Temperaturtransienten

Bei einem Störfall mit Kühlmittelverlust (Loss of Coolant Accident, LOCA) kann es durch die fehlende Kühlung zum Aufblähen (sogenanntes Ballooning) und anschließenden Bersten des Hüllrohrs kommen. Auch der Brennstoff kann dabei zerbersten (Fragmentierung) und teilweise aus dem geplatzten Hüllrohr austreten. Beim hoch abgebrannten Brennstoff wird eine besonders feine Fragmentierung beobachtet, welche sicherheitstechnisch ungünstig ist. Der Schwellenwert des Abbrands für die Feinfragmentierung soll im Rahmen von SCIP-IV einerseits 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 Hüllrohr-Innenvolumen, die unter normalen Bedingungen grösstenteils in Poren und Bläschen innerhalb der Brennstoffmatrix gefangen bleiben. Das freigesetzte Gas führt zur Erhöhung des Brennstab-Innendruckes (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 sollen im Rahmen von SCIP-IV in Abhängigkeit von Temperatur und Abbrand untersucht werden. Die Experimente zur Spaltgasfreisetzung wurden bereits 2021 abgeschlossen, die Messung der Gasdurchlässigkeit der Brennstäbe soll 2023 erfolgen. 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 oder untypischer Brennstoffe wie Uran-Plutonium-Mischoxid (MOX) oder Uranbrennstoff mit Additiven wie Chrom- oder Aluminiumoxid. Der Abschluss der experimentellen Arbeiten ist im Laufe des Jahres 2023 geplant.

Ein weiteres Thema sind LOCAs im Brennelement-Becken, die vor allem durch die Ereignisse in Fukushima in den Fokus gerückt sind. Entsprechend den speziellen Bedingungen bei einem solchen Unfall wurden die Proben langsam in einer Luft-Wasserdampf-Atmosphäre aufgeheizt, bis es zum Bersten des Hüllrohrs kam. Die integralen LOCA-Tests sind bereits abgeschlossen, es laufen noch Nachuntersuchungen an den Brennstoffproben.

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

Im Betrieb dehnen sich die Brennstoff-Tabletten mit steigender Temperatur stärker als das Hüllrohr aus und drücken dadurch lokal unterschiedlich auf die Innenseite des Hüllrohrs. Zusätzlich zu dieser rein mechanischen Interaktion wirken auf das Hüllrohr aber auch Spaltprodukte ein, die aus dem Brennstoff freigesetzt werden. Die zugrundeliegenden chemischen und mechanischen Prozesse, die zur Spannungsrissskorrosion im Hüllrohr führen können, sind prinzipiell ähnlich wie bei anderen Werkstoffen. Allerdings ist das Verhalten von Zirkoniumlegierungen mit dem von Stählen nicht vergleichbar und bei PCI gilt das als Spaltprodukt gebildete Halogen Iod als das wichtigste chemische Agens.

In diesem Teilprojekt soll daher der Mechanismus der Spannungsrissskorrosion in Hüllrohren durch Analysen der Mikrostruktur und Mikrochemie der Risse besser verstanden werden. Der Hauptteil der experimentellen Arbeiten wird durch die Kollaborationspartner Universität Manchester (UK), National Nuclear Laboratory NNL (UK) und das Forschungsinstitut VTT (Finnland) durchgeführt. Zurzeit werden in Studsvik die Mate-

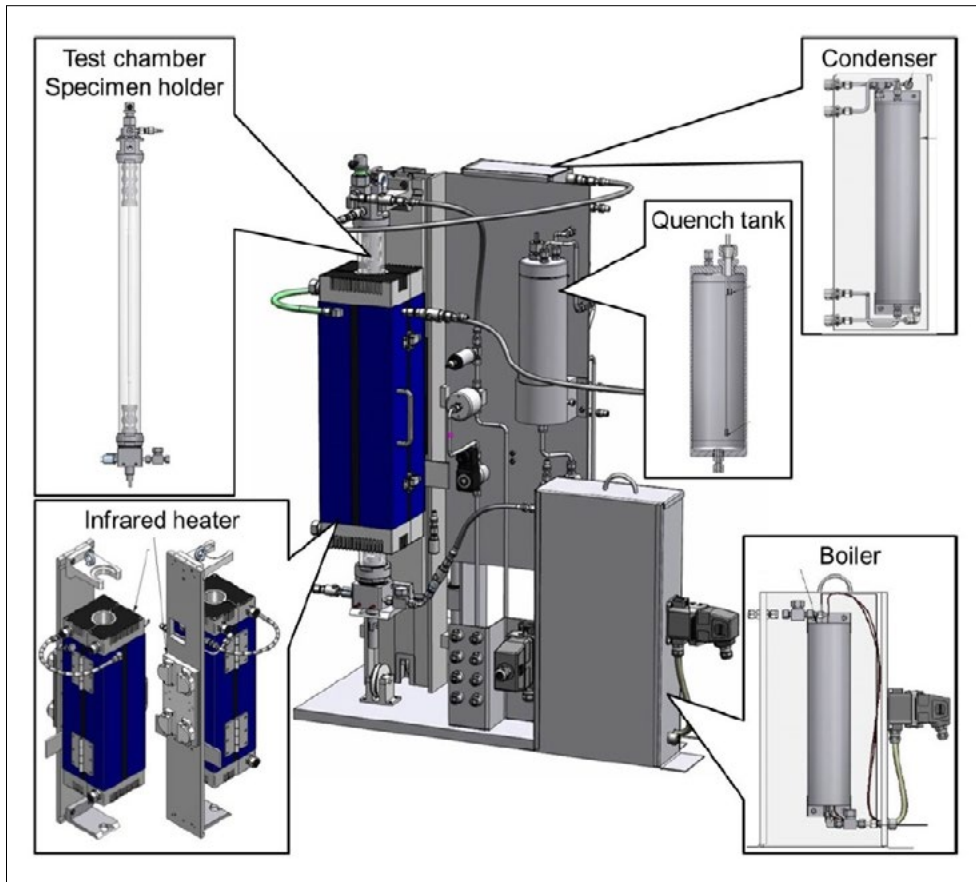


Abbildung 2:
Von Studsvik ent-
wickelte Versuchs-
anlage für integrale
LOCA-Tests.
Quelle: Studsvik

rialproben präpariert, charakterisiert und für den Transport vorbereitet. Die ersten Ergebnisse der Untersuchungen in den Partnerlaboren werden für 2023 erwartet.

Teilprojekt 4: Modellierung

Die Modellierung hat für SCIP-IV vor allem unterstützenden Charakter und beruht grossteils auf freiwilligen Beiträgen einzelner Projektteilnehmer. 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. Ende 2022 fand im Rahmen von SCIP-IV ein Workshop zur Modellierung statt. Das Ziel war die Berechnung des Brennstab-Innendruckes nach Ende des Reaktoreinsatzes von repräsentativen DWR- und SWR-Brennstäben. Dieser Parameter wurde aufgrund seiner Bedeu-

tung als treibende Kraft für das Hüllrohrkriechen und die Hydrid-Reorientierung (siehe Teilprojekt 1) während der Zwischenlagerung gewählt. Insgesamt neun Institutionen mit sieben Codes nahmen an den Benchmarks für DWR und/oder SWR teil. Die Ergebnisse zeigen grundsätzlich bei allen verfügbaren Rechenprogrammen eine gute Übereinstimmung zwischen berechneten und gemessenen Werten für DWR-Brennstäbe, jedoch einen Verbesserungsbedarf im Falle von SWR-Brennstäben.

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, sodass die Forschungsergebnisse bei der Aufsichtstätigkeit des ENSI direkt einbezogen werden können. Ein wesentlicher Vorteil der Heisszellenanlagen von Studsvik ist auch, dass vollständige bestrahlte Brennstäbe aus kommerziellen Leistungsreaktoren inkl. 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, welches 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 der Begutachtung der Transportfähigkeit und Langzeit-Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente. Andererseits überprüft das ENSI zudem 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.

Ausblick

Von der geplanten fünfjährigen Projektzeit sind Ende 2022 dreieinhalb 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 und deren Auswertung fanden folglich in den Jahren 2021–2022 statt und werden in 2023 finalisiert. Einige (vorläufige) Ergebnisse konnten an den Treffen im Berichtsjahr bereits präsentiert werden. Gesamthaft betrachtet liegt das Projekt ausgezeichnet im Zeitplan.

Gleichzeitig schreitet die Planung für das Folgeprojekt SCIP-V mit Startdatum im Sommer 2024 voran. Basierend auf den Wünschen der Teilnehmer von SCIP-IV hat Studsvik Vorschläge für mögliche Experimente aus den Bereichen Entsorgung, LOCA, Transienten, störfallresistentere Hüllrohrmaterialien (sogenanntes Accident Tolerant Fuel ATF) und Modellierung vorbereitet. Durch Abstimmung der Projektteilnehmer wird daraus ab Frühjahr 2023 dann das finale Programm für SCIP-V gebildet.

Derzeit wird zudem eine längerfristig wichtige Aktivität lanciert. Nach der Stilllegung des Halden-Reaktors Mitte 2018 verblieben zahlreiche Brennstab-Proben 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 nach Studsvik zu überführen. Die Schwerpunkte der Probenauswahl sind: thermische Leitfähigkeit, störfallresistentere Brennstoffe, mit Gadolinium und Chrom dotierte Brennstoffe, hoher Abbrand, hohe Anreicherung. Die Transporte sind nach einigen Verzögerungen nun für 2023 und 2024 vorgesehen; 25 Organisationen aus 14 Ländern, darunter auch das ENSI, unterstützen das Projekt.

1.1.3 NEA CABRI International Project

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

Einleitung

Im Rahmen der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasser- oder Siedewasser-Reactoren (DWR bzw. SWR) werden auch postulierte Störfälle untersucht, bei denen der Reaktor durch schnelle unkontrollierte Bewegung eines Steuerelements kurzzeitig überkritisch wird. Auslösende Ereignisse für solche Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents, RIA) sind der postulierte Bruch des Stützens eines Steuerelementantriebs im DWR, im SWR das Entkuppeln eines Steuerelements von seinem Antrieb. Der damit verbundene Auswurf bzw. das Herabfallen des Steuerelements führt zu einem schnellen Leistungsanstieg in den benachbarten Brennstäben. In der Reaktorauslegung wird dieser Anstieg so begrenzt, dass es zu keinen Brennstabschäden kommt. Weil seit Einführung der aktuellen Sicherheitskriterien die Brennstoffabbrände gesteigert und die Brennstoff- und Hüllrohrmaterialien weiterentwickelt wurden, ist eine Absicherung der Kriterien notwendig.

Das CABRI International Project (CIP) wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem französischen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) getragen. In diesem Projekt werden am Forschungsreaktor CABRI in Cadarache, Frankreich, Versuche zum Verhalten von Brennstabsegmenten bei schnellen Reaktivitätsstörfällen in Kernreaktoren durchgeführt. Nach zwei Versuchen an einer mit Natrium gekühlten Testschleife des CABRI-Reaktors wurde dieser auf Wasserkühlung umgebaut (CABRI Water Loop, CWL), um die Versuchsanordnung den in Leichtwasserreaktoren vorhandenen Betriebs- und Störfallbedingungen anzugleichen. Mit dem neuen Wasserkreislauf steht eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen zur Verfügung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen von Sicherheitsüberprüfungen wurde eine Leckage zwischen dem Reaktorbecken und dem Hodoskop (Kombination von Teilchendetektoren) sowie eine Leckage in einem Wassertank entdeckt. Nachdem die Fehler behoben werden konnten, erhielt der Betreiber die Freigabe zur Wiederinbetriebnahme des Reaktors im September 2022, bei der auch ein Inbetriebnahme-Test erfolgreich durchgeführt wurde. Im November wurde ein Versuch mit hoch abgebranntem Standard-Uranbrennstoff und modernem Hüllrohr des Hersteller Framatome (M5 Hüllrohr, Abbrand 72 MWd/kgU) getestet. Der Versuch konnte unter planmässigen Bedingungen (Druck, Temperatur, Pulsbreite) durchgeführt werden. Erste Ergebnisse zeigen, dass die gewünschte Siedekrise erreicht wurde und das Stabsegment intakt blieb. Die detaillierte Analyse und Interpretation der Versuchsergebnisse sind im Gange.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt wurde 2002 gestartet mit dem Ziel, 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 nun durchgeführte Versuch ist erst der vierte. Das Projekt liegt somit sehr weit hinter dem ursprünglichen Zeitplan.

Die Sicherheitskriterien für Reaktivitätsstörfälle bedürfen fortwährender experimenteller Überprüfung. Die im CABRI-Projekt gewonnenen Erkenntnisse dienen dazu, die internationale Datenbasis zu erweitern und die Modellierungsmethoden zu verfeinern. Basierend auf dieser Datenbasis hat die U.S.NRC neue RIA-Kriterien in einem Regulierungsleitfaden definiert. Das ENSI hat erst kürzlich die Betreiber der Schweizer KKW

dazu aufgefordert, die Anwendbarkeit dieser Kriterien auf ihre Anlagen zu überprüfen und den Nachweis zu erbringen, dass sie die Sicherheitskriterien nach neuesten Erkenntnissen erfüllen können.

Ausblick

Im Jahr 2023 sollen die Versuche fortgeführt werden. Als nächste Probe ist ein Brennstab-Segment mit hoch abgebranntem Standard-Uranbrennstoff und modernem Hüllrohr des Herstellers Westinghouse (Zirlo Hüllrohr, Abbrand 65 MWd/kg) vorgesehen. Das Projekt läuft gemäss geltendem Vertrag bis März 2026.

1.1.4 NEA QUENCH-ATF – Quenching of Accident Tolerant Fuels

Auftragnehmer: Karlsruher Institut für Technologie KIT (Deutschland), unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency NEA

ENSI-Projektbegleiter: Marc Wolff

Einleitung

Ebenso wie das Projekt NEA RBHT (Kap.1.5.2) befasst sich das Projekt NEA QUENCH-ATF mit der Wiederbefüllung des 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 (englisch: quench), das durch die Notkühlsysteme zugeführt wird. Um die Auswirkungen dieses Prozesses auf die Hüllrohre abzumildern, setzen die Hersteller der Brennelemente vermehrt auf störfallresistentere Hüllrohrmaterialien. Diese werden international unter der Bezeichnung ATF (Accident Tolerant Fuel) geführt. Aktuell sind Zircaloy-Hüllrohre mit einer äusseren Chrombeschichtung (Cr) im Mikrometerbereich fertigungstechnisch machbar. Ein noch grösseres Potential im Hinblick auf Störfallresistenz wird einer Verbindung aus Siliziumcarbid (SiC) zugeschrieben. Hier

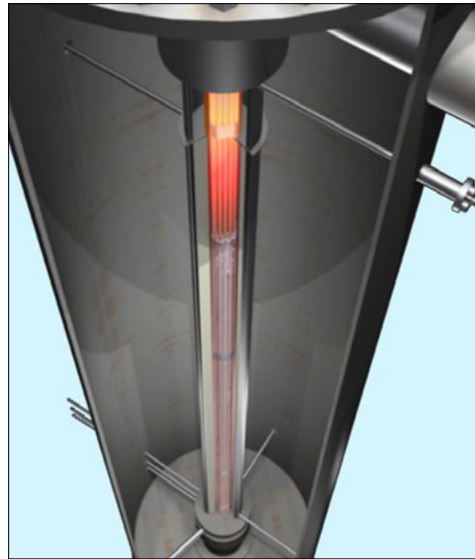


Abbildung 3:
QUENCH-Anlage zur
Simulation des
Abschreckens eines
überhitzten Reaktor-
kerns. Quelle: KIT

müssen jedoch noch einige fertigungstechnische Hürden überwunden werden.

Die elektrisch beheizte QUENCH-Versuchsanlage des KIT ist in Abbildung 3 dargestellt. Sie 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 störfallresistenten Hüllrohrmaterialien durchgeführt werden. Für die Versuchsanordnung werden jeweils 24 Hüllrohre zu einem Bündel vereint. Um einen definierten Abstand der Hüllrohre zueinander zu gewährleisten werden diese mit metallischen Abstandhaltern versehen. Ferner werden Messmittel wie zum Beispiel Thermoelemente in das Bündel eingebracht.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurde der erste Versuch erfolgreich durchgeführt. Die im Vorfeld festgelegte Versuchsanordnung und deren Randbedingungen wurden eingehalten. Demnach wurden 24 Cr-beschichtete Hüllrohre mit 5 Kelvin pro Sekunde (K/s) bis auf 1600 K aufgeheizt. Sobald die Endtemperatur erreicht war, wurde das Beheizen gestoppt und die Hüllrohre mit gesättigtem Dampf innerhalb von ca. 200 Sekunden auf 1200 K heruntergekühlt. Bei Erreichen dieser Temperatur wurde Wasser in die Versuchseinrichtung eingeleitet und die Hüllrohre in weit weniger als 50 Sekunden auf unter 400 K abgeschreckt.

Verglichen mit dem Referenzversuch mit aktuell verwendeten Hüllrohrmaterialien war die plastische Verformung der Cr-beschichteten Hüllrohre geringer. Auch war eine schützende Schicht aus Chromoxid erkennbar. Aktuell finden detaillierte Untersuchungen an den Proben statt. Erste Ergebnisse deuten aber schon jetzt auf ein gutes Verhalten bei Störfällen hin.

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 grundsätzlich planmässig. Es gab lediglich eine geringfügige Verzögerung aufgrund von Formalitäten bei der Lieferung der Strukturmaterialien.

Ausblick

Im kommenden Jahr soll der zweite Versuch mit einem Bündel aus 24 chrombeschichteten Hüllrohren unter BDBA-Bedingungen stattfinden. Darin sollen gegebenenfalls auch zwei Abschaltstäbe aus ATF-Materialien eingesetzt werden.

Für den dritten Versuch ist noch nicht entschieden, ob Cr-beschichtete oder SiC-Hüllrohre, wenn diese verfügbar sein sollten, verwendet werden sollen.

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI

ENSI-Projektbegleiter: Yan Wang

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

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

Im Projekt LEAD werden werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zur Spannungsrisskorrosion (SpRK) und Ermüdung der Strukturwerkstoffe von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Sie sind wichtig für den Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken. Die Gewährleistung eines sicheren Anlagenbetriebs setzt das genaue Verständnis der Alterungsmechanismen und der Umgebungsbedingungen voraus, die zur Initiierung und zum Wachstum von Rissen führen können. Eine fundierte Kenntnis über

den Alterungszustand der einzelnen Komponenten ist für die Bewertung der Strukturintegrität von Rohrleitungen und Behältern wichtig. Auch bei der Festlegung und Überprüfung der Inspektionsintervalle der Wiederholungsprüfprogramme ist die Anfälligkeit auf Risskorrosion und Ermüdung wesentlich.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

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

Im Fokus dieses Teilprojektes stehen der Einfluss des Oberflächenzustandes auf die SpRK-Initiierung und die verschiedenen Verfahren zur Oberflächenbehandlung als mögliche Abhilfemassnahmen gegen SpRK. Des Weiteren soll die SpRK der Legierung Alloy 182 unter verschiedenen Umgebungsbedingungen (Wasserchemie) weiter charakterisiert werden. Erkenntnisse aus dem Vorgängerprojekt haben klar aufgezeigt, dass auch bei den gegenüber dem Druckwasserreaktor (DWR) tieferen Kühlmitteltemperaturen des Siedewasserreaktors (SWR) unter bestimmten Wasserchemiebedingungen eine SpRK-Anfälligkeit vorliegt. Nach einer Rissinitiierung ist beschleunigtes Risswachstum nicht auszuschliessen. Die Initiierung kann durch verschiedene Verfahren zur Oberflächenbehandlung beeinflusst werden, deren Wirksamkeit hier untersucht werden soll.

Zur Untersuchung der Minderung der SpRK-Empfindlichkeit, die durch Kavitationsverfestigung (cavitation peening) hervorgerufen werden kann, wurden im Jahr 2022 zwei Proben aus Alloy 182 im geschweissten Zustand fertiggestellt und bei der Firma Framatome in den USA einer Kavitationsverfestigungs-Behandlung unterzogen. Die erste SpRK-Untersuchung wird 2023 beginnen.

Die Versuche mit konstanter Dehnrates (Constant Extension Rate Tests CERT) mit taillierten Flachzugproben (Flat Tapered Tension Test FTT) weisen Einschränkungen auf. Dennoch werden sie als schnelle und vereinfachte Methode zur Ermittlung der SpRK-Empfindlichkeit der Legierung Alloy

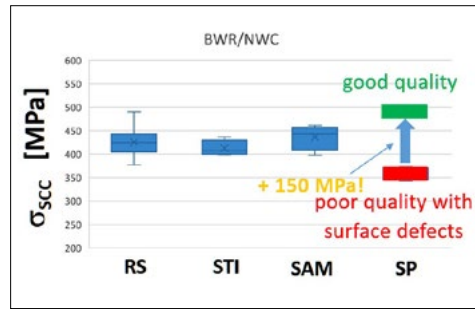


Abbildung 4: Vergleich der SpRK-Grenzspannungen von Alloy 182 unter SWR-Bedingungen (Normalwasserchemie) bei 288 °C für Oberflächenbehandlungen und Fertigungstechniken wie optimiertes Beschleifen (RS), Planfräsen (STI), optimiertes Planfräsen (SAM) und Kugelstrahlen (SP). Nur das Kugelstrahlen mit hoher Oberflächengüte bringt eine deutliche Verbesserung der SpRK-Empfindlichkeit. Quelle: PSI

182 sowohl in SWR- als auch in DWR-Umgebung angesehen. Die Untersuchungen ergaben, dass die Legierung Alloy 182 sowohl in SWR- als auch in DWR-Umgebung eine hohe inhärente SpRK-Anfälligkeit sowie eine hohe Risswachstumsrate aufweist. Darüber hinaus zeigten die Untersuchungen, dass die Umgebungsparameter gelöster Wasserstoffgehalt (Dissolved Hydrogen DH) und elektrochemisches Korrosionspotential (Electrochemical Corrosion Potential ECP) einen signifikanten Einfluss auf die SpRK-Anfälligkeit und Risswachstumsrate haben. Der Einfluss von Temperatur und pH-Wert wurde ebenfalls quantitativ bewertet.

Aus werkstofftechnischer Sicht hat eine Wärmebehandlung nach dem Schweißen (Post Weld Heat Treatment PWHT) bei Alloy 182 nur einen geringen Einfluss auf die Reduzierung der SpRK-Anfälligkeit. Sie kann aber durch die Verringerung der Eigenspannungen in der Schweißnaht die Risswachstumsrate deutlich herabsetzen. Die Auswirkungen der Oberflächenbehandlung auf die SpRK-Anfälligkeit wurden quantifiziert und die Ergebnisse sind in Abbildung 4 dargestellt. In Abbildung 5 wird der Einfluss verschiedener Oberflächenbehandlungsmethoden auf die Gefügestruktur oberflächennaher Bereiche illustriert.

Teilprojekt II: Überlagerung und Synergien von Alterungsmechanismen

Die Kenntnis möglicher Synergien und Überlagerungen verschiedener Alterungsmechanismen, insbesondere zwischen SpRK und thermischer Alterung, ist für den Langzeitbetrieb (Long Term Operation LTO) über 50 Jahre und daher möglichen langen In-

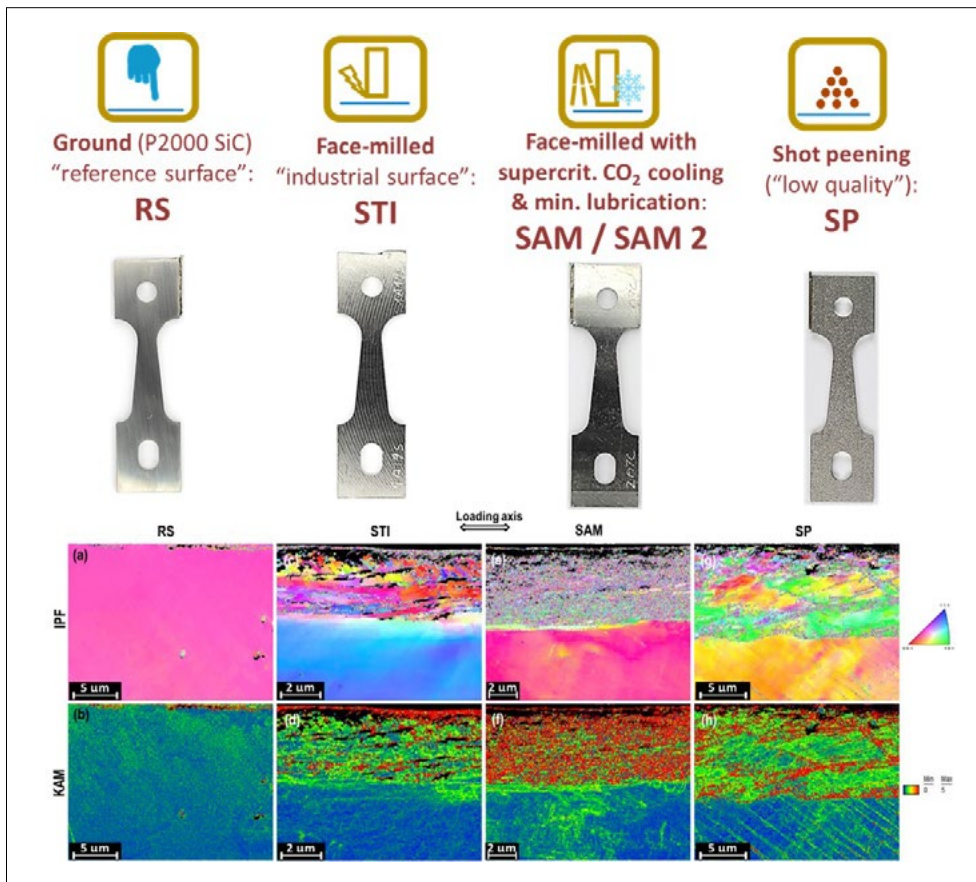


Abbildung 5: Einfluss verschiedener Oberflächenbehandlungsmethoden (optimiertes Beschleifen RS, Planfräsen STI, optimiertes Planfräsen SAM und Kugelstrahlen SP) auf die Gefügestruktur oberflächennaher Bereiche. Die REM-Abbildungen unten illustrieren die durch die verschiedenen Oberflächenbehandlungsmethoden erzeugten Gefügestrukturen oberflächennaher Bereiche im Querschnitt mittels Elektronenrückstreuung (Electron Backscatter Diffraction EBSD).
Quelle: PSI.

kubationsperioden wichtig. Ein potenzieller Langzeiteffekt bei der thermischen Alterung ist die Bildung von Nahbereichsordnungen (Short-Range Ordering SRO) im Kristallgefüge von Nickelbasislegierungen mit möglicherweise negativem Einfluss auf deren Bruchzähigkeit und Anfälligkeit für SpRK. So können beispielweise Neutronenversprödung, Verfestigung und thermische Alterung die SpRK-Anfälligkeit von RDB-Stählen und die umgebungsbedingte Verringerung der Bruchfestigkeit in Hochtemperaturwasser (HTW) erhöhen.

Die Wahrscheinlichkeit der Bildung von SRO in der Legierung Alloy 182 wurde durch beschleunigte thermische Alterung bei 400 °C für 800, 2400 und 5500 Stunden untersucht, was etwa 10, 30 und 70 Betriebsjahren entspricht. Bei Alloy 182 wurden unter den Testbedingungen der thermischen Alterung keine Anzeichen von SRO-Reaktionen festgestellt. Darüber hinaus zeigten die Tests keine signifikanten negativen Auswirkungen

der thermischen Alterungsbedingungen auf das SpRK-Verhalten, einschliesslich der SpRK-Anfälligkeit und der Risswachstumsrate.

Die weiteren Arbeiten konzentrierten sich auf die Untersuchungen des SpRK- und Bruchverhaltens von RDB-Stählen in wasserstoff- und sauerstoffhaltigem HTW. Dazu wurden Proben jeweils im unbehandelten (as-received), thermisch gealterten und bestrahlten Zustand untersucht. Das Bestrahlungs- und Alterungsverhalten der eingesetzten Stähle deckte das Verhalten der in den Schweizer Anlagen verwendeten RDB-Stähle hinsichtlich eines Betriebs von 60 Jahren konservativ ab.

Es wurden keine nachteiligen Auswirkungen der thermischen Alterung auf die umgebungsbedingte Rissanfälligkeit (Environmentally Assisted Cracking EAC) und die Risswachstumsraten festgestellt. Die Auswertung der EAC-Tests in wasserstoffhaltigem Wasser ist noch nicht abgeschlossen,

zeigt jedoch voraussichtlich eine sehr geringe EAC-Anfälligkeit unter allen Bedingungen.

Die quasistatischen bruchmechanischen Versuche mit thermischer Alterung und Wasserstoffbeladung zeigten eine deutliche Synergie zwischen Wasserstoff- und Anlassversprödung. Denn es wurde eine grössere Verschiebung der Übergangstemperatur von duktilem zu sprödem Bruch (Ductile to Brittle Transition Temperature DBTT) festgestellt, als die Summe der Einzeleffekte hervorgerufen durch Wasserstoffaufladung oder stufenweise Abkühlung allein hätte erwarten lassen.

Sowohl die Bruch- als auch die SpRK-Versuche an bestrahlten Proben wurden 2022 wegen des Ausfalls der Prüfeinrichtung auf 2023 verschoben.

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

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

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

Der Schwerpunkt des Teilprojekts III liegt auf der EAF in druckbeaufschlagten hohlzylindrischen Proben aus rostfreiem Stahl (Stainless Steel SS) unter mechanischer und thermomechanischer Belastung in wasserstoffhaltigem Hochtemperaturwasser.

Im Jahr 2022 wurde die Konstruktion des EAF-Prüfsystems weiter verbessert, um eine genauere Online-Überwachung der EAF-Rissinitiierung und des nachfolgenden Risswachstums in Hohlkörpern zu ermöglichen. Eine Reihe von Versuchen wurden fortgesetzt, um den Einfluss der Probengeometrie (massiv gegenüber hohl) und der Abmessungen auf die Ermüdungs- und EAF-Lebensdauer von 316L SS in Luft bei Raumtemperatur und im wasserstoffhaltigen Hochtemperaturwasser bei 300°C zu untersuchen. Die bisherigen Ergebnisse zeigen signifikante Unterschiede, die bisher noch nicht vollständig verstanden sind.

Im Rahmen des INCEFA-SCALE-Projekts wurden in der ersten Phase ab Dezember 2021 die Auswirkungen von Belastungssequenzen untersucht, sowohl in der Luft- als auch in der Druckwasserreaktor-Umgebung.

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

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

den gesteuert durch die SpRK selbst und der Änderungsrate des grösser werdenden K_I -Feldes. Die Risswachstumsrate kann viel höher sein, als aufgrund der abgeleiteten Labordaten aus einem K_I -gesteuerten Risswachstumsversuch zu erwarten ist. Die genaue Kenntnis des Risswachstumsverhaltens bei niedrigem K_I ist für die Festlegung der Inspektionsintervalle im Zusammenhang mit der Qualifizierung von Prüfsystemen für die Wiederholungsprüfung von Bedeutung, da die Phase des Kurzrissswachstums einen grossen Teil der Bauteil-Lebensdauer abdeckt.

Zur Simulation des SpRK-Risswachstums mit hohen K_I Werten werden Proben mit grossen Abmessungen verwendet. Zu diesem Zweck wurden vier neue Stumpfnähte aus Alloy 182 und Alloy 82 jeweils im geschweissten Zustand und nach PWHT (620 °C/24 h) hergestellt. Die Proben für die Versuche mit hoher Spannungsintensität wurden bereits zugeschnitten und hergestellt. Die Ermüdungsrisse (pre-cracking) dieser Proben haben sich aufgrund von Problemen mit der Testeinrichtung leicht verzögert. Der Beginn der SpRK-Versuche wird auf den Spätsommer verschoben.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Trotz der Corona-Pandemie und verschiedener personeller Probleme wurden die meisten Projektziele und Meilensteine für die ersten beiden Projektjahre erreicht. Das Teilprojekt-I verzögert sich aufgrund der Schwierigkeiten mit der Besetzung der Postdoc-Stelle und die spezifische Aktivität erfordert eine Verlängerung um 18 Monate, eventuell im Rahmen des LEAD-II Nachfolgeprogramms. Das Projekt und die damit verbundenen internationalen Projekte INEFA-SCALE und FRACTESUS verlaufen planmässig und können über das Ende von LEAD-II hinaus fortgeführt werden.

Die Kernenergiegesetzgebung der Schweiz sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Somit basiert die Entscheidung für einen sicheren Betrieb der Kernanlagen primär auf tech-

nischen Erkenntnissen über den Zustand der Anlagen und deren Komponenten. In diesem Umfeld sind die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten sehr wichtig.

Die im Rahmen des Projekts LEAD gewonnenen Erkenntnisse sollen auch wesentlich dazu beitragen, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Die ausgewählten Themen sind auf die schweizerischen Bedürfnisse zugeschnitten und werden auch international als wichtige Erkenntnisse für einen sicheren Langzeitbetrieb angesehen. Die Expertise von PSI-Experten zu ausgewählten Fragestellungen, insbesondere zum Thema Risskorrosion wird immer wieder für die ENSI-Beurteilungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit berücksichtigt. Durch die gute Vernetzung des Projektes mit weiteren internationalen Forschungsprogrammen (INCEFA-SCALE, MEACTOS, FRACTESUS) ist sichergestellt, dass die Ergebnisse des LEAD-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden und sich die Programme sinnvoll ergänzen. Die Entwicklung von neuen SpRK- und Ermüdungs-Grenzkurven für 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, Wissenserhaltung und Vertiefung der theoretischen Grundlagen für den Langzeitbetrieb der Schweizer Kernkraftwerke. Es unterstützt weiterhin den Kompetenzerhalt im Bereich der mechanischen Prüfungen von radioaktiven Strukturmaterialien.

Ausblick

Wichtige Meilensteine für 2023 sind die ersten SpRK- und Langzeitkorrosionsversuche an kavitationsverfestigten Alloy 182-Proben im Rahmen von Teilprojekt I sowie die SpRK- und bruchmechanischen Versuche am bestrahlten RDB-Stahl im Hotlabor in Teilprojekt II. Der überwiegende Teil der Aktivitäten von LEAD-II kann wie ursprünglich geplant

bis zum Projektende im Jahr 2023 abgeschlossen werden.

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

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

Einleitung

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

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

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

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden zum einen die beschriebenen Teilprojekte finalisiert und zum anderen die Planung für ein Anschlussvorhaben konkretisiert. Während die Finalisierung gerade in den Teilprojekten 2 und 3 mit Beginn des Berichtsjahres bereits weitestgehend erreicht war, stand 2022 vor allem die Behandlung der Teilprojekte 1 und 4 im Vordergrund.

Teilprojekt 1 «NDE Modeling and Simulation»

Das Teilprojekt 1 umfasst zwei Themen: einerseits die Anwendung von Ultraschallmodellierungen zur Bewertung des Einflusses von Fehlermorphologie und Kornstruktur der Schweißnaht auf den Fehlernachweis, und andererseits die Fehlergrössenbestimmung. Detaillierte Untersuchungen und Vergleiche zwischen realen, betriebsbedingt entstandenen Rissen und den für ZfP-Qualifizierungen verwendeten im Labor erzeugten Rissen sollen eine bessere Bewertung von Leistungsnachweisen für ZfP-Prüftechnik erlauben.

Über Simulationen der Ultraschallausbreitung und der Wechselwirkung der Ultraschallwellen mit Fehlern mittels spezialisierter Modellierungssoftware kann der Einfluss von Fehlereigenschaften auf die Ultraschallantwort schnell und umfassend untersucht werden.

Über den Projektverlauf hinweg wurden von den beteiligten Organisationen Ultraschallinspektionen rechnerisch modelliert. Insbesondere wurden Ringversuche durchgeführt, welche die realistische Erfassung anisotroper Schweissverbindungen, verschiedener Fehlergeometrien und letztlich gesamter Inspektionsszenarien behandelten. Die grundlegende Fragestellung bestand in erster Linie darin, wie konsistent Simulationsergebnisse anhand vorab gegebener Beschreibungen der Prüfaufgabe sind. Insbesondere beinhaltet dies die Identifikation der essenziellen Simulations- bzw. Prüfparameter und die Sensitivitätsanalyse. Weiter sollte untersucht werden, welchen Einfluss die unterschiedlichen Ansätze zur Modellierung des anisotropen Schweissnahtgefüges auf die Simulationsergebnisse haben würden.

Im Berichtsjahr wurden die simulationsbasierten Versuche finalisiert und evaluiert. In einem Bericht des Pacific Northwestern National Laboratory (PNNL) wurden die Ergebnisse zusammenfassend dargestellt. Der Bericht wurde Ende 2022 öffentlich verfügbar gemacht.

Im Rahmen der beschriebenen Untersuchungen standen weniger Fragen der Modellvalidierung (also in welchem Masse die Modelle empirische Phänomene reproduzieren können) oder gar des relativen Vergleichs von Softwareprodukten im Vordergrund. Vielmehr wurde der Fokus auf die Untersuchung von Konsistenz gesetzt und die Empfindlichkeit gegenüber Benutzervariationen vertiefend behandelt. Gleichzeitig beinhaltet der Bericht auch einen ersten Vergleich zwischen Modellierungsergebnissen und empirischen Ergebnissen aus den offenen Versuchen des vorangegangenen Projektes PARENT. Primär bezogen sich die Betrachtungen auf das Softwarepaket CIVA; ergänzt wurden diese Betrachtungen durch

Ergebnisse der Finite-Elemente-Modellierung (FEM), welche von einzelnen der teilnehmenden Teams herangezogen wurde.

Hinsichtlich der Modellierung von Schweissnähten wurden verschiedene Ansätze implementiert und diese anschließend miteinander verglichen. Unter anderem dienten dem PNNL die mittels EBSD (**E**lectron **B**ackscatter **D**iffraction) erfassten Daten zur Kornstruktur und Kornorientierung in der Schweissnaht der PSI-Testkörper als Basis für ein virtuelles Schweissnaht-Modell.

Die Ergebnisse der in diesem Teilprojekt vorgenommenen Untersuchungen sind für die ZfP im Zuge kerntechnischer Sicherheit dahingehend von Nutzen, dass sie Aufschluss über den notwendigen Detaillierungsgrad bei der Erstellung von Modellierungs- und Simulationsprozessen geben. Des Weiteren wird hierdurch zu einer fundierten Basis für die Beurteilung und Akzeptanz technischer Begründungen auf Basis von Simulation beigetragen.

Teilprojekt 2 «Flaw Relevance Evaluation»

Für die objektive Untersuchung des Leistungsvermögens von ZfP-Verfahren allgemein sowie der Ultraschallprüfung im Speziellen bilden definierte bzw. bekannte und gleichzeitig realistische Repräsentationen von Schädigungsmechanismen eine wichtige Grundlage. Hierfür wird allgemein der Begriff **Testfehler** verwendet. Das Teilprojekt 2 befasste sich mit der Relevanz der im Projekt untersuchten Testfehler für die Prüfpraxis. Hierzu wurden die Unterschiede zwischen im Labor erzeugten und betriebsbedingt entstandenen Rissen untersucht und bewertet. Grundsätzlich beruht die Ultraschallprüfung auf der Reflexion an Fehlerflächen und Beugung an Rissspitzen. Hierbei spielt die Fehlermorphologie von Rissen eine entscheidende Rolle. Insbesondere bei Spannungskorrosionsrissen treten aufgrund von Rissverzweigung, rauer Oberflächen oder Pressung der Fehlerflächen sehr komplexe Fehlereigenschaften auf.

Über den Projektzeitraum hinweg wurden insbesondere durch den SVTI-N Ultraschallprüfungen an Testkörpern mit Spannungs-

korrosionsrissen durchgeführt, analysiert und interpretiert. Die Herstellung der Testkörper in der Schweiz erfolgte durch das PSI im Auftrag des ENSI. Die experimentellen Untersuchungen trugen darüber hinaus zur Referenz für die Modellierung im Teilprojekt 1 bei. Gleiches gilt für die Verwendung der Ergebnisse der vom PSI an den Testkörpern durchgeführten metallographischen Untersuchungen sowie für die EBSD-Untersuchungen am PNNL. Im Projekt wurden die Ultraschall-Testkörper seitens ENSI auch dem PNNL zur Verfügung gestellt, um daran Daten weiterer Ultraschallprüftechniken zu gewinnen. Diese Testkörper sind insofern einzigartig, da sie den Fehlermechanismus der Spannungsrissskorrosion real repräsentieren und gleichzeitig hoch präzise hergestellt werden können. So stellten diese im Projekt eine wichtige Referenz dar.

Teilprojekt 3 «Materials Degradation Monitoring»

Im Teilprojekt 3 werden anhand entsprechender Testkörper Methoden zur Ermittlung und Bewertung der thermischen Alterung austenitischer Gusskomponenten untersucht. Die Früherkennung der durch thermische Alterung bedingten Materialveränderungen im Stadium vor Rissentstehung stellt eine besondere Herausforderung für die ZfP dar.

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

Teilprojekt 4 «Probability of Detection Analysis»

Gegenstand des Teilprojekts 4 ist die probabilistische Bewertung des Leistungsvermögens von Ultraschallprüftechniken in der Praxis unter Anwendung sogenannter Probability-of-Detection (POD)-Analysen. Dieses erfolgte anhand ermittelter Auffindwahrscheinlichkeiten im Labor hergestellter sowie rechnerisch modellierter Risse. Erkenntnisse können Eingang in probabilis-

tische bruchmechanische Nachweise (Probabilistic Fracture Mechanics PFM) für die Bestimmung von Versagenswahrscheinlichkeiten (Probability of Failure POF) finden. Dabei werden die Unsicherheiten beim Fehler nachweis beziehungsweise bei der Fehlergrößenbestimmung berücksichtigt.

Wesentliche Aktivitäten im Teilprojekt 4 waren die Arbeiten zur Erhöhung der verfügbaren Testkörper- und Fehlerpopulation. Unter anderem wurde die Verknüpfung realer Daten mit modellierten Daten aus dem Teilprojekt 1 behandelt. Eine Besonderheit stellte der sogenannte «Virtual Round Robin» dar. Dabei handelt es sich grundsätzlich um einen Ringversuch im Sinne einer Blindstudie, welche die Auffindwahrscheinlichkeit von Rissen an austenitischen Schweissnähten untersucht. Einzigartig ist dabei, dass die von den Probanden auszuwertenden Datensätze künstlich erzeugt wurden. Möglich wird dies durch die Software der finnischen Projektpartner, welche reale Datensätze einliest, diese manipuliert und somit die Generierung einer quasi beliebigen Anzahl Testfehlerdatensätze erlaubt.

Insgesamt wurde hier ein Vorgehen im Sinne einer realistischeren Bewertung von Prüftechniken verfolgt. Dies betrifft die Minimierung von Effekten der in der Praxis meist sehr begrenzten Testfehleranzahl durch eine gezielte Kombination verschiedener Datenquellen (real, modelliert, manipuliert).

Im Projekt wurde eine ausführliche Anleitung zur Erstellung und Interpretation von POD-Kurven erstellt und in einem Bericht seitens PNNL publiziert. Des Weiteren wurden die Ergebnisse des «Virtual Round Robin» in einem Bericht der finnischen Projektpartnerin umfangreich dargestellt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Abgesehen von kleineren, durch die Corona-Pandemie bedingten Anpassungen wurde das Projekt weitestgehend wie im Projektplan vorgesehen umgesetzt. Die Ziele wurden aus Sicht des ENSI erreicht.

Das ENSI überprüft im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit die Instandhaltungskonzept-

te der Schweizer Kernkraftwerke für austenitische Schweissnähte und Mischnähte aus Nickellegierung. Dabei stehen auch das Leistungsvermögen der eingesetzten Prüftechnik und die Bewertung der Inspektionsintervalle im Fokus. Das ENSI berücksichtigt dafür die Erkenntnisse aus der Qualifizierung der verwendeten Prüfsysteme wie auch den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik, wie zum Beispiel die Erkenntnisse aus dem Projekt PARENT.

PIONIC liefert Informationen, die für die Aufsichtstätigkeit des ENSI relevant sind. Insbesondere wurde die Leistungsfähigkeit der rechnergestützten Simulation von Ultraschallprüfungen bearbeitet, welche zunehmend die Qualifizierung von Prüftechniken ergänzen. Statistisch abgesicherte Erkenntnisse über die Leistungsfähigkeit zerstörungsfreier Prüfsysteme unter komplexen Randbedingungen sind wesentlich für die Beurteilung von Wiederholungsprüfungen und Prüfprogrammen in kerntechnischen Anlagen. Probabilistische Nachweise werden derzeit noch nicht bei der Bewertung von Befunden aus zerstörungsfreien Prüfungen eingesetzt. International ist jedoch klar ein Trend hin zur Anwendung probabilistischer Nachweise zu erkennen. Eigene Expertise in diesem Bereich ist daher auch für das ENSI hoch relevant. Die Weiterentwicklung in der Prüftechnik sowie Algorithmen und insbesondere künstliche Intelligenz bedürfen in besonderem Masse einer wissenschaftlich fundierten Betrachtung. Auch können sich aus dem Langzeitbetrieb neue Anforderungen an die Leistungsfähigkeit der eingesetzten zerstörungsfreien Prüftechnik ergeben, unter anderem in Form einer Überlagerung mehrerer Alterungsmechanismen. Hier sollen durch das Anschlussprojekt PIONIC-II weitergehende Erkenntnisse gewonnen werden.

Ausblick

Während das Vorhaben PIONIC mit dem Berichtsjahr finalisiert wurde, wurde gleichzeitig die Planung des Anschlussvorhabens konkretisiert. Insbesondere fand hierfür ein Koordinationstreffen im Dezember bei der

U.S. Nuclear Regulatory Commission statt. Als voraussichtliche Themen wurden identifiziert:

1. Bereits in PIONIC ist insbesondere die potenzielle Anwendung maschinellen Lernens (Machine Learning) berührt worden. Hier bestehen bereits individuelle Ansätze bei einigen der Projektteilnehmenden. Die Zusammenführung dieser Ansätze, die exemplarische Durchführung von Konzepten des maschinellen Lernens im Hinblick auf die langfristige Erarbeitung einer guten Praxis wird als einer der Schwerpunkte der Forschungsarbeit im geplanten Anschlussvorhaben PIONIC-2 betrachtet.
2. Ebenso ergibt sich durch die aktuelle Weiterentwicklung der Ultraschallprüfung hin zu komplexen Array-Systemen und Algorithmen ein nutzbares und gleichzeitig auch zu evaluierendes Potenzial. Dementsprechend ist vorgesehen, dass moderne Ultraschallprüftechniken einen weiteren Projektschwerpunkt bilden werden.
3. Des Weiteren wird der dritte Schwerpunkt im Aspekt der langfristigen Zustandsüberwachung kerntechnischer Komponenten gesehen. Dies betrifft die Betrachtung neuer Herausforderungen im Hinblick auf die Alterungsmechanismen, welche die Lebensdauer von Reaktoren einschränken und durch herkömmliche ZfP möglicherweise nicht effizient erfasst werden. Insbesondere sei hier die Materialversprödung aufgrund von Strahlung oder thermischer Alterung genannt.

1.1.7 ZINC – Zinc Injection in Nuclear Power Plants to Mitigate Environmentally-Assisted Cracking of Structural Materials

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Daniel Reitz,
Rainer Ahlfänger
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Sicherheit und Lebensdauer von Druck- und Siedewasserreaktoren (DWR und SWR) werden massgeblich durch die Strukturinte-

grität des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Hauptkühlmittelleitungen bestimmt. Die Zugabe von Zink (Zn) in das Primärwasser hat sich als wirksames Mittel zur Absenkung der radioaktiven Kontamination in den Leitungen und damit zur Reduzierung der Ortsdosisleistungen an den Systemen und Komponenten herausgestellt. Darüber hinaus haben einige wenige Untersuchungen darauf hingewiesen, dass die Zn-Einspeisung auch einen positiven Effekt auf die Minimierung der Schädigung von Strukturmaterialien haben könnte. Die Wirksamkeit von Zn auf die Abschwächung der Spannungsrissskorrosion (SpRK) in Dampferzeugerrohren (Alloy 600, DWR) wurde in verschiedenen Studien gezeigt (Angell 1999; Norring & Engström 2008). Über den Einfluss der Zn-Zugabe auf das SpRK-Verhalten (insbesondere die Rissausbreitung) anderer Komponenten und Systeme in einem Kernkraftwerk ist jedoch sehr wenig bekannt. Des Weiteren ist der Wirkmechanismus von Zn auf die SpRK-Initiierung und -Ausbreitung für verschiedene Arten von Materialien nur unzureichend untersucht.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im dritten Projektjahr wurden die beschleunigten SpRK-Initiierungstests in SWR-Wasserstoffchemie (HWC) und DWR-Umgebungen abgeschlossen und mehrere Langzeit-Rissinitiierungs- und Risswachstumstests mit Kompaktspannungsproben (CT-Proben) durchgeführt. Daneben wurde

eine Testreihe zur Untersuchung des Repassivierungsverhaltens (sogenannte Kratztests) gestartet.

Die beschleunigten SpRK-Initiierungstests zeigten für Alloy 182 sowohl in SWR-HWC- und DWR-Umgebungen höhere Spannungsschwellen mit 40 ppb Zn. Dies bedeutet eine geringere Anfälligkeit für die Entstehung von SpRK und zeigt somit die positive Wirkung der Zn-Zugabe. Beim kaltverformtem rostfreien Edelstahl AISI 316L wurden ähnliche Tendenzen mit höheren Spannungsschwellen für die Zn-haltigen, verglichen mit den Zn-freien Umgebungsbedingungen beobachtet, wenn auch in etwas geringerem Ausmass.

Langzeit-Rissinitiierungs- und Risswachstumstests wurden mit Hilfe von CT-Proben des Schweissguts Alloy 182 durchgeführt. In der DWR-Umgebung stieg bei diesen der Schwellenwert des Spannungsintensitätsfaktors K_I zur Rissinitiierung bereits bei einem Zn-Gehalt von 15 ppb im Hochtemperaturwasser deutlich an und die Risswachstumsraten sanken um eine bis drei Größenordnungen. Unter SWR-HWC-Bedingungen ist das Ausmass des K_I -Anstiegs und des Risswachstumsraten-Rückgangs etwas geringer, aber immer noch sehr deutlich. Die Fähigkeit der Zn-Einspeisung zur Minderung der SpRK konnte bestätigt werden.

Ein weiterer Schwerpunkt im Jahr 2022 war die Charakterisierung der Oxidschichten. Die Proben aus Alloy 182 und kaltverformtem Edelstahl AISI 316L wurden etwa zwei Wochen lang unter SWR-HWC- und DWR-Bedingungen jeweils ohne und mit 15 bzw. 40 ppb Zn ausgelagert. Nach Zn-Zugabe wurde in beiden Umgebungen eine deutliche Abnahme der Oxidschichtdicke auf den Coupons beobachtet und die Schichten scheinen insgesamt kompakter zu sein. Des Weiteren konnte nachgewiesen werden, dass Zn in die innere Oxidschicht eingebaut wird (Abbildung 6). Die veränderte Morphologie und Zusammensetzung der Oxidschichten können eine Erklärung sein, weshalb die Zn-Einspeisung zu einem erhöhten Widerstand gegen die Initiierung von SpRK führt.

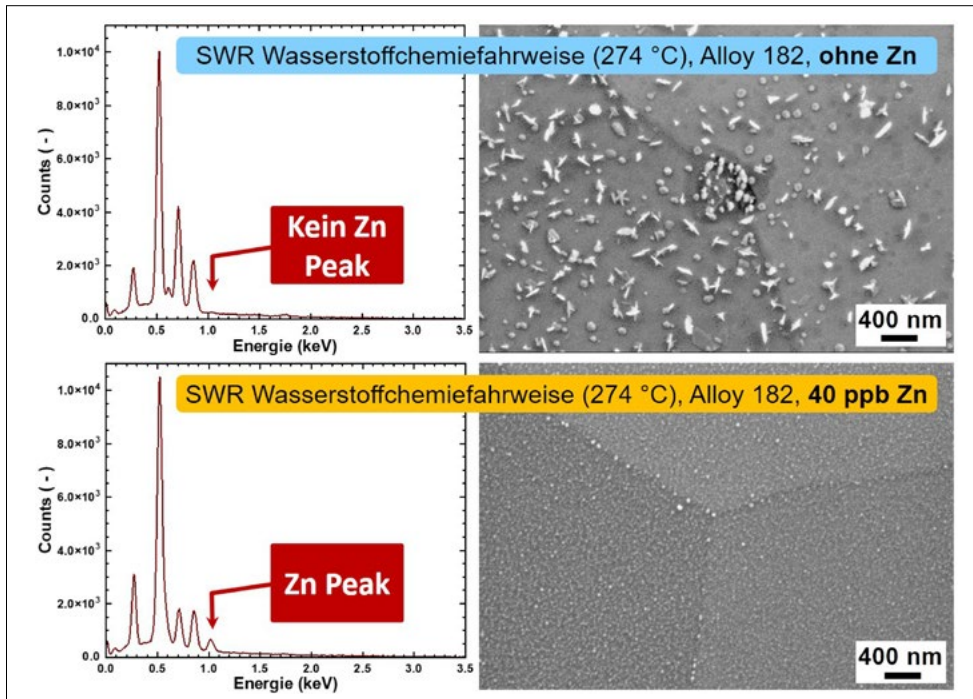


Abbildung 6: Die Analyse mittels energiedispersiver Röntgenspektroskopie (EDX) zeigt, dass Zn in die Oxidschicht eingebaut wird. Quelle: PSI.

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. Daher sind diese Arbeiten des PSI von grosser Relevanz, weil hiermit Ergebnisse zur Wirksamkeit der Zn-Einspeisung erarbeitet werden. Daneben trägt das Projekt auch dazu bei, Fachpersonen beim ENSI und am PSI auf dem Gebiet der Wasserchemie und der Alterungsüberwachung der Kernanlagen auszubilden und damit Fachkompetenzen zu erhalten.

Die Ergebnisse des Projektes können vom ENSI verschiedentlich für die Aufsichtsarbeit genutzt werden. Vor allem ist es möglich, den Einfluss der Zn-Einspeisung auf das SpRK-Verhalten verschiedener Legierungen zu quantifizieren. Dies ermöglicht eine gezieltere Altersüberwachung, die insbesondere für die Laufzeitverlängerung von Kernkraftwerken eine wichtige Rolle spielt. Da in Betrieb befindliche Schweizer Kernkraftwerke die Zn-Einspeisung nutzen, können die Projektergebnisse ausserdem mit der Be-

triebserfahrung der Kraftwerke verglichen und gegebenenfalls quantifiziert werden. In internationalen Gremien tätige ENSI-Mitarbeitende können die Erkenntnisse dort einbringen.

Ausblick

Der Abschlussbericht für das Projekt ist zu erstellen. Es sind aber auch weitere Tests erforderlich, insbesondere mit noch niedrigeren Zn-Konzentrationen, um die Minimierung der SpRK-Empfindlichkeit zu verifizieren und gegebenenfalls einen Schwellwert zu definieren. Die Zn-Konzentrationen im Reaktorwasser eines Kernkraftwerkes liegen normalerweise im Bereich von 5 bis 10 ppb. Ein Folgeprojekt ist deshalb in der Planungsphase.

Zitierte Literatur

- M.G. Angell, S.J. Allan and G.P. Airey: «The Effect of Primary Coolant Zinc Additions on the SCC Behaviour of Alloy 600 and 690», 9th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, TMS, 1999.
- K. Norring, J. Engström: «Initiation of SCC in Nickel Base Alloys in Primary PWR En-

vironment: Studies at Studsvik since Mid 1980s», Energy materials, 2008, 3(2), 113–118.

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

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

Einleitung

Mit der zunehmenden Betriebsdauer von Kernkraftwerken sind wichtige Sicherheitsnachweise unter Einbezug von Alterungsmechanismen zu bewerten. Darunter sind die Nachweise gegen Sprödbbruch des Reaktordruckbehälters (RDB) bei Notkühlscenarien mit Thermoschock (Pressurized Thermal Shock, PTS) sowie Leck-vor-Bruch-Nachweise (Leak-Before-Break, LBB) für drückführende 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, welches 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 wie-

derkehrenden 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 Project PROACTIV II am PSI, welches diesen Themen gewidmet ist. Es wurde Anfang 2022 gestartet und schliesst sich thematisch an das Vorgänger-Projekt PROACTIV an. PROACTIV II besteht wieder aus drei Teilprojekten (TP) und ist bis Ende 2024 geplant.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im TP I 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 limitiert ist in Bezug auf Probenanzahl und -grösse. Standardmässig wird die Bruchzähigkeit mit sogenannten IT-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 10 mm dicke Kerbschlagbiegeproben handelt. Unter Umständen sind auch wenige Bruchmechanikproben, die jedoch in der Regel kleiner sind als die Standardproben, vorhanden. Die relevante Werkstoffprüfnorm der American Society for Testing and Materials, ASTM E 1921, 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 Querdehnungsbegrenzung (Constraint) und der Einfluss von inhomogenen Materialeigenschaften. Der Schwerpunkt im TP I liegt darin, die Einflüs-

se der Probengrösse und jene der makroskopischen Inhomogenitäten zu separieren. Im aktuellen Berichtszeitraum wurden aus dem japanische Referenzqualitätsstahl (JRQ), der eine starke Inhomogenität der Zähigkeit aufweist, Zugproben und Kompaktzugproben (Compact Tension, C(T)) in drei verschiedenen Grössen hergestellt, nämlich 0,5T, 0,18T sowie 0,09T. Dabei wurden Proben an verschiedenen Positionen bezüglich der Plattendicke entnommen. Diese wurde nach den Vorgaben der Norm E1921 der ASTM getestet und die jeweilige Referenztemperatur T_0 nach dem Masterkurvenkonzept bestimmt. Zwischen den Zähigkeiten an der Plattenoberfläche und der Mitte zeigen sich aufgrund der Inhomogenitäten grosse Unterschiede. Erwartungsgemäss treten auch Unterschiede bei Verwendung unterschiedlicher Probengrössen auf.

Im TP II werden in speziell für PROACTIV entwickelten Testkörpern Thermoschockrisse erzeugt. Die Versuche dienen der experimentellen Validierung von numerischen Rissausbreitungsanalysen unter Verwendung der erweiterten Finite-Elemente-Methode (XFEM) einschliesslich des Rissstopps. 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 Rissspitzenbeanspruchungen 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 AB-AQUS implementiert.

Bei den Thermoschock-Experimenten handelt es sich um dickwandige Zylinder aus dem Molybdän-Vanadium-Stahl 17MoV8-4, in welchem durch Einspritzen von kaltem Wasser der Thermoschock initiiert wird. Vor-

her kann der Probekörper auf bis zu 300°C aufgeheizt werden. Die Sprödbuch-Übergangstemperatur wurde mit entsprechender Wärmebehandlung auf einen möglichst hohen Wert von ungefähr 235°C eingestellt, damit ein Sprödbuch ausgelöst werden kann. Für eine definierte Rissentstehung sind künstliche Schwachstellen in Form von vier axialen Kerben an der Innenwand des Zylinders eingebracht. Der Schwerpunkt der Arbeiten im Berichtszeitraum lag auf der Optimierung der Parameter für das experimentelle Setup. Einige Thermoschockexperimente konnten erfolgreich durchgeführt werden, inklusive Rissinitiierung, Risswachstum und Rissstopp.

Im TP III werden die Untersuchungen aus den Vorgängerprojekt zur Thematik probabilistischer Ansätze fortgeführt. Insbesondere wird dabei auch die Software xLPR (extremely Low Probability of Rupture), welche auch von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC genutzt wird, zur Anwendung kommen. xLPR ermöglicht die Anwendung probabilistischer Verfahren in Zusammenhang mit Leck-vor-Bruch-Analysen für Rohrleitungen. Die Software erfordert die Eingabe einer sehr grossen Anzahl von Parametern. Diese wurden so eingestellt, dass ein Referenzszenario, welches Bedingungen in einem Schweizer Kernkraftwerk entsprechen soll, möglichst realitätsnah nachgestellt wird. Als zweite Aufgabe werden mit den ermittelten Referenzparametern Sensitivitätsstudien durchgeführt zum Einfluss von Schweisseigenstressungen. Ziel ist, ein besseres, probabilistisches Verständnis des Einflusses von Schweisseigenstressungen auf die Anlagensicherheit zu entwickeln.

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 mit Hinblick auf den Langzeitbetrieb. Für den Langzeitbetrieb fordert das ENSI im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfun-

gen 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 entsprechenden 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 Auswerte-Methode IIA nach ENSI-B01 (Masterkurvenverfahren an bestrahltem Material) zu erweitern. Des Weiteren erhofft sich das ENSI, dass sich aus den Forschungsergebnissen weitere Erkenntnisse für die Aktualisierung der Richtlinie ENSI-B01 gewinnen lassen.

Für den Nachweis der Sprödbruchsicherheit werden PTS-Analysen geführt. Diese erfordern eine grosse Anzahl von Variantenrechnungen mit verschiedenen Risspostulaten (Position, Form, Ausrichtung). Mit der XFEM, die im TP II untersucht wird, lassen sich solche Variantenrechnungen effektiver gegenüber der klassischen FEM durchführen. Die XFEM wurde exemplarisch bereits von den Werken angewandt. Die Ergebnisse helfen 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, so dass Beanspruchungen mit der Rissverlängerung

abnehmen. Gleichzeitig steigt die Temperatur nach aussen an und die Versprödung nimmt wegen abnehmender Neutronenfluenzen ab. 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, weist jedoch auf zusätzliche Margen hin. Die Forschungsergebnisse aus dem TP II helfen, diese zusätzlichen Margen besser quantifizieren zu können.

Das Risiko eines Versagens der Hauptkühlmittelleitungen kann mittels Leck-vor-Bruch-Analysen (LBB) weitestgehend ausgeschlossen werden. Bei den herkömmlichen LBB-Nachweisen wird Spannungsrisskorrosion (SpRK) als Schädigungsmechanismus in der Regel ausgeklammert. Neuere Simulationen 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 Scheweisseigenspannungen führen international und national immer wieder zu Vorkommnissen. Beispiele sind der Befund am N5-Stutzen im Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) 2012, die Befunde an den Steigrohren der Strahlpumpen im KKL 2021 sowie diejenigen an der Dampferzeugertrennwand im Kernkraftwerk Gösgen (KKG) 2022. Dazu kommen die aktuellen Befunde in den französischen Anlagen (siehe Kapitel 2). Im KKL 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 TP III tragen dazu bei, die Mechanismen besser zu verstehen und den Sicherheitsgewinn solcher Massnahmen besser einschätzen zu können.

Ausblick

Aus experimentellen bruchmechanischen Versuchen mit unterschiedlichen Probegrössen konnten im TP I nach der Masterkurvenmethode Referenztemperaturen T_0 für den

verwendeten JRQ-Stahl ermittelt werden. Im kommenden Zeitraum wird verstärkt an einem besseren Verständnis der Bruchmechanismen gearbeitet werden, mit dem Ziel, den spannungsmechanischen Einfluss der Probengröße von den Einflüssen durch Materialinhomogenitäten zu separieren.

Im TP II soll der Schwerpunkt in 2023 auf der Weiterentwicklung und Validierung der numerischen Modelle unter Verwendung der XFEM-Methode liegen, nachdem die ersten Thermoschockexperimente erfolgreich durchgeführt worden sind.

Im TP III wurde die Zusammenstellung des Parametersatzes für eine Referenzsimulation erfolgreich abgeschlossen. Weiterhin konnten erste Simulationen mit literaturbasierten Schweißeseigenstress-Profilen durchgeführt werden. Im kommenden Jahr soll vor allem der Einfluss des Eigenstressprofils im Rahmen von Sensitivitätsstudien detaillierter untersucht werden, um ein vertiefteres, probabilistisches Verständnis dafür zu gewinnen.

In den letzten Jahren hat sich die Teilnahme des PSI an diversen Projekten der OECD-NEA sehr bewährt, welche vergleichende Rechnungen verschiedener Expertengruppen (Benchmarks) beinhalten. Das soll selbstverständlich im Rahmen von derzeit noch laufenden sowie neuen, thematisch zu PROACTIV II passenden Benchmarks fortgesetzt werden.

1.1.9 NEA SMILE – Studsvik Material Integrity Life Extension Project

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

ENSI-Projektbegleiter: Thomas Dorsch, Reiner Mailänder

Einleitung

In den letzten Jahren wurden zwei Siedewasserreaktoren (SWR, Oskarshamn 1 und 2) und ein Druckwasserreaktor (DWR, Ringhals 2) in Schweden stillgelegt. Diese befinden sich im Rückbau. Studsvik hat das Projekt NEA SMILE initiiert, mit dem Ziel, Betreiber von Leichtwasserreaktoren (LWR) und Auf-

sichtsbehörden weltweit beim Alterungsmanagement von Anlagen unterstützen. Durch die geplanten Untersuchungen an Material, welches realen Betriebsbedingungen ausgesetzt war, können zusätzliche Daten zum Werkstoffverhalten und ein mechanistisches Verständnis der Materialalterung gewonnen werden. Mit fundierten Kenntnissen sollen das Alterungsmanagement von Anlagen sowie die Prozesse beim Übergang zum Langzeitbetrieb und bei Erneuerung von Betriebsgenehmigungen unterstützt werden. Gleichzeitig bietet die Probennahme auch die Möglichkeit, die Ergebnisse der während des Betriebs durchgeführten zerstörungsfreien Prüfungen zu verifizieren.

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

Das Projekt gliedert sich in vier Teilprojekte. Das erste Teilprojekt umfasste die Datensammlung der zu untersuchenden Materialien, die Beschaffung der Proben, deren Einlagerung bei Studsvik inklusive einigen Standarduntersuchungen (Abbildung 7) 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 Schweißungen

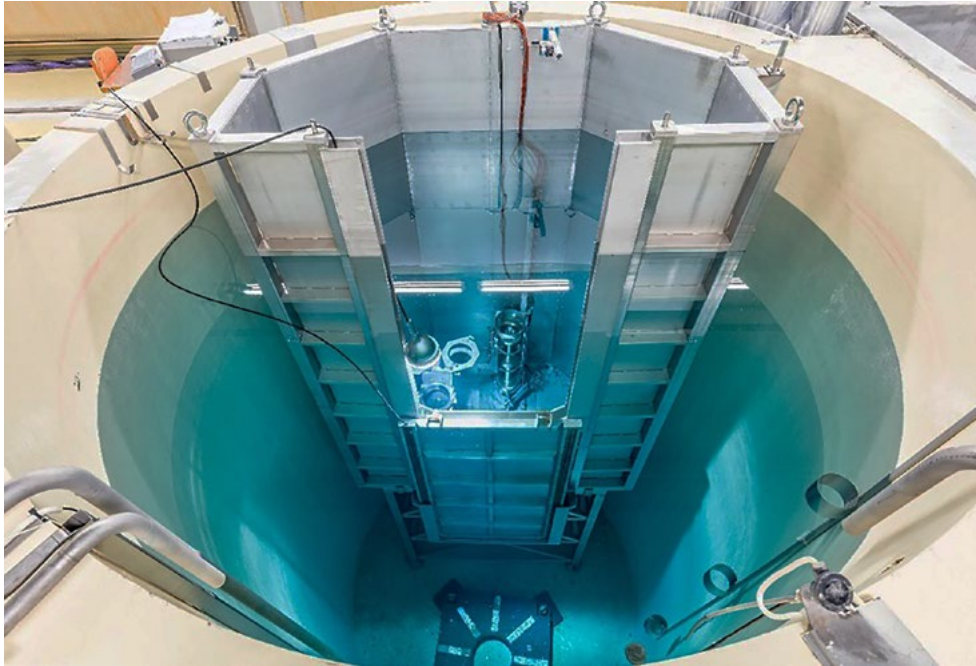


Abbildung 7: Die Proben von den schwedischen Kernkraftwerken werden in rund acht Meter tiefen Wasserbecken gelagert und zu Forschungszwecken bearbeitet. Das Bild zeigt einen Einsatz für ein solches Wasserbecken, innerhalb dessen Prüf- und Schneidevorgänge möglich sind. Quelle: Studsvik.

- Spannungsrisskorrosions- 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 Spannungsrisskorrosion 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 Spannungsrisskorrosion in SWR und DWR

- Beständigkeit gegen Primärwasser-Spannungsrisskorrosion und thermische Stabilität der Nickelbasislegierungen 690/152/52 im DWR
- Korrosionsermüdung bei niedrigen Zyklen unter SWR- und DWR-Umgebungsbedingungen sowie Ermüdungs- und Verschleissverhalten bei hohen Zyklen

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

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

Im Berichtsjahr 2022 konzentrierten sich die Arbeiten von Studsvik auf das Teilprojekt 1, also auf die Entnahme des im Zuge des Rückbaus der stillgelegten Reaktoren bereits zur Verfügung stehenden Probenmaterials. Darunter sind insbesondere Reaktor-

einbauten aus Oskarshamn 1 und 2, sowie Probenkapseln des RDB-Bestrahlungsüberwachungsprogramms aus Ringhals 2. Die Probenentnahme umfasst auch die Zusammenstellung der zugehörigen Dokumentation aus den Archiven und ihre Erfassung in einer Datenbank, die Berechnungen zur erreichten Neutronendosis und -aktivierung sowie die damit verbundenen Transporte aktivierter Materialien von den Anlagen in die Heisszellen-Laboratorien von Studsvik. Im Teilprojekt 2 geht es um die Untersuchung der Neutronenversprödung der RDB-Werkstoffe. Derzeit werden die Probenkapseln des Überwachungsprogramms für die RDB-Bestrahlung aus Ringhals 2 mittels sogenannten Charpy-Tests untersucht; das sind Kerbschlagbiegeversuche, mit denen die Zähigkeit von Werkstoffen charakterisiert wird. Die Untersuchung der Überwachungsproben aus Oskarshamn ist ab Mitte 2023 geplant.

Das Teilprojekt 3 befasst sich mit der Neutronenversprödung hochlegierter austenitischer Legierungen. In diesem werden gegenwärtig Proben des Kernmantels und anderer Kerneinbauten aus Oskarshamn 2 auf Veränderungen ihrer Gefügestruktur und weiterer mechanisch-technologischer Eigenschaften untersucht. Zur Untersuchung des Einflusses der Neutronenversprödung auf die Empfindlichkeit gegen Spannungsrisskorrosion werden die ersten Risswachstumsversuche unter simulierten SWR-/DWR-Bedingungen durchgeführt.

Das Teilprojekt 4 widmet sich den Eigenschaften hochlegierter austenitischer Legierungen ohne Strahlungseinfluss. Hier werden derzeit die Vorbereitungen zur Probenahme von sogenannten Mischnähten getroffen, die während des Anlagenbetriebs mit dem Mechanical Stress Improvement Process (MSIP) behandelt wurden. Dieses Verfahren dient dem Schutz vor der Initiierung von Spannungsrisskorrosion, indem die Mischnähte mittels mechanischer Klammern zur Umlagerung des Eigenspannungszustandes komprimiert werden.

Darüber hinaus wurden Koordinations- und Vorbereitungsarbeiten durchgeführt, insbe-

sondere um in Absprache mit allen Teilnehmern technische Details der geplanten Tests festzulegen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt NEA SMILE 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 beiden 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. Die ausgewählten Themen sind auf die schweizerischen Bedürfnisse zugeschnitten und werden auch international als wichtige Erkenntnisse für einen sicheren Langzeitbetrieb angesehen.

Ausblick

Das dritte Projektjahr ist vorgesehen für die Entnahme weiterer Materialproben aus den stillgelegten Reaktoren, die Fertigung der Proben und Durchführung der diversen Werkstoffprüfungen (Kerbschlagbiegever-

suche, Zugversuche, Bruchzähigkeitsbestimmungen etc.) sowie der Durchführung der Risswachstumsversuche unter simulierten SWR- und DWR-Bedingungen.

1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Nuclear Energy Agency NEA koordiniert, die zur Organisation for Economic Co-operation and Development OECD gehört. Sie fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle in Kernkraftwerken sowie über Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, in die systematisch Schadensfälle und Ereignisse aus den teilnehmenden Staaten eingegeben werden. Die Daten werden anschließend ausgewertet mit dem Ziel, auf der Basis einer grösseren Anzahl von Fällen Hinweise auf Ursachen und Häufigkeiten von Schäden bzw. Störfällen zu erhalten. Ein Zusammenschluss auf internationaler Basis ist dazu notwendig, weil die relevanten Ereignisse und Schäden in Kernkraftwerken selten sind.

1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Daniel Reitz

Einleitung

Das CODAP-Projekt der OECD-NEA ist ein Datenbankprojekt zu alterungsbedingten Schäden an mechanischen Ausrüstungen von Kernkraftwerken. Es besteht aus einer Datensammlung, die Auswertungen der gesammelten Schadenserfahrungen bezüglich mechanischer Komponenten enthält. Am Projekt sind folgende Mitgliedsländer beteiligt: Kanada, Taiwan, Tschechien, Frankreich, Finnland, Niederlande, Deutschland, Japan, Südkorea, Slowakei, Spanien, Schweiz, Vereinigte Arabische Emirate und USA.

Das Projekt betrachtet die mechanischen Ausrüstungen der druckführenden Umschliessung bei sicherheitstechnisch klassierten Systemen in Kernkraftwerken. Un-

klassierte 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;
- Zusammenfassende Berichte zu den Schädigungsmechanismen zu erstellen.

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

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 2022 lag der nationale Schwerpunkt des Projektes weiterhin auf der Sammlung, Kontrolle und Freigabe von Datensätzen zu Vorkommnissen. Es fanden ein virtuelles und ein hybrides Projekttreffen statt.

Daneben wurde der sechste Erfahrungsbericht mit dem Titel «A Review of the «Post-1998» Experience with Thermal Fatigue in Heavy Water and Light Water Reactor Piping Components» veröffentlicht. Die Arbeiten

am siebten Erfahrungsbericht «A review of operating experience involving passive component material degradation in periods of extended/long term operation» wurden bereits im Jahr 2021 abgeschlossen. Nach einer längeren Verzögerung steht dieser Bericht nun kurz vor der Veröffentlichung.

Inhaltlich wurde eine Auswertung zu alterungsbedingten Vorkommnissen an passiven mechanischen Komponenten während des Langzeitbetriebes (Betriebsdauer grösser als 40 Jahre) von Kernkraftwerken durchgeführt. Dabei wurde beispielsweise festgestellt, dass die zunehmende Neutronenversprödung der Reaktoreinbauten einen wesentlichen Degradationsmechanismus im Langzeitbetrieb darstellt. Kaum Unterschiede in der Zahl der Vorkommnisse bei jüngeren Anlagen im Vergleich zu Anlagen im Langzeitbetrieb gibt es hingegen bei der Materialermüdung, die zum Beispiel auf hochzyklische, niederzyklische oder thermische Beanspruchung zurückführbar ist. Auch konnte ein Rückgang von Vorkommnissen, verursacht durch Spannungsrisskorrosion bei Anlagen im Langzeitbetrieb, verglichen mit den ersten 25 Betriebsjahren festgestellt werden.

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

■ Risikoinformierte Anwendungen in der Instandhaltung

Bei der Beurteilung von meldepflichtigen Schäden trägt das Projekt dazu bei, die Ursachenuntersuchungen und die Folge-massnahmen der Betreiber zu bewerten. Ein wichtiger Nebenaspekt beim Projekt CODAP ist der damit mögliche Wissens- und Erfahrungstransfer an die nachfolgende Generation von Nuklearingenieuren, so dass das Wissen aus früheren Vorkommnissen nicht durch den Personalwechsel verloren geht. Das Projekt ist eine kontinuierliche Tätigkeit, welche für die Schweizer Kernkraftwerke plangemäss entsprechend der Vereinbarung mit der OECD Nuclear Energy Agency für die Phase 4 (2021–2023) durchgeführt wird.

Ausblick

Der Fokus liegt unverändert auf der Erfassung und Pflege von Vorkommnisdaten. Daneben soll mit der Erarbeitung eines achten Erfahrungsberichtes begonnen werden. Dieser Bericht wird sich mit der Integrität von Feuerlöschleitungen in den Kernanlagen befassen. Das ENSI setzt sich zudem für eine Verlängerung der Arbeiten über das Jahr 2023 hinaus ein.

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

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das ICDE-Projekt wird seit 1998 unter der Federführung der OECD Nuclear Energy Agency (NEA) betrieben. Das übergeordnete Ziel dieses 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 auf Grund einer gemeinsamen Ursache auftreten. Im Projekt werden Daten zu CCF-Ereignissen von verschiedenen Komponententypen in einer Datenbank gesammelt, ausgewertet und die Erkenntnisse in

Projektberichten veröffentlicht. Neben der Schweiz beteiligen sich zurzeit neun weitere Länder, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben wird. Ende 2022 wurde die Phase VIII des ICDE-Projektes abgeschlossen. Die Phase IX beginnt Anfang 2023 und dauert bis Ende 2026.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2022 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

■ **Datenerfassung:** Die Datenbank enthält 2100 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen (Stand: September 2022). Seit Anfang der Phase VIII des Projektes (Januar 2019) hat sich die Anzahl Datensätze in der Datenbank um ca. 14% erhöht.

■ **Komponentenberichte:** Zu jedem betrachteten Komponententyp wird im Rahmen des ICDE-Projektes ein sogenannter Komponentenbericht erstellt. Auf Grund der im Projekt gesammelten Daten werden darin zum Beispiel die häufigste identifizierte Fehlerart oder die wesentlichen Fehlermechanismen von CCF dargelegt. Um die Aktualität der Komponentenberichte sicherzustellen, werden diese regelmässig überarbeitet. Im Berichtsjahr wurde eine Neufassung des Komponentenberichts zu Batterien fertiggestellt. Dabei stellte sich heraus, dass etwa 76% der CCF-Ereignisse mit Batterien eine Latenzzeit von mehr als einem Vierteljahr hatten, was auf ein zu kurzes Prüfintervall oder unzureichende Prüfverfahren hinweisen könnte. Der Bericht soll anschliessend von der NEA veröffentlicht werden.

■ **Berichte zu definierten Themen (so genannte «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 Si-

cherheitskultur (Safety Culture) hinsichtlich CCF-Ereignissen ist in Bearbeitung. Ferner wurde ein zusammenfassender Bericht zur Phase VIII des ICDE-Projektes erstellt. Dieser wird demnächst veröffentlicht.

Die Betreiber der Schweizer KKW wurden vom ENSI aufgefordert, basierend auf den ICDE-Komponentenberichten zu überprüfen, ob ihre Vorsorgemassnahmen gegen CCF adäquat sind. Aus den entsprechenden Analysen ergaben sich keine Folgemassnahmen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die am Ende der Phase VII für Phase VIII (2019 bis 2022) vorgesehenen Arbeiten konnten wie geplant durchgeführt werden. Insbesondere wurden zahlreiche «topical reports» zu ausgewählten Themen verfasst. Zusätzlich wurden verschiedene Komponentenberichte aktualisiert. Zwischen den teilnehmenden Ländern erfolgte ein aktiver Datenaustausch zu CCF-Ereignissen. Aus Sicht des ENSI wurden damit die Projektziele erreicht.

Das ICDE-Projekt hat, aufgrund des hohen Schadenspotentials von CCF-Ereignissen, 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 – zu reduzieren. Die ausgewerteten Ereignisse fliessen zudem in die Behandlung von CCF in den probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) ein.

Ausblick

Im Jahr 2023 ist geplant, mit der Überarbeitung der Komponentenberichte zu **Umluftventilatoren** und zu **Frischdampfsicherheitsventilen** zu beginnen. Am Anfang der Phase IX wird der Schwerpunkt auf das Thema «Sicherheitskultur hinsichtlich CCF-Ereignissen» gelegt.

1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange

Auftragnehmer: OECD-NEA

ENSI-Projektbegleiter: Dominik Hermann

Einleitung

Das Ziel des Projektes NEA FIRE ist die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der teilnehmenden NEA-Mitgliedsstaaten. Das Projekt soll dazu beitragen, die Ursachen, die Ausbreitung und die Auswirkungen von Bränden besser zu verstehen. Es ist zudem darauf ausgerichtet, die Brandverhütung weiter zu optimieren und die phänomenologische und statistische Basis für Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) von Kernkraftwerken zu verbessern. Die in NEA FIRE entwickelte Datenbank steht denjenigen Staaten zur Verfügung, die Daten beisteuern. Derzeit sind dies Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Japan, Kanada, Niederlande, Schweden, Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien und die USA.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Anfang 2020 begann die sechste Phase des Projekts, die bis Ende 2022 lief. Viele Arbeiten, deren Umsetzung in den letzten Jahren durch Massnahmen zum Infektionsschutz behindert worden war, konnten fortgeführt werden. Zur weiteren Gestaltung der Datenbank wird erwogen, wie mit Ereignissen, für welche mehrfache Grundursachen angegeben sind, umzugehen ist.

Die Entwurfsarbeiten am Themenbericht zur Organisation, Stärke und Ausstattung der Betriebsfeuerwehren an Kernkraftwerken wurden fortgesetzt. Ein weiterer Themenbericht zu Anforderungen an Brandschutzbarrieren liegt als weit fortgeschrittener Entwurf vor.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

In der Schweiz unterhalten alle Betreiber der 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 Informationsaustausch stattfinden kann. Auch konnte aus den in der Datenbank dokumentierten Ereignissen bereits vielfach Nutzen gezogen werden, zum Beispiel bei der Prüfung der Realitätsnähe von Annahmen zu Brandszenarien in Sicherheitsnachweisen.

Erkenntnisse des Projekts NEA FIRE hatten vor einigen Jahren zur Durchführung von Versuchen zu hochenergetischen Lichtbögen an Schaltanlagen im Rahmen des Projekts NEA HEAF (High Energy Arcing Fault Events) geführt. Es zeigte sich, dass eine entscheidende Einflussgrösse für die Zerstörungskraft von Lichtbögen die Gegenwart von Aluminium in stromführenden Teilen der betroffenen Komponente ist. Daraufhin wurden auf Anordnung des ENSI in den Schweizer KKW mit Leistungsbetrieb die sicherheitsrelevanten Anlageteile auf gefährdende Aluminiumteile in Schaltanlagen geprüft und keine solchen gefunden.

Zusammengefasst wurden in der sechsten Projektphase substantielle Fortschritte an den Themenberichten zu Organisation, Stärke und Ausstattung der Betriebsfeuerwehren an Kernkraftwerken und zu den Anforderungen an Brandschutzbarrieren erzielt. Ein früher fertiggestellter Themenbericht zum Brandschutz wurde von der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC veröffentlicht (NUREG/IA-0519). Auch konnten einzelne Verbesserungen der Datenbank umgesetzt werden.

Ausblick

Die Daten zu neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank soweit möglich durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden. Es soll festgelegt werden, wie Berichte zu Brandereignissen in Kernanlagen, welche nominell noch nicht zur Daten-

bank beitragen, wie Forschungsreaktoren oder Kernkraftwerke im Rückbau, systematisch unter den Teilnehmerländern weitergegeben werden können. Auch besteht Interesse, die Nützlichkeit der Erkenntnisse aus der Datenbank bei Entwurf und Betrieb neuartiger modularer Reaktoren (Small Modular Reaktor, SMR) zu prüfen.

Zitierte Literatur

■ NUREG/IA-0519, Rev. 1, September 2020: Survey of Member Countries' Nuclear Power Plant Fire Protection Regulations by the OECD Nuclear Energy Agency (NEA) Fire Incidents Records Exchange (FIRE) Database Project – Topical Report No. 2. Abrufbar im Internet unter: <https://www.nrc.gov/docs/ML2025/ML20258A177.pdf>

1.3 Externe Ereignisse

Neben Schäden, die durch Ereignisse innerhalb eines Kernkraftwerks entstehen können, berücksichtigen die Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke auch Ereignisse, die eine Anlage von aussen treffen können. Ein Schwerpunkt der Forschung liegt bei Erdbeben, da diese Gefährdung gemäss probabilistischen Sicherheitsanalysen den grössten Risikobeitrag für die Schweizer Kernkraftwerke liefert. Die beschriebenen Projekte beschäftigen sich sowohl mit geologischen Aspekten als auch mit den Auswirkungen von Erschütterungen auf Kernanlagen. Daneben unterstützt das ENSI Arbeiten zum Thema Flugzeugabsturz.

1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Projektorganisation: VTT Technical Research Centre (Finnland)

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (Bochum, Deutschland), Basler & Hofmann AG, Ingenieure, Planer und Berater (Zürich)
ENSI-Projektbegleiter: Sara Ghadimi, Christian Schneeberger

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die 2019 gestartete vierte Phase des Forschungsprojekts IMPACT (Impact of an aircraft against a structure), mit dem Zusatz NEREID «NEw Research Effort in the Impact Domain) wird vom VTT Technical Research Centre (Finnland) organisiert und läuft voraussichtlich bis 2025. VTT und die finnische Aufsichtsbehörde STUK lancierten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I (2006–2008), IMPACT II (2009–2011) und IMPACT III (2012–2018) schlossen sich auch ausländische Partner an.

Forschungsgegenstand ist das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie bei einem Flugzeugabsturz auftreten. Die Schwerpunkte der vierten Projektphase bestehen in der Durchführung von Versuchen in grösserem Massstab mit dementsprechend grösseren und dickeren Stahlbetonplatten, Versuchen mit schieferem Projektilanprall und Versuchen mit randnahen Belastungen. Um die geometrisch skalierten Versuche an grösseren Platten durchführen zu können, hat VTT eine neue Versuchsanlage geplant, die 2023 errichtet werden soll. In einer übergeordneten Testmatrix sind diese Untersuchungsinhalte den drei in den vorherigen Projektphasen durchgeführten Versuchstypen zugeordnet: Durchstanzversuche mit Hartgeschossen, Versuche an biegeweichen Platten mit verformbaren Projektilen und Versuche an Platten mit kombiniertem Biege- und Durchstanzverhalten.

Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner

(SPI) und Basler & Hofmann (B&H) an diesem Projekt. Bei IMPACT IV – NEREID arbeiten 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. Die kanadische Aufsichtsbehörde trat dem Projekt im Jahr 2022 bei.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2021 wurden die Versuchsreihen, die mit der bestehenden Versuchsanlage durchgeführt werden konnten, zum Abschluss gebracht. Danach folgte die Demontage der alten Versuchseinrichtung sowie die Planung und die Bestellung der Bestandteile der neuen vergrösserten Versuchseinrichtung im Berichtsjahr.

Der Test zur Untersuchung des Tragverhaltens von Stahlbetonplatten bei einem Projektilaufprall in der Nähe von unterstützenden Wänden (Near Edge Impact Test NEX1) erfolgte im November 2021. Dies ermöglichte die Durchführung der Kalibrierung und Nachrechnung dieses Versuchs im Jahr 2022. Darüber hinaus wurden die geometrischen Parameter des ersten geometrisch skalierten Tests mit kombiniertem Biege- und Durchstanztragverhalten (GSX1) einschliesslich der gewählten Bewehrungsdurchmesser und -abstände sowie der zu verwendende Projektil-Typ durch numerische Simulationen untersucht.

Der Untersuchungsgegenstand des Tests NEX1 ist das Tragverhalten von Platten, die Stossbelastungen in der Nähe von unterstützenden Wänden ausgesetzt sind. In der im Jahr 2021 durchgeführten Blindprognose des Versuchskörpers konnte das Gesamtergebnis des Tests – keine Perforation, Abplatzungen an der Vorderseite und Risse an der Rückseite der Platte – korrekt vorhergesagt werden. Nach der Durchführung des Tests wurde das Berechnungsmodell weiter verbessert, und die Berechnung wurde mit den

versuchstechnisch bestimmten Materialparametern und den realisierten Aufprallbedingungen hinsichtlich Projektilgeschwindigkeit und Auftreffort wiederholt. Die in der Nachrechnung berechneten Verschiebungen in der Plattenmitte verbesserten sich im Vergleich zur Blindprognose.

Das ENSI hat im Berichtsjahr für den ersten geometrisch skalierten Versuch mit kombiniertem Biege- und Durchstanztragverhalten (GSX1) an einer grösseren Platte mit Spannweiten von 3,5 m (entspricht einem Skalierungsfaktor von 1,75) weitere rechnerische Simulationen durchgeführt. Das ENSI untersuchte für diesen Test drei Varianten mit zwei Projektil-Optionen numerisch. Diese Untersuchung bildete die Grundlage für die Entscheidung der Projektpartner über den definitiven Versuchsaufbau während der Projektsitzung im November 2022.

An den insgesamt zwei Projekttreffen im Juni und November nahm das ENSI zusammen mit seinen 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 erfolgreich durch. Das Testprogramm enthielt Versuche mit dickeren Stahlbetonplatten, Versuche mit schieferm Projektilanprall, Versuche mit randnahen Belastungen, sowie Tests zur Untersuchung des Einflusses von Übergreifungsstössen. Die realisierten Experimente der vierten Projektphase lieferten wertvolle Ergänzungen zu der in der vorherigen Projektphase (IMPACT I–III) durchgeführten Forschung.

Das ursprüngliche Projektziel, im Jahr 2021 die neue Versuchseinrichtung für die Tests mit grösseren Spannweiten zu realisieren, hat sich wegen der Corona-Pandemie sowie der Teilvermietung der VTT-Anlage an eine andere Firma weiter verzögert. Die Planung

und die Installation der neuen Versuchseinrichtung wurde aber bereits begonnen.

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

Ausblick

Nach der Demontage der alten Versuchseinrichtung im Jahr 2022 wird die neue Versuchseinrichtung installiert. Sie kann nach Abschluss einer Testphase in Betrieb genommen werden, so dass die ersten Versuche mit grösserer Spannweite erst Ende 2023 durchgeführt werden können. Das ENSI rechnet deshalb mit weiteren Verzögerungen, und das Projekt wird voraussichtlich im Jahr 2025 abgeschlossen.

Die für die geometrisch skalierten Versuche geplante neue Anlage muss neben dem Umgang mit grösseren Versuchsobjekten

darauf ausgelegt werden, massstabsgerecht grössere und schwerere Projektile auf mindestens die gleichen Geschwindigkeiten wie in den bisherigen Tests beschleunigen zu können. Gemäss der in Abbildung 8 wiedergegebenen Planung können damit Platten mit bis zu 3,5m Spannweite getestet werden.

1.3.2 NEA IRIS Phase 3 – Erschütterungsweiterleitung von Stahlbetonstrukturen bei Anpralllasten

Projektorganisation: Nuclear Energy

Agency der OECD (OECD-NEA)

Auftragnehmer: Stangenberg und

Partner Ingenieur-GmbH (Bochum,

Deutschland), Principia Ingenieros

Consultores (Madrid, Spanien)

und Basler & Hofmann AG, Ingenieure,

Planer und Berater (Zürich)

ENSI-Projektbegleiter: Sara Ghadimi,

Christian Schneeberger

Einleitung

Die Phase 3 des Projekts IRIS (Improving Robustness Assessment of Structures Impacted by a Large Missile at Medium Velocity) geht von Testkörpern aus, die stossartigen Einwirkungen ausgesetzt sind, vergleichbar mit den Lasten infolge eines Flugzeugabsturzes. Untersucht wird die Übertragung von dadurch induzierten Erschütterungen auf die Decken und Wände ausserhalb des Aufprallbereichs. Anhand der in den Versuchen gewonnenen Daten werden die Berechnungsmethoden validiert und weiterentwickelt.

Das ENSI ist im Organisationskomitee vertreten und beteiligt sich zusammen mit den Bauexperten von Stangenberg und Partner (SPI) – mit Unterstützung von Principia Ingenieros Consultores – als Team 1 und gemeinsam mit Basler & Hofmann (B&H) als Team 2 an diesem Projekt. Dieses ist als so genannter Benchmark angelegt, besteht also aus Versuchen und vergleichenden Berechnungen von Expertengruppen.

In der bereits im Juni 2017 mit einem Workshop in Paris abgeschlossenen Projektphase A wurden Nachrechnungen eines Tests zu induzierten Erschütterungen des Projekts

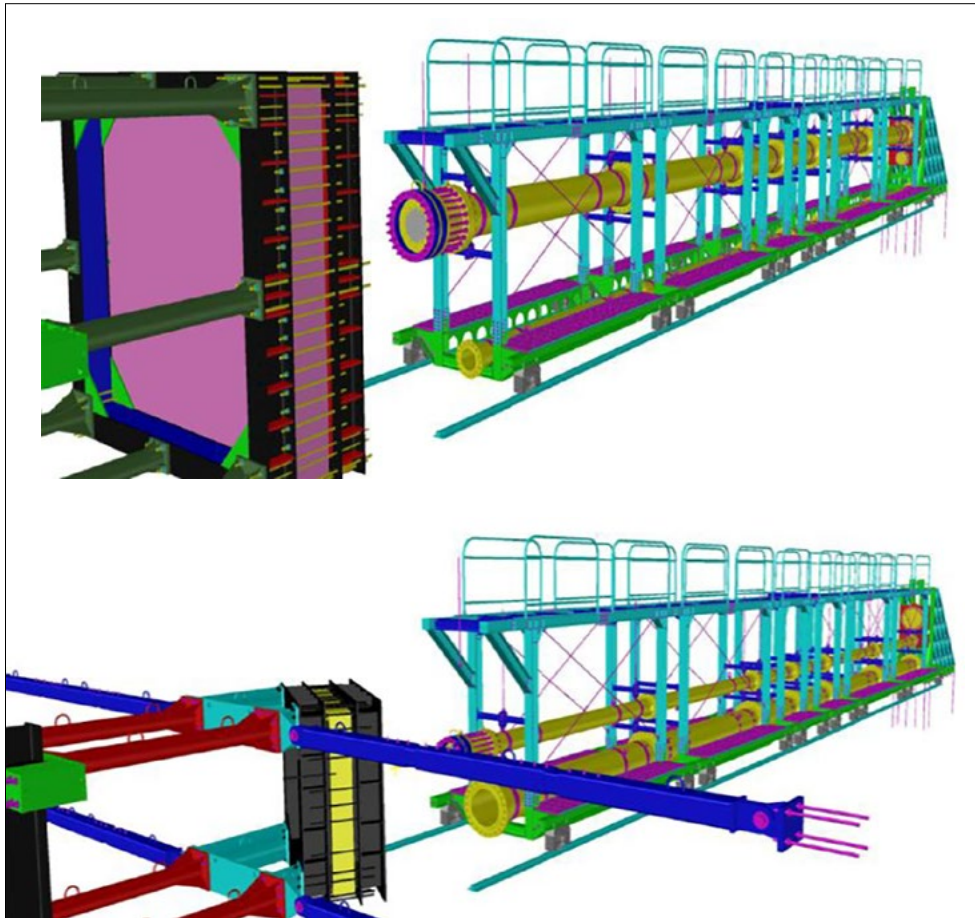


Abbildung 8:
IMPACT IV – NEREID,
Ansichten der neuen
Versuchsanlage
(Planungsstand
12/2022) mit grossem
(oben) und geneig-
tem Rahmen (unten).
Quelle: VTT

IMPACT III sowie blinde Vorausberechnungen der Tests an einem für die Phase 3 des Projekts IRIS eigens hergestellten Versuchskörper durchgeführt. Nach Bekanntgabe der Versuchsergebnisse aus den Tests mit Aufprall von verformbaren Projektilen wurden von den Benchmark-Teilnehmern in der Projektphase B zum Vergleich mit den Testresultaten Kalibrierungsberechnungen durchgeführt. Deren Ergebnisse wurden den Organisatoren im März 2019 zugestellt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Abschluss-Workshop zur Vorstellung der Berechnungsergebnisse durch die Benchmark-Teilnehmer wurde im Februar 2022 als Online-Veranstaltung durchgeführt, bei der die ENSI-Teams ihre Ergebnisse präsentierten. Der Abschlussbericht durch die Organisatoren wurde fertiggestellt. Als wissenschaftliche Berater wirkten auch Exper-

ten von SPI und B&H an der Prüfung des Abschlussberichts mit.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

In der Phase 3 des Projekts IRIS wurden Erschütterungen eines Bauwerks untersucht, die bei stossartiger Belastung durch einen Flugkörper entstehen. Die erfolgreich umgesetzte Phase 3 des Projekts IRIS stellte eine wertvolle Ergänzung zu der im Rahmen von IMPACT III durchgeführten Versuchsserie zur Erschütterungsweiterleitung und Dämpfung dar. Von Vorteil war hierbei, dass im Rahmen des Benchmark-Projekts IRIS aufgrund der hohen Teilnehmeranzahl von 20 Teams im Vergleich zu IMPACT III eine deutlich grössere Bandbreite von Simulationsmodellen und Berechnungsmethoden zum Einsatz gelangte und damit tieferegehende Erkenntnisse erzielbar waren. Auf Basis der umfangreichen Messergebnisse aus

der Gesamtheit der Versuche liessen sich die Vorhersagemodelle zur Ermittlung der Einwirkungen auf anlagentechnische Sekundärstrukturen innerhalb der Gebäude der Kernanlagen weiter verbessern. Darauf können das ENSI und seine Experten bei ihren eigenen Berechnungen zu den Schweizer Kernanlagen zurückgreifen.

Die Abwicklung des Projekts war ursprünglich für die Jahre 2014 und 2015 vorgesehen. In diesem Zeitraum konnte jedoch nur die Planung des Versuchsaufbaus und des Benchmark-Programms durchgeführt werden. Zudem verzögerte sich das Projekt gegenüber den ursprünglich geplanten Projektterminen – auch aufgrund von Bitten der Benchmark-Teilnehmer nach verlängerten Abgabefristen – weiter. Die Ergebnisse der Projektphase B wurden den Organisatoren im März 2019 zugestellt. Der Schlussworkshop wurde zudem wegen der Corona-Pandemie verschoben. Das Projekt ist im Jahr 2022 mit einem produktiven Schlussworkshop abgeschlossen worden.

Ausblick

Der Abschlussbericht soll bald auf der Website der NEA veröffentlicht werden. Eine weitere vierte Projektphase ist noch nicht definitiv geplant.

1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

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

Einleitung

Der Schweizerische Erdbebendienst (SED) ist die Fachstelle des Bundes für Erdbeben. Er ist für die Erdbebenüberwachung und die Erstellung der seismischen Gefährdungsanalyse der Schweiz zuständig. Zudem ist der SED aktiv in Forschung und Lehre tätig. Die Forschenden des SED beschäftigen sich auch mit aufsichtsgerichteten erdbebenspezifischen Forschungsthemen und der dazu

gehörenden Datenaufarbeitung. Übergeordnete Ziele der Forschungszusammenarbeit zwischen ENSI und SED sind der Erhalt und die Erweiterung von fach- und standortspezifischem Wissen sowie das Verfolgen neuer Erkenntnisse in der nationalen und internationalen Erdbebenforschung. Die für das Projekt etablierte Gruppe der Forschenden steht ausserdem für die Erarbeitung erdbebenrelevanter Teile von ENSI-Richtlinien und Dokumenten internationaler Organisationen (IAEA, NEA) zur Verfügung. Die 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 Untergrundanlagen für geologische Tiefenlager. Der Schwerpunkt der Forschung liegt bei der Verbesserung der regionalen und lokalen Erdbebengefährdungs-Analyse. Dabei geht es um folgende Themen:

1. Eine umfassende Beschreibung der Abminderung der seismischen Energie mit zunehmender Distanz zum Erdbebenherd und der Erdbebenskalierung;
2. Das Verständnis der Phänomene der seismischen Wellenausbreitung in heterogenen, nicht-linearen Medien sowohl an der Erdoberfläche (Kernkraftwerke, Zwischenlager, Oberflächenanlagen) wie auch in Tiefen von 300–900 m unter der Erdoberfläche (geologische Tiefenlager);
3. Synthese der bisherigen Erkenntnisse zu induzierter Seismizität im Zusammenhang mit geologischen Tiefenlagern bis Sommer 2022, von da an zeitabhängige Gefährdungsanalysen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

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

von empirischen oder numerischen Modellen die Verstärkung (Amplifikation) der Bodenbewegungen durch lokale Standorteigenschaften des Untergrundes bestimmt. Beide Elemente sind wichtig für die probabilistischen Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung (Probabilistic Seismic Hazard Assessment, PSHA). 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. In den vergangenen Jahren wurde eine Methode zur Bestimmung von Abminderung und Verstärkung der Bodenbewegungen auf Basis von Standorteigenschaften wie beispielsweise oberflächennahen Scherwellengeschwindigkeiten entwickelt und unter anderem an einem grossen Datensatz in Basel oder an der Einzelstation auf dem Mars getestet (siehe ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2021). In diesem Berichtsjahr lagen die Schwerpunkte des Teilprojekts¹ auf der Charakterisierung der Bodenbewegungen in der Tiefe und der systematischen Neubewertung des Abminderungsterms für hohe Frequenzen für alle Stationen im Schweizer Netzwerk.

Die Bestimmung der Bodenbewegungen im Untergrund ist in erster Linie für die Abschätzung der Erdbebengefährdung für Untertagebauwerke, im speziellen 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 2022 publiziert. Die Methode wurde auf Basis von synthetischen und realen Daten getestet und verifiziert. Dazu wurden japanische Daten aus dem seismischen Überwachungsnetz **KiK-net** herangezogen, da dieses Netz eine weltweit einzigartige Datengrundlage mit kombinierten Oberflächen- und Bohrloch-Seismometerdaten bietet. Die Resultate zeigen, dass die mit diesem Modell theoretisch nur auf Basis der Daten des Seismometers an der Oberfläche berechnete Abminderungen

und Verstärkungen der Bodenbewegungen in der Tiefe für einen grossen Frequenzbereich (von 0.1 bis 50 Hz) für Standorte mit einfacher Geologie bestimmt werden konnte. Die neue Methode erlaubt unter anderem, das S-Wellen-Geschwindigkeitsprofil auf Basis von kombinierten Oberflächen- und Bohrlochdaten zu verbessern oder die gesamte Wellenform in der Tiefe zu ermitteln. Nach den erfolgreichen Tests mit den japanischen Daten hat der Schweizer Erdbebedienst damit begonnen, das stochastische Modell mit Schweizer Daten anzuwenden. Die ersten Resultate zeigen, dass die berechneten Wellenformen gut mit den beobachteten Seismogrammen übereinstimmen. Diese Resultate wurden im November 2022 am Swiss Geoscience Meeting vorgestellt und werden in einer wissenschaftlichen Zeitschrift publiziert.

Zudem wurde im Berichtsjahr mit einer weiterentwickelten Methode eine systematische Neubewertung des Abminderungsterms für hohe Frequenzen (κ_0) für alle 248 Stationen im Schweizer Netzwerk durchgeführt. Damit konnten die Unsicherheiten besser abgeschätzt und die Ergebnisse aus der Vergangenheit bestätigt werden. Die systematische Neubewertung erlaubt in Zukunft die Korrelation mit indirekten Parametern wie zum Beispiel V_{s30} (gemittelte Scherwellengeschwindigkeit bis in eine Tiefe von 30 m), H_{800} (Feltiefe der Scherwellengeschwindigkeit von ≥ 800 m/s) oder die Topographie. Die gewonnenen Erkenntnisse bieten zukünftig die Möglichkeit, Parameter wie κ_0 flächendeckend ohne seismische Station zu schätzen.

In der Praxis haben diese Methoden das Potenzial, die standortspezifische Abschätzung der Erdbebengefährdung zu verbessern, welche unter anderem als Grundlage für die bautechnische Auslegung eines geologischen Tiefenlagers dient. Weitere Ziele sind, Unsicherheiten zu reduzieren sowie die seismische Charakterisierung des Standortes zu optimieren.

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

le sowie durch Ausbreitungs- und Standortinflüsse bestimmt. Für die Modellierung von Bodenbewegungen muss somit eine Vielzahl physikalischer Phänomene im Bereich der Quelle, der Wellenausbreitung in der heterogenen Erdkruste und der Einfluss der lokalen Geologie berücksichtigt werden. Der Schwerpunkt im Teilprojekt 2 ist daher die Entwicklung und Implementierung eines numerischen Programms für die Hybridmodellierung, um Bodenbewegungen in ihrem Frequenzinhalt breitbandig und standortspezifisch zu simulieren. Die Erfahrungen zeigen, dass das Geschwindigkeitsmodell einen signifikanten Einfluss bei der Physik-basierten Modellierung haben kann. Deswegen wurde ein im Rahmen dieses Teilprojekts entwickeltes geophysikalisches 3D-Modell für das obere Rhonetal validiert. Dafür wurden für synthetische und reale Bodenunruhe-Daten die horizontal-zu-vertikal-Verhältnisse der Bodenbewegungen berechnet und miteinander verglichen. Damit konnte das geophysikalische 3D-Modell validiert werden, welches auch für die Simulation von Erdbebensignalen genutzt werden kann. Die Resultate zeigen die Wichtigkeit eines akkuraten Geschwindigkeitsmodells. Insbesondere gilt es, die Geschwindigkeitsgradienten im Sediment und die geologischen Schichtabfolgen am Rande von Tal-füllungen zu berücksichtigen. Die Arbeiten stellen einen ersten Schritt dar, um zu einem späteren Zeitpunkt die seismischen Wellen für grössere Erdbeben zu modellieren.

Im Weiteren wurde in Teilprojekt 2 der in den letzten Jahren entwickelte Code für Physik-basierte Modellierung von Erdbeben einem anderen hybriden Code gegenübergestellt, um die signifikanten Eigenschaften und Details der Modellierung besser zu verstehen. Dabei wurde dieser Code für den Standort Schweiz angepasst und genutzt, um die Wellenformen breitbandig für das Erdbeben (Magnitude 4.1) vom 6. März 2017 in Urnerboden an den Schweizer Station BOBI, HAMIK und STIEG zu modellieren und mit den aufgezeichneten Signalen zu vergleichen. Ein solcher Vergleich ist für die Station BOBI in Abbildung 9 dargestellt. Dies soll helfen,

die eigene Strategie für numerische Simulationen in Zukunft weiterzuentwickeln. Während für die realen und synthetischen Daten im Amplitudenspektrum eine relativ gute Übereinstimmung erzielt werden konnte, konnte das Beschleunigungssignal für die Primärwellen und für die Einsatzzeit der Scherwellen noch nicht gut abgebildet werden. Letztere Abweichungen werden aktuell dem implementierten Geschwindigkeitsmodell zugeordnet. Nach einer Verbesserung des Geschwindigkeitsmodells sollen im Rahmen der SED-Forschung historische und hypothetische grössere Erdbeben simuliert werden.

Mit dem Teilprojekt 3 nahm die Erdbebenforschung am SED in den vergangenen Jahren konkrete Fragestellungen im Zusammenhang mit der geologischen Tiefenlagerung auf. Mit Abschluss der Phase III der Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen am SED Mitte 2022 wurden die Arbeiten zu diesem Thema abgeschlossen. Die Forschung im Teilprojekt 3 hat dem ENSI ermöglicht, eine Einschätzung hinsichtlich der Relevanz von Erdbeben für die Bau-, Betriebs- und Langzeitsicherheit eines geologischen Tiefenlagers zu bekommen und die notwendigen Erkenntnisse betreffend regulatorischer Anforderungen für die nächsten Verfahrensschritte zu gewinnen. Im Zentrum standen dabei konkrete Fragestellungen im Bereich bau- und lagerinduzierter Seismizität.

Bauliche Aktivitäten, Temperatur- oder Gasentwicklung von wärmeproduzierenden eingelagerten Abfällen können im Untergrund um ein geologisches Tiefenlager zu Deformationen und Spannungsänderungen führen. Mit den in diesem Teilprojekt entwickelten thermisch-hydraulisch-mechanischen (THM-)Modellen können diese Änderungen berechnet werden. Damit können unter Berücksichtigung geologischer Informationen das Potenzial für die Reaktivierung von Störungen mit bestimmten Orientierungen und die resultierende Seismizität abgeschätzt werden. Die über die letzten Jahre entwickelten und verwendeten THM-Modelle wurden jüngst um den Effekt von Abfall-induzierten Gasdrücken erweitert. Die

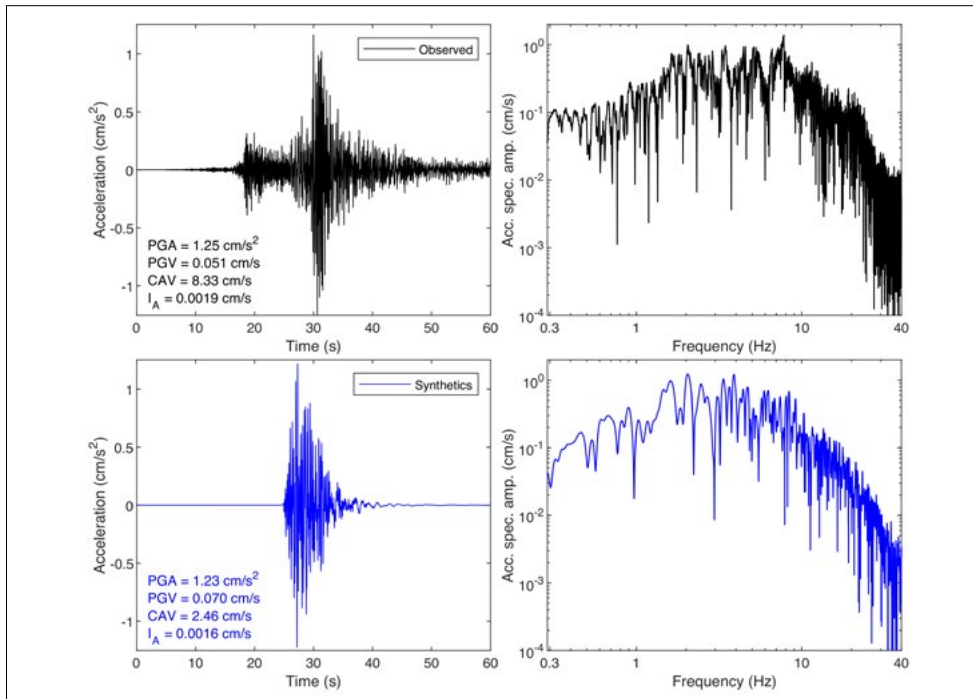


Abbildung 9: Beobachtete (oben) und synthetisch berechnete (unten) Beschleunigung (links) und Amplitudenspektren (rechts) für die seismische Station BOBI. Die synthetischen Daten wurden mithilfe des SCEC Broadband Waveform Simulation Tool berechnet. Die auffälligsten Abweichungen zeigen sich bei den Beschleunigungen, wo die ersten eintreffenden Signale (keine Simulation der P-Welle) sowie der zeitliche Aspekt (Dauer der Bodenbewegung) noch nicht adäquat berechnet werden können. Quelle: SED

entwickelten Modelle und Programme werden vom ENSI genutzt, um die Prüfung der Rahmenbewilligungsgesuche für geologische Tiefenlager vorzubereiten. Mitte 2022 wurde der Fokus im Teilprojekt 3 neu ausgerichtet und liegt nun auf zeitabhängigen Erdbebengefährdungsanalysen. Damit will das ENSI die wissenschaftlichen Grundlagen für die Notfall- und Kommunikationsplanung verbessern. In einem ersten Schritt werden derzeit an der ETH verschiedene standortspezifische zeitabhängige Erdbebengefährdungsmodelle für die Schweiz erstellt, kalibriert und deren Eignung mittels pseudo-prospektiven Tests miteinander verglichen. Basierend auf den Resultaten wird dann ein Modell genutzt, um den Prototypen eines ersten zeitabhängigen Erdbebenvorhersagesystems aufzusetzen. In einer späteren Phase soll das Potenzial dieses Systems hinsichtlich des Nutzens für die Notfallplanung und Kommunikation analysiert werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Erfahrungen der vergangenen Jahre haben bestätigt, dass die Erdbebengefähr-

dung im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit ein kontinuierlich wichtiges Thema darstellt. Mit den im Projekt durchgeführten Arbeiten wird angestrebt, das vorhandene Fachwissen zu erhalten und weiter zu entwickeln. 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 gewonnenen Erkenntnisse werden laufend für die Arbeiten des SED berücksichtigt, zum Beispiel für verbesserte Standortcharakterisierungen oder Gefährdungsanalysen. Einen konkreten Fall stellt hier die Arbeit aus dem Teilprojekt zur Bestimmung der Bodenbewegungen im Untergrund dar. Nach Ansicht des ENSI kann diese Methode bereits in der Praxis angewendet werden. Das ENSI erachtet diese Methode zur Abschätzung der Bodenbewegungen im Untergrund als ein wichtiges Instrument im Zusammenhang mit der Überprüfung der Gefährdungsannahmen für geologische Tiefenlager. Für das ENSI erscheinen die Resultate aus der Anwendung

der Modelle im seismischen Netzwerk der Schweiz als robust.

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

Die Forschungsarbeiten zu induzierter Seismizität im Zusammenhang mit einem geologischen Tiefenlager wurden Mitte 2022 abgeschlossen. Die in diesem Rahmen entwickelten Modelle und Ergebnisse wurden vom ENSI bei der Erstellung von Vorgaben berücksichtigt. Die in diesem Projekt aufgebauten Kompetenzen und die Zusammenarbeit mit dem SED werden zurzeit für die Vorbereitungsarbeiten zum Rahmenbewilligungsgesuch für ein geologisches Tiefenlager eingesetzt.

Ausblick

Die Forschungszusammenarbeit mit dem SED wurde im Sommer 2022 um weitere vier Jahre verlängert. Im Fokus werden weiterhin Bodenbewegungs- und Abminderungsmodelle sowie Simulationen von Bodenbewegungen stehen.

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

In Teilprojekt 3 werden in den nächsten Projektjahren die Erdbebengefährdungsmodelle zur zeitabhängigen Prognose der Seismi-

zität als Prototyp implementiert, wobei das ENSI und der SED parallel dazu deren Potenzial für die Notfallplanung und die Kommunikation analysieren werden.

1.3.4 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen

Auftragnehmer: ETH Zürich, Institut für Baustatik und Konstruktion IBK

ENSI-Projektbegleiter: Tadeusz Szczesiak

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Bei der Bestimmung der seismischen Tragfähigkeit der Stahlbetonstrukturen in nuklearen Bauten spielt das Verhalten der vorwiegend auf Schub beanspruchten Stahlbetonwände (Schubwände) eine entscheidende Rolle. Trotz intensiver internationaler Forschungstätigkeit ist es aber immer noch nicht in jedem Fall möglich, das komplexe Last-Verformungs-Verhalten dieser Wände unter zyklischer Belastung, welche die Wände über den elastischen Bereich hinaus beansprucht, 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 Bauten bei schweren Erdbeben verwendet werden können. Von besonderem Interesse ist das Verhalten von gedrungene Schubwänden unter zyklischer Belastung, da die Schubwände in der Regel zur Abtragung der Horizontalkräfte in Nuklearbauten dienen.

Die Qualität des neuen Programms wird vor allem durch den Vergleich der Simulationsergebnisse mit den Werten überprüft, die in repräsentativen Versuchen ermittelt wurden. Weitere wichtige Aspekte sind die Rechenleistung und die Anzahl der in den Modellen verwendeten Parameter. Es ist wünschenswert, eine möglichst kleine Anzahl von Parametern zu verwenden, die mit

physikalischen Materialeigenschaften übereinstimmen und bei der Strukturplanung oder -bewertung zuverlässig bestimmt werden können. Aus diesem Grund werden im neuen Materialmodell im Gegensatz zu bestehenden Softwareprogrammen hauptsächlich Standard-Materialeigenschaften als Eingabe verwendet, und die FEA basiert auf konsistenten mechanischen Modellen. Diese Modelle wurden an der ETH Zürich unter der Leitung von Prof. P. Marti und seinem Nachfolger Prof. W. Kaufmann entwickelt, erweitert und validiert, bisher aber nur für unidirektionale, also monoton steigende Beanspruchungen. Sie bilden dennoch eine solide Grundlage für die im Projekt geplanten Arbeiten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Fertigstellung des ersten Arbeitspakets, das für Ende 2022 geplant war, hat sich aufgrund inzwischen behobener Personalengpässe um etwa sechs Monate verzögert. Die ausgeführten Arbeiten konzentrierten sich auf die Erweiterung des Zuggurtmodells für zyklische Beanspruchung, wobei die Modelle für das Druckverhalten des Betons überprüft und überarbeitet wurden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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 nichtlinearen Materialmodell wird das ENSI in der Lage sein, die in nuklearen Bauten hauptsäch-

lich zur Abtragung der Erdbebenlasten beitragenden gedruckten Stahlbetonwände realistischer abzubilden. Die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der im Rahmen der Aufsichtstätigkeit durchgeführten unabhängigen Berechnungen wird dadurch stark verbessert.

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

Ausblick

Das erste von fünf geplanten Arbeitspaketen, das voraussichtlich bis Mitte 2023 abgeschlossen wird, beinhaltet die Erweiterung bestehender konsistenter mechanischer Materialmodelle von unidirektionaler auf zyklische Beanspruchung. Dies geschieht durch die Einarbeitung neuer theoretischer Erkenntnisse über Verbundabbau, Rissverzahnung und unterbewehrte Elemente. Die Stoffgesetze für Bewehrungsstahl werden kritisch hinterfragt, ausserdem werden die Druckmodelle für Beton überprüft und überarbeitet. Anschliessend werden die Algorithmen für das neue Materialmodell in die Programmiersprache Python übersetzt, getestet und optimiert, insbesondere im Hinblick auf die Rechenleistung. Dabei wird gezielt objektorientierte Programmierung eingesetzt. Schliesslich werden die Algorithmen an Versuchen validiert, die an Stahlbetonbauteilen unter zyklischen Belastungen durchgeführt wurden.

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

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

**Auftragnehmer: Basler & Hofmann AG,
Ingenieure, Planer und Berater (Zürich),
Stangenberg und Partner Ingenieur-
GmbH (Bochum, Deutschland)**

**und Principia Ingenieros Consultores
(Madrid, Spanien)**

**ENSI-Projektbegleiter: Sara Ghadimi,
Christian Schneeberger**

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das 2020 gestartete internationale Forschungsprojekt SOCRAT (Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table) wurde von der OECD-NEA in Zusammenarbeit mit IRSN (Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire) und EDF (Electricité de France) organisiert. Das seismische Verhalten von Brückenkränen ist aufgrund ihres hohen Gefährdungspotentials bei der Sicherheitsanalyse von Kernkraftwerken von Bedeutung. Krane müssen so ausgelegt sein, dass von ihnen unter Erdbebeneinwirkung keine Gefährdung für sicherheitsrelevante Anlagenteile ausgehen kann. Die Modellierung des mechanischen Verhaltens von Brückenkränen unter seismischer Belastung ist eine herausfordernde wissenschaftliche und technische Aufgabe. Denn die Berücksichtigung von durch Energieableitung gekennzeichneten Vorgängen wie Reibung und Stößen zwischen Rädern und Schienen ist bei der Analyse ihrer nichtlinearen dynamischen Reaktion von Bedeutung.

Mit dem SOCRAT-Benchmark wird die Zielsetzung verfolgt, die am besten geeigneten Modellierungspraktiken für Brückenkrane zu ermitteln sowie die relevanten Versagenskriterien solcher Anlagen zu identifizieren. Hierzu sollen rechnerische Simulationen eines im Jahr 2015 auf dem Rütteltisch der CEA (Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives) getesteten Modells eines Brückenkrans durchgeführt werden, also ein sogenannter Benchmark. Die

in Abbildung 10 gezeigte Teststruktur auf dem CEA-Rütteltisch ist ein vereinfachtes Modell eines 22,5 m langen Brückenkrans im Massstab 1:5, welches aus den ebenfalls in Abbildung 10 bezeichneten Bauteilen besteht. Neben den Kraftmessdosen zur Messung der Auflagerkräfte ist das Modell mit Beschleunigungssensoren und Wegaufnehmern ausgestattet.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

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

Die Phase 1 des Benchmarks (siehe Erfahrungs- und Forschungsbericht 2021) umfasste Aufgaben zur Kalibrierung der Schwingungsformen des Brückenkranmodells und einiger seiner Komponenten sowie zusätzliche Aufgaben zur Kalibrierung der Reibungskoeffizienten, Dämpfungsgrade und lokalen Schockparameter bei seismischen Belastungen. Phase 2 begann im Juni 2021 und umfasst Aufgaben mit blinden nichtlinearen Berechnungen unter hochintensiven seismischen Belastungen. Abgesehen von den unterschiedlichen Eingangssignalen für die seismische Anregung unterscheiden sich die Aufgaben in der Position der Laufkatze und der Kranbrücke (zentriert oder dezentriert) sowie der Möglichkeit, dass die Räder von Laufkatze und Kranbrücke auf den Schienen teilweise rollen können oder nicht (gemischte oder Gleitkonfiguration).

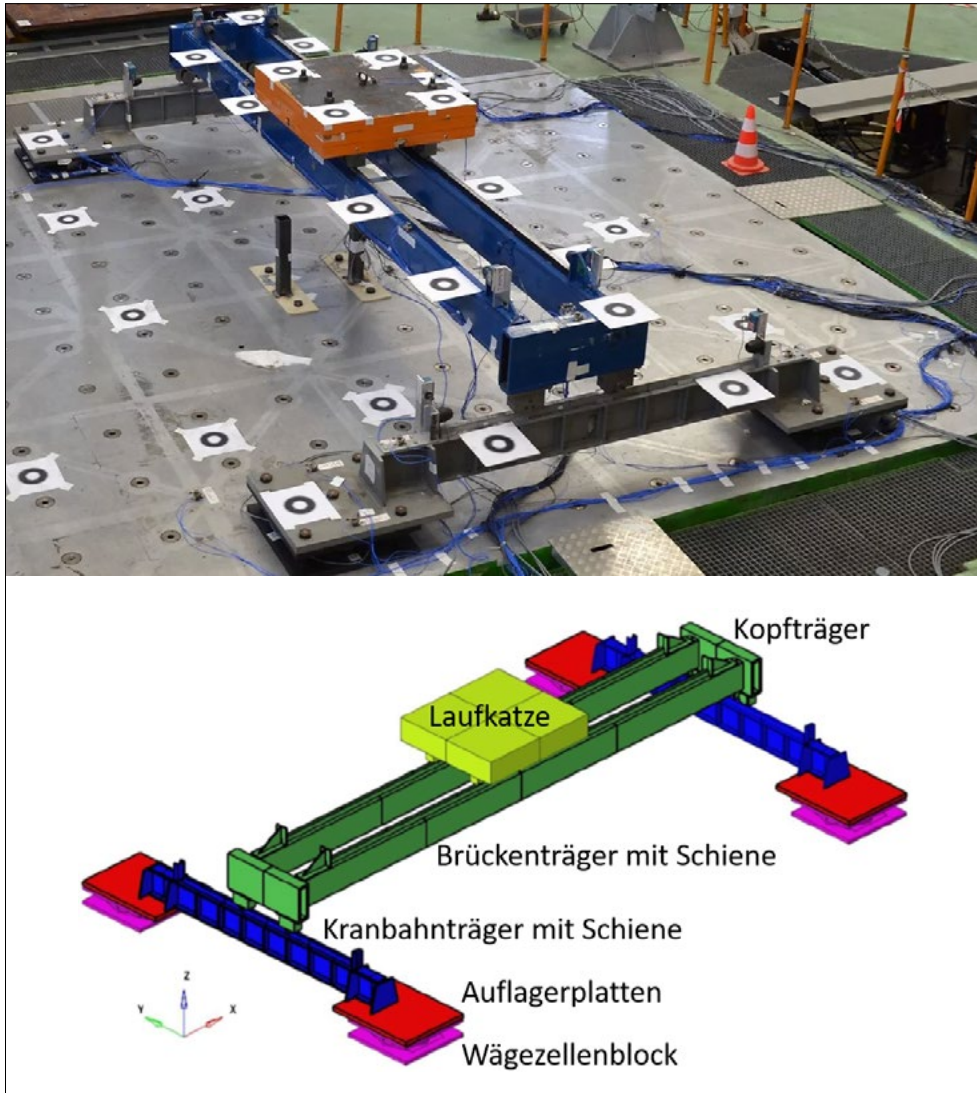


Abbildung 10:
SOCRAT, Brücken-
kranmodell auf
Rütteltisch (oben)
und CAD-Modell
(unten). Quelle:
Géodynamique &
Structure

Die ersten Aufgaben beziehen sich auf die Kalibrierung der Berechnungsmodelle des Brückenkrans hinsichtlich ihres Eigenschwingverhaltens. Die ENSI-Teams haben mit unterschiedlichen Berechnungsmodellen und Programmen in gleicher Qualität mit den Versuchsergebnissen übereinstimmende erste Eigenfrequenzen erhalten. Daraus konnte geschlossen werden, dass alle numerischen Modelle das linearelastische Verhalten des Brückenkrans unter der Annahme, dass seine Bestandteile fest miteinander verbunden sind, gut wiedergeben. Bei der Kalibrierung der Reibungskoeffizienten zwischen Rädern und Schienen war das nichtlineare Verhalten des Brückenkrans zu berücksichtigen. Zwischen den Rädern der

Laufkatze und den Schienen der Brückenträger sowie zwischen den Rädern der Kranbrücke und den Schienen der Kranbahnträger treten Reibungskräfte auf. Dieses Verhalten hängt davon ab, ob die Räder rollen können oder blockiert sind und daher nur auf den Schienen gleiten können. Aufgrund der Spalte zwischen den Rädern und den Schienen ist neben der Schienenlängsrichtung auch ein Gleiten in Querrichtung möglich. Da diese Spalte nur wenige Millimeter misst, können die Spurkränze der Räder zudem gegen die Schienen stoßen. Diese nichtlinearen Aspekte des Rad-Schiene-Kontakts wurden in den einzelnen Berechnungsmodellen auf unterschiedliche Weise berücksichtigt.

In der zweiten Projektphase verwendeten die ENSI-Teams ihre kalibrierten numerischen Modelle für die Blindprognose des Verhaltens des Brückenkranes unter hochintensiven seismischen Belastungen. Die Vergleiche mit den Versuchsdaten resultierten in drei wesentlichen Schlussfolgerungen:

1. Das nichtlineare seismische Verhalten des Brückenkranes wurde mit drei unterschiedlichen Berechnungsmodellen und Programmen in gleicher Qualität vorausberechnet. Entscheidend für die Genauigkeit der Vorhersage ist die Definition der Kontaktbedingungen zwischen Rädern und Schienen (lokale Schocks und Gleitverhalten).
2. Das dynamische Verhalten des Brückenkranes ist aufgrund der hohen Nichtlinearitäten und der damit verbundenen Unsicherheiten auch experimentell nicht exakt reproduzierbar. Deshalb sind ergänzend Sensitivitätsanalysen mit den Schlüsselparametern wie Reibungskoeffizienten und Spaltabstände notwendig.
3. Die linearen Berechnungen zur Ermittlung der Auflagerkräfte sind aufgrund der Energieabsorption durch Gleiten konservativ.

In regelmässigen Projekttreffen tauschten die ENSI-Teams die Ergebnisse ihrer Berechnungen aus und diskutierten ihre Erkenntnisse. Im März 2022 fand ein vom Organisationskomitee veranstalteter Abschluss-Workshop in Paris-Saclay statt, bei dem viele Teams über verschiedene Aspekte ihrer Berechnungen berichteten. Die drei ENSI-Teams haben an diesem Workshop die Ergebnisse ihrer blinden numerischen Simulationen vorgestellt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die im SOCRAT-Projektplan vorgesehenen Arbeiten wurden in zwei Projektphasen zufriedenstellend umgesetzt. Von 22 offiziell angemeldeten Teammitgliedern haben 19 ihre Ergebnisse für mindestens eine Phase übermittelt. Das nichtlineare seismische Verhalten des Brückenkranes wurde mit

unterschiedlichen Berechnungsmodellen und Programmen in guter Qualität vorausberechnet.

Das Projekt wurde im Jahr 2022 mit einem Schlussworkshop erfolgreich abgeschlossen. Gegenüber den ursprünglich geplanten Terminen hat sich das Projekt aufgrund von Bitten der Benchmark-Teilnehmer nach verlängerten Abgabefristen nur wenige Monate verzögert.

Die Teilnahme des ENSI am Benchmark-Projekt SOCRAT führt zu einer wertvollen Erweiterung der praktischen Erfahrung bei der numerischen Simulation von Brückenkränen unter Erdbebenbelastung. Die ENSI-Teams konnten das nichtlineare seismische Verhalten des Brückenkranes mit unterschiedlichen Berechnungsmodellen und Programmen in gleicher Qualität berechnen. Mit den Erkenntnissen aus den zahlreichen numerischen Simulationen sichert das ENSI seine Kompetenz bei der Bewertung der Tragsicherheit solcher Anlagen. Das ENSI führt im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit eigene Vergleichsrechnungen zu den Schweizer Kernanlagen durch.

Die Präsentation der Erkenntnisse aus diesem Projekt an internationalen Workshops und Konferenzen bietet die Möglichkeit zum regelmässigen Austausch mit Experten und atomrechtlichen Aufsichtsbehörden anderer Länder.

Ausblick

Der Abschlussbericht des Projekts ist in Bearbeitung. Eine zweite Projektphase ist noch nicht definitiv geplant.

1.4 Menschliche Faktoren

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

1.4.1 ROES-II – Reliability of Operators in Emergency Situations

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut

ENSI-Projektbegleiter: Bernhard Reer

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Mit der Human Reliability Analysis (HRA) wird der Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle in Kernkraftwerken untersucht. Die HRA analysiert diese Handlungen und bewertet sie unter Berücksichtigung der entsprechenden Randbedingungen wie zum Beispiel das für die Handlung zur Verfügung stehende Zeitintervall, die Komplexität der Handlung, die Ausbildung der Operateure und deren Hilfsmittel (insbesondere Vorschriften). Das übergeordnete Ziel der Forschung im Bereich HRA ist die Reduktion der Unsicherheit bei der probabilistischen Bewertung von Operateurhandlungen in einer probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) für ein Kernkraftwerk (KKW). Vor diesem Hintergrund bearbeitet das PSI im Rahmen des Forschungsprojektes ROES folgende vier Hauptthemen:

■ **HRA-Anleitung für Errors of Commission (EOC):** Es ist Stand der Technik, mit der HRA die Wahrscheinlichkeiten dafür zu bestimmen, dass 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, welche den Verlauf eines Störfalls negativ beeinflussen, den so genannten EOC. Zu diesem Zweck hat das PSI die Methode Commission Errors Search and Assessment (CESA) entwickelt und weiter verbessert. In der Neufassung der Richtlinie ENSI-A05 zu Umfang und Qualität einer PSA Qualität vom Jahr 2018 wurde die Methode deshalb zur EOC-Identifizierung als geeignet bezeichnet. Ziel des Projekts ist es, 'kochbuchartig' die Anleitung zur Verwendung der Methode so aus-

zubauen, dass sie in der Richtlinie ENSI-A05 zur EOC-Identifizierung und -Quantifizierung als eine akzeptable Methode genannt werden kann.

■ **Simulator-HRA-Daten:** Es sollen Daten zum Verhalten der Operateure aus Schweizer Kernkraftwerken in simulierten Störfällen erhoben und für die HRA nutzbar gemacht werden.

■ **Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten:** Es soll ein auf Daten basierendes Verfahren bestimmt werden, mit dem sich der Grad der Abhängigkeit zwischen dem Versagen mehrerer Handlungen im Störfallablauf bestimmen lässt.

■ **Bewertung von EOO-HRA-Methoden:** Es soll der aktuelle Stand der Entwicklung und Verwendung von HRA-Methoden untersucht werden, um zu entscheiden, ob in der Richtlinie ENSI-A05 die Liste der akzeptablen Methoden erweitert werden könnte.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten im Berichtsjahr 2022 erfolgten entsprechend einer notwendigerweise leicht angepassten Planungsvorgabe. Die Projektziele und deren Umsetzung sind nachfolgend zusammengefasst.

HRA-Anleitung für EOC

Ziel war die Finalisierung der Anleitung zur Bestimmung von EOC-Wahrscheinlichkeiten. Die Eignung des hierzu ausgearbeiteten Modells CESA-Q wurde durch eine Publikation – und den damit einhergehenden Review-Prozess – in einer Fachzeitschrift abgesichert. Zur weiteren Absicherung erfolgte eine systematische Durchsicht aktueller Daten zu EOC-Wahrscheinlichkeiten. Dabei konnte die dem Modell zugrundeliegende generische EOC-Wahrscheinlichkeit, welche in früheren Forschungsarbeiten (2004) auf Basis einer Stichprobe von 180 Ereignissen mit Reaktorschnellabschaltung ermittelt wurde, durch Simulator-Daten aus Südkorea bestätigt werden.

Simulator-HRA-Daten

Ein Ziel war die weitere Ausarbeitung des Verfahrens zur Ermittlung eines gesamthaften Leistungsindikators, der mittels Beobachtungen simulierter Störfälle bestimmbar ist und Rückschlüsse auf Fehlerwahrscheinlichkeiten von in der PSA abgebildeten Handlungen zulässt. Eine Matrix zur Bestimmung des Indikators pro am Simulator beobachteten Störfallablauf wurde entwickelt. Sie besteht aus zwei Vektoren. Einer davon repräsentiert mathematisch-technische Bewertungen (Grad der Erreichung vom Erfolgskriterium), der andere arbeitswissenschaftliche (wie den Grad des erzielten Verständnisses über die Störfallsituation). Die Anwendbarkeit des Verfahrens wurde anhand von aus dem Halden-Projekt vorliegenden Simulator-Daten aufgezeigt. Aufgrund terminlicher und personeller Engpässe musste ein weiteres Ziel, die Einholung und Einbeziehung von Rückmeldungen der Schweizer Kernkraftwerke zu dem Verfahren für die Nutzung von Simulator-Daten, auf das nächste Projektjahr verschoben werden.

Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten

Ziele waren die Darlegung des Stands der HRA-Praxis bei der Einbeziehung allfälliger Abhängigkeiten zwischen den Fehlerwahrscheinlichkeiten von Handlungen in einem Ereignisablauf, sowie empirische Untersuchungen hierzu. Als repräsentativ für den Stand der HRA-Praxis wurde ein typischer Entscheidungsbaum identifiziert. Der Entscheidungsbaum umfasst Abfragen zu aus den Handlungsbeschreibungen relativ klar ersichtlichen Faktoren hinsichtlich potentieller Kopplung (wie ein gemeinsamer Handlungsort) und potentieller Entkopplung (zum Beispiel grosser zeitlicher Abstand zwischen den Handlungsanforderungen). Ausserdem gehören zu ihm per Expertenschätzung bestimmte Grade der Abhängigkeit (Endpunkte im Baum) für die durch die Baumstruktur generierten Konstellationen von Faktoren.

Basis der empirischen Untersuchung waren etwa 2000 Ereignisse aus dem von der In-

ternational Atomic Energy Agency IAEA geführten International Reporting System IRS für Kernkraftwerke. Davon wurden sechs Ereignisse, in denen jeweils mindestens zwei Fehlhandlungen auftraten, identifiziert. Deren Auswertung zeigte das Vorliegen von Kopplungsfaktoren (wie die Anwendung informeller Arbeitspraktiken), die in dem Entscheidungsbaum (gemäss HRA-Praxis) nicht erfasst werden. Es wurden Anzeichen dafür identifiziert, dass der Entscheidungsbaum gewisse Faktoren (zum Beispiel grosser zeitlicher Abstand zwischen den Handlungsanforderungen) zu stark gewichtet und dadurch den Grad der Abhängigkeit unterschätzt.

Bewertung von EOO-HRA-Methoden

Ziele waren die Auswahl von Referenz-Handlungen, anhand derer die Validität der Methoden geprüft werden soll, sowie die Ermittlung einer geeigneten empirischen Datenbasis zur Bestimmung der Fehlerwahrscheinlichkeiten dieser Handlungen. Eine hinsichtlich diverser Kriterien (Zeitpunkt der Anforderung, Schwierigkeitsgrad, Handlungsort, Betriebszustand bei Störfallauslösung) repräsentativer Satz von fünf Handlungen wurde identifiziert, darunter die sekundärseitige Abkühlung im Verlauf eines Störfalls mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch.

Es wurden die Grundzüge eines Verfahrens entwickelt, mit dem sich aus der Simulator-Datenbasis SACADA die Fehlerwahrscheinlichkeiten für die ausgewählten Referenz-Handlungen bestimmen lassen. Das SACADA-Modell unterteilt den Prozess einer Handlungsdurchführung in fünf Phasen: Reagieren auf eine Alarmierung, Beobachten und Ablesen von Anzeigen, Einschätzen der Situation, Entscheidungsfindung, sowie Handlungsausführung. Die SACADA-Datenbasis umfasst zu jeder Phase Dateneinträge mit relativen Fehlerhäufigkeitsdaten (Anzahl der Fehler, Anzahl der Fehlergelegenheiten) für zahlreiche – aber nicht alle möglichen – Konstellationen von zuverlässigkeitsbeeinflussenden Faktoren, zum Beispiel durch Vorschriften angeleitetes Beobachten von

Anzeigen. Mit den zugehörigen Bewertungen dieser Faktoren für die Referenz-Handlung lässt sich deren Fehlerwahrscheinlichkeit aus der SACADA-Datenbasis direkt herleiten, falls ein statistisch aussagekräftiger Dateneintrag für die Faktoren-Konstellation vorliegt, oder andernfalls zumindest eingrenzen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Im Hinblick auf das gesamthafte Ziel wurden im Berichtsjahr 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 Bedeutung sein können. EOC sind risikotechnisch bislang schwer fassbar, da sehr viele Möglichkeiten für unerwünschte Handlungen bestehen. Die im Projekt bereits teilweise erstellte und durch Überprüfungen abgesicherte «kochbuchartige» Anleitung für die EOC-HRA ist ein wichtiger Schritt für die Erstellung einer geeigneten technischen Basis für die diesbezügliche Erweiterung der Richtlinie ENSI-A05. Von der erweiterten PSA verspricht sich das ENSI, dass die – im HRA-Ablauf übliche – Identifizierung und Beurteilung von Szenarien mit EOC-Gelegenheiten in Erkenntnissen zur Verbesserung der Sicherheit mündet. Hierzu gehören beispielsweise ergonomische Verbesserungen, die das Potential von Fehlinterpretation von Anweisungen in Störfallvorschriften reduzieren. Sowohl die Einbindung von Simulator-Daten als auch die Bewertung neuer HRA-Methoden sind Elemente, die letztendlich zur Qualitätsverbesserung der HRA beitragen können. Dies trägt wiederum dazu bei, dass die Anwendungen der PSA gemäss Richtlinie ENSI-A06 verbessert werden. Die genaue Spezifizierung eines gesamthafte Leistungsindikators, der mittels Beobachtungen simulierter Störfälle bestimmbar ist, und ers-

te erfolgreiche Erprobungen zu dessen Bestimmung stellen einen Fortschritt dar auf dem Weg, Simulator-Daten allenfalls für die HRA systematisch zu verwenden.

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 Entwicklung eines datenbasierten Verfahrens zur Einbeziehung derartiger Abhängigkeiten ist daher von Bedeutung, um bisherige Ansätze möglichst zu verbessern. Die im Projekt empirisch hergeleiteten Erkenntnisse liefern bereits einen Beitrag hierzu, der beispielsweise bei HRA-Begutachtungen geltend gemacht werden kann.

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

Ausblick

Die Arbeiten im Jahr 2023 umfassen hauptsächlich:

- Fertigstellung der Anleitung für die EOC-HRA;
- Einholung und Einbeziehung von Rückmeldungen der Schweizer Kernkraftwerke zu dem Verfahren für die Nutzung von Simulator-Daten;
- Vorschlag für Konkretisierung der Richtlinie ENSI-A05 hinsichtlich Abhängigkeiten zwischen Fehlerwahrscheinlichkeiten;
- Fertigstellung der Bewertung von EOC-HRA-Methoden.

1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe

Dieser Bereich betrifft die in der Reaktoranlage und im Containment ablaufenden Prozesse, ausgehend vom Normalbetrieb über Störfälle bis hin zu Kernschmelz-Unfällen. Für so genannte deterministische Sicherheitsanalysen werden 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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten, Jiri Dus

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Die Berechnungsmethoden des Brennstabverhaltens wurden weiterentwickelt und validiert. So wurde der Gastransport innerhalb des Brennstabs analysiert und es konnte bestätigt werden, dass dieser im stationären Reaktorbetrieb ausreichend schnell stattfindet und der Brennstabinnendruck mit einem Wert pro Brennstab approximiert werden kann. Bei schnell ablaufenden Störfallszenarien spielen hingegen bei Gasentstehung und -transport weitere Effekte eine Rolle, was ein explizites Modellieren erfordert. Damit kann die integritätsrelevante Hüllrohrbeanspruchung im Störfall besser erfasst und gegen die Versagenskriterien abgeglichen werden. Anhand von Messdaten eines Experiments in Risø wurde die entwickelte Berechnungsmethode F2F verifiziert und bei der Vorausrechnung eines schnellen Experiments des FIDES-Programms zu

einem Reaktivitätsstörfall (Reactivity-Initiated Accidents, RIA) angewandt.

Die Wasserstoffaufnahme im Hüllrohr während des Reaktoreinsatzes beeinflusst die Hüllrohrduktilität. Sie weist eine grosse sicherheitstechnische Bedeutung nicht nur für die Beherrschung von Auslegungsstörfällen wie RIA und Kühlmittelverlust-Störfällen (Loss of Coolant Accident, LOCA) auf, sondern auch für die Lagerung und die Integrität der Brennelemente vor deren Entsorgung. Das vom PSI entwickelte Modell der Wasserstoffaufnahme wurde an weiteren Proben validiert. Dabei wurden verfeinerte Berechnungsverfahren angewendet, die noch weitere Entwicklungen erforderlich machen, um kleinere Abweichungen der Resultate insbesondere im Hochabbrand zu erzielen.

Für besondere Fragestellungen des Brennstabverhaltens entwickelt das PSI in Kooperation mit der École Polytechnique Fédérale de Lausanne EPFL das Berechnungsprogramm OFFBEAT. Dieses berücksichtigt dank der dreidimensionalen Modelle ebenfalls axial wirkende Belastungen im Brennstab. Aufgrund der öffentlich zugänglichen Entwicklerplattform können ausserdem massgeschneiderte Modelle in den Code integriert werden. Dieses Programm wurde für die forschungsorientierten Aufgaben weiterentwickelt und an einem Benchmark (Vergleichsrechnung) der Gesellschaft für Reaktorsicherheit sowie weiteren Anwendungsfällen des Kernkraftwerks Beznau (KKB) validiert.

Reaktorkern

Für genauere Kernsimulationen wurde der neuste kommerzielle Code SIMULATE-5 für weitere Untersuchungen der Druck- und Siedewasserreaktoren eingesetzt. Im Speziellen wurden die thermohydraulischen Berechnungen mit früheren Codeversionen, mit Computational Fluid Dynamics (CFD) oder mit den Messungen der Druckdifferenzen am unteren Kerngitter eines Reaktors verglichen. Das Einbinden von SIMULATE-5 in die Störfallanalysen ist ebenfalls vorgebracht worden, detailliert wurde die Berech-

nung der Nachzerfallswärme – einer der treibenden Effekte nach einer störfallbedingten Schnellabschaltung des Kerns – untersucht. Die Plattform der Kernsimulationen CMSYS dient nicht nur für die direkte Auswertung der Sicherheitsparameter im Normalbetrieb eines Reaktors, sondern wird auch für die Erstellung von Parametern für weitergehende Analysen zum Beispiel des Brennstabverhaltens eingesetzt. Deshalb entwickelte man Methoden zur Auswertung von Schlüsselparametern, um hunderttausende von Brennstabzuständen in wenige repräsentative Gruppen einzuteilen. Diese werden dann aufwändigen Analysen von Einzeleffekten und Unsicherheiten unterzogen.

Das dynamische Reaktorverhalten in der Nähe der Stabilitätsgrenzen eines SWR wurde mit dem Kernsimulator SIMULATE-S3K weiter analysiert. Die berechnete starke Sensitivität von einigen lokalen und globalen Kernparametern zeigt eine Koexistenz von stabilen und instabilen Kernzuständen in eng beieinander liegenden Betriebszuständen. Die Sensitivität des Übergangsverhaltens und der Stabilitätsgrenze für Kernparameter wurde anhand eines bereits früher für Benchmarks benutzten Beispiels weiter untersucht.

Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten

Die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE bleibt eine Schlüsselaktivität im STARS-Projekt. Die vertieften Untersuchungen zum Verhalten eines DWR-Brennelements nach einem Kühlmittelverlust-Störfall im Rahmen des Benchmarks wurden weitgehend abgeschlossen (siehe Projekt NEA RBHT, Kap. 1.5.2). Verschiedene Methoden zur Quantifizierung der Unsicherheiten, beispielsweise des maschinellen Lernens zur Verbesserung der Vorhersagefähigkeit (predictive power) wurden angewandt und weiter vertieft. Damit wurden die Möglichkeiten des TRACE-Codes untersucht und Limitierungen des Codes bewertet. Insbesondere werden die maximalen Hüllrohrtemperaturen überschätzt. Mit einer verbesserten Modellierung des Tröpf-

chenverhaltens für Abstandhalter (Spacer Grid) konnten in Nachrechnungen verbesserte Ergebnisse mit einer Testversion von TRACE mit drei Feldern (9-Gleichungs-Modell) erzielt werden. Die amerikanische Aufsichtsbehörde U.S.NRC unterstützt das PSI bei der neuen TRACE-Version und das PSI testet sie. Die Validierung von TRACE wurde ebenfalls mit gemessenen Daten von integralen Tests aus internationalen Forschungsprogrammen (PKL, LSTF und ATLAS-2), die das Systemverhalten von Druckwasserreaktoren betreffen, fortgesetzt. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE und der damit gekoppelten Codes bei Störfallanalysen.

Mit dem Code COBRA-TF wurden Unterkanalanalysen für verschiedene SWR-Brennelementtypen durchgeführt und die Brennelementmodelle weiterentwickelt. Ausgerichtet auf die Verbesserung der Vorhersagefähigkeit des Codes hinsichtlich effizienterer Berechnungen wurden Methoden des maschinellen Lernens und der Metamodellierung verwendet. Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik wurden durch Validierungsrechnungen des Mischungsverhaltens in einem DWR-Reaktor-druckbehälter insbesondere mit dem Code GenFOAM aus der OpenFOAM-Familie fortgesetzt.

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 Operateurhandlungen (human factors) und Unsicherheitsanalysen hinsichtlich der PTS-Auswirkungen stehen bei diesem Projekt im Vordergrund.

Gekoppelte Modellierung

Für Analysen mit dem Programm COBRA-TF zu kritischen Wärmeströmen wurde die Kombination mit fortgeschrittenen Methoden der Datenanalyse vertieft untersucht.

Die sehr aufwändigen Berechnungen zur Bestimmung des kritischen Wärmestroms konnten in den betrachteten Fällen effizienter gehandhabt werden. Das PSI berichtet von vielfach schnelleren Berechnungen.

Die Kopplung des thermohydraulischen Programms COBRA-TF mit dem kommerziellen Programm CASMO, das die Neutronenphysik im Brennelementgitter ermittelt, dient einer besseren Berechnungsgenauigkeit der lokalen Reaktionsraten und Leistungen. Dies ermöglicht realitätsnähere Untersuchungen, die bei der Sicherheitsforschung insofern eine Bedeutung haben, als dass sie die assoziierten Unsicherheiten quantifizieren. Im Jahr 2022 lag der Fokus auf der Brennelementgeometrie eines Siedewasserreaktors, der von grösseren Inhomogenitäten der genannten Parameter geprägt ist.

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 unterstützte 2022 das ENSI gemäss dem Projektplan bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, beispielsweise hinsichtlich Anlageänderungen wie neuen Brennelementtypen, neuen Kernbeladungen oder Brennelementtypen, den neuen Umwälzschleifen des KKW Leibstadt, oder bei Vorkommnissen wie Crud-Ablagerungen. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme, die im Einklang mit dem Projektplan stehen. Hinzu kamen unabhängige Analysen bei Beauftragung durch das ENSI im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit (On-Call), die das Auftragsvolumen vollumfänglich erfüllten.

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 Auf-

sicht über die schweizerischen Kernkraftwerke sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die Wirksamkeit (Integrität) der Barrieren fundiert beurteilen. Diesem Anspruch kamen die 2022 erledigten Projektarbeiten vollumfänglich nach.

Die kontinuierliche Arbeit an den Modellen und die ständige Verbesserung und Validierung der Berechnungsmethoden (beispielsweise FALCON, OFFBEAT, F2F, BOHR-Pin) verlief 2022 planmässig und 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 SWR-Brennelementen und die Validierung der dazu verwendeten Rechencodes mit verfügbaren Messdaten aus Testständen. Das PSI wird im kommenden Jahr die Validierung von TRACE mit gemessenen Daten von integralen Tests und spezifischen Messungen aus internationalen Programmen fortsetzen. Darunter werden die begonnenen Untersuchungen (siehe Projekt NEA RBHT, Kap. 1.5.2) mit einer Testversion von TRACE bezüglich verbesserter Modellierung des Tröpfchenverhaltens weiterverfolgt. Die Arbeiten zu möglichen CFD-Anwendungen werden insbesondere 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 und der Wasserstoffaufnahme bzw. -verteilung im Hüllrohr hervorzuheben. Der Einsatz des neuen Berechnungscodes MPACT soll für Analysen im Bereich der Thermohydraulik und Wasserchemie getestet werden.

1.5.2 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer

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

Einleitung

Bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss of Coolant Accident, LOCA) kann der Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB) so weit absinken, dass die Brennelemente ganz oder teilweise aus dem Wasser ragen. In der Folge steigt die Temperatur der Brennelemente stark an. Die Notkühlsysteme sorgen anschliessend für die Wiederbefüllung des RDB. Dabei kühlt das zugeführte kalte Kühlwasser die Brennstäbe stark ab. Dieser Vorgang ist sicherheitstechnisch von grosser Bedeutung, aber zum genauen Ablauf der Prozesse gibt es noch offene Fragen.

Im Rahmen des auf drei Jahre angelegten Forschungsprojekts wurden 16 Experimente an einem Versuchsstand, der Rod Bundle Heat Transfer-Testanlage (RBHT) der Pennsylvania State University (PSU), durchgeführt. Der zentrale Teil der Apparatur besteht aus einer auf bis zu 1200 °C elektrisch aufheizbaren Brennelementstruktur (Abbildung 11). Der Teststand ist mit umfangreicher Messtechnik instrumentiert: Thermolemente,

Lasersystem, Infrarotkameras zur Tröpfchenzählung und Drucksensoren an den sieben Abstandhaltern (Abbildung 12). 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 nehmen neben der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S.NRC als führende Institution weitere 19 Organisationen aus 11 Ländern teil (Belgien, Tschechische Republik, Finnland, Frankreich, Deutschland, Italien, Japan, Südkorea, Spanien, Schweden, Schweiz), darunter aus der Schweiz das ENSI und das Paul Scherrer Institut PSI mit der Projektgruppe STARS.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der zweiten Jahreshälfte 2022 wurde die aktuelle dreijährige Projektphase abgeschlossen. Die Vergleichsrechnungen (Benchmark) zu den ersten elf Tests mit variierenden Heizleistungen, Flutungsraten und Eintrittsunterkühlungen wurden im Jahre 2022 in einem Bericht dokumentiert. Zu diesen haben die Teilnehmer anhand der zur Verfügung gestellten Datensätze mit verschiedenen Systemcodes sowie einem Unterkanalcode ihre Validierungsrechnungen vervollständigt oder erweitert (sogenannter «offener» Benchmark). Mit den im offenen Benchmark kalibrierten Modellen haben die Teilnehmer weitere fünf Vorhersagerechnungen durchführen können, für die nur die Randbedingungen übergeben wurden (sogenannter «blinder» Benchmark). Bei diesen Berechnungen waren den Teilnehmern die weiteren Messergebnisse (wie Brennstabtemperaturen, Bündelmassenstrom, Dampfgeschwindigkeit) nicht bekannt. Die blinden Benchmark-Berechnungen wurden anschliessend mit den Messergebnissen der fünf Tests verglichen. Diese Ergebnisse sowie die Methoden für die Quantifizierung der Unsicherheiten wurden in einem weiteren Bericht niedergelegt. Mit den Experimenten und Berechnungen

wurden geringe und starke Flutungsraten (Wiederauffüllen, reflow) 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 Projekt STARS (siehe Kap. 1.5.1) auch für die blinden Benchmarks verschiedene Analysen mit dem Systemcode TRACE sowie Unsicherheitsanalysen durchgeführt. Es hat Limitierungen des Codes TRACE identifiziert, die auch durch den Einsatz fortgeschrittener Methoden (Meta-Modell) nur teilweise kompensiert werden konnten. Insgesamt bleibt es anspruchsvoll, die Thermohydraulik der Wiederbeflutung nach einem LOCA mit grosser Leckage (LB-LOCA) exakt zu simulieren. Beispielsweise wurde beim Code TRACE die Modellierung der Auswirkungen der Abstandhalter/Mischflügelgitter (Abbildung 12) auf die Grösse der Kühlmittel-Tröpfchen als verbesserungswürdig bewertet. Eine entsprechende Testversion des thermohydraulischen Codes TRACE der U.S.NRC ist in Entwicklung.

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. Von den Teilnehmern wurde die Möglichkeit intensiv genutzt, die Berechnungscodes anhand der Datensätze zu validieren. Das Vorhaben bot insbesondere die Möglichkeit, die in der STARS-Projektgruppe des PSI verwendeten Simulationsprogramme TRACE und COBRA-TF weiter zu validieren und ihre Modellierung zu verbessern (siehe Kap. 1.5.1), zum Beispiel für Anwendungen für das ENSI zu Kühlmittelverlust-Störfällen. Die STARS-Gruppe nutzt diese Rechenprogramme für die Durchführung von Sicherheitsanalysen zu Schweizer Kernkraftwerken im Rahmen ihrer Expertentätigkeit für das ENSI.

Die Teilnahme sowohl an den offenen als auch den blinden Vergleichsrechnungen (Benchmarks) ist sehr nützlich für eine Einschätzung der Vorhersagefähigkeiten (predictive power) der Teilnehmer und ihrer Simulationsprogramme sowie der Quantifizierung der Unsicherheiten. Benchmarkberechnungen, 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 des Codes bei und hilft zusätzlich bei der Unterscheidung von Benutzereffekten (sogenannten Code User Effects).

Zusammenfassend wurde das Projekt wie vorgesehen nach etwa drei Jahren in der zweiten Jahreshälfte 2022 abgeschlossen und 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, insbesondere dem PSI, intensiv genutzt. Die Möglichkeiten des Codes TRACE für die Simulation der Wiederbeflutung nach einem LOCA und der Methoden zur Quantifizierung der Unsicherheiten können dadurch sowohl vom PSI als auch vom ENSI besser eingeschätzt und zielgerichteter verwendet werden. Das Ziel des Projekts ist erreicht.

Ausblick

Die aktuelle dreijährige Projektphase ist abgeschlossen. Die Organisatoren sehen vor, im Jahre 2023 ein ebenfalls mit dem RBHT-Messstand verbundenes Anschlussprojekt vorzuschlagen. Die aktuellen Überlegungen beziehen sich auf detaillierte, hochaufgelöste Messungen, die für LOCA-Analysen bei bestehenden Leichtwasserreaktoren relevant sind. Diese zweite Phase des Projekts soll ein geringeres Gewicht auf Unsicherheitsanalysen legen als in der aktuellen Phase. Sie soll sich auf neue Experimente und die Simulation von relevanten physikalischen Effekten konzentrieren, wie die Mitnahme von Tröpfchen und den Effekt des Abstandhalters/

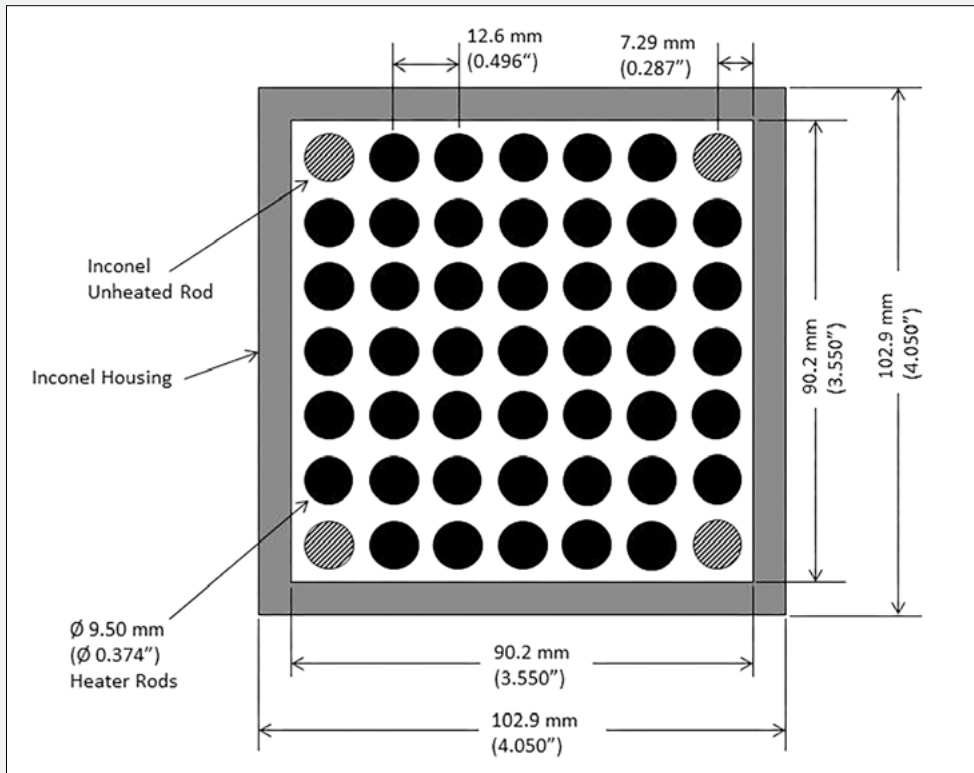


Abbildung 11: Das hier im Querschnitt schematisch dargestellte 7x7 Brennelement des RBHT-Messstands verfügt über 45 elektrisch beheizte Stäbe, die vier Eckstäbe sind unbeheizt. Quelle: Pennsylvania State University

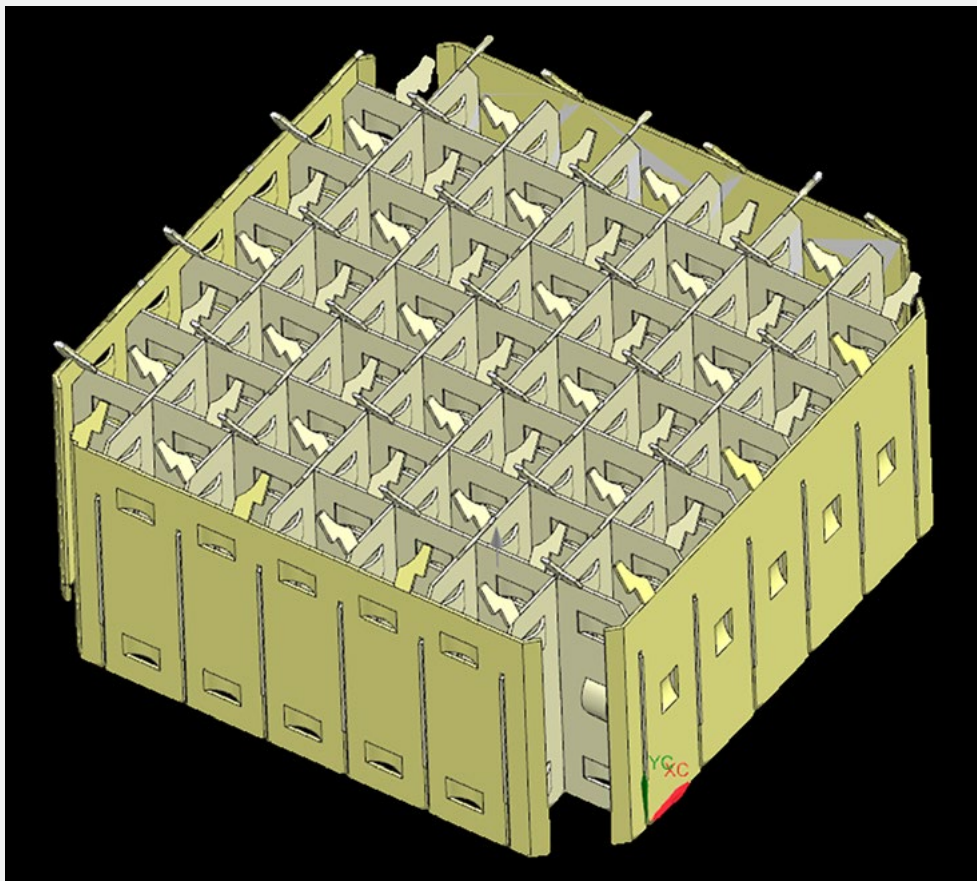


Abbildung 12: Das dargestellte Mischflügelgitter (mixing vane grid) im Brennelement des RBHT-Teststands repräsentiert den Abstandhalter (spacer grid) in einem kommerziellen Brennelement für Druckwasserreaktoren. Die Abstandhalter mit den Mischflügeln beeinflussen unter anderem die mittlere Tröpfchengröße des durchfließenden Kühlmittels. Quelle: Pennsylvania State University

Mischflügelgitters auf das Aufbrechen von Tröpfchen und der damit verbundenen Verbesserung der Wärmeübertragung. Damit soll sie zur weiteren Verbesserung von Modellen und Korrelationen für Computercodes beitragen.

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

Auftragnehmer: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, Deutschland

**ENSI-Projektbegleiter: Manuel Raqué
Bericht der Forscher in Anhang A**

Einleitung

Das Projekt befasst sich mit dem Nichtleistungsbetrieb von Druckwasserreaktoren (DWR). Hierbei ist der sogenannte Mitte-Loop-Betrieb, falls es zu Störungen kommt, herausfordernd hinsichtlich der Schutzzeleinhaltung. 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 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. Das Szenario weist eine hohe Sicherheitsrelevanz auf und ist darüber hinaus geprägt durch Sequenzen mit hoher Komplexität.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für die Analyse des Szenarios wurde ein Handlungsmodell abgeleitet. Es enthält aleatorische Unsicherheiten für die Ausführungszeiten menschlicher Aktionen, Fehlerwahrscheinlichkeiten («Human Error Probability», HEP) und Abhängigkeiten menschlicher Aktionen von stochastischen Einflüssen und/oder System- und Prozesszuständen. Diese Handlungsabläufe wurden in Tätigkeiten zerlegt, die von den Operateuren durchgeführt werden, und ihnen wurden entsprechende Ausführungszeiten zur Durchführung zugeordnet. Aufgrund der zeitlichen Variabilität werden die Ausführungszeiten relevanter Aktivitäten typischerweise in Form von Zufallsvariablen, welche einer bestimmten Wahrscheinlichkeitsverteilung folgen, berücksichtigt. Diese Wahrscheinlichkeitsverteilungen wurden in der aktuellen Projektphase unter Anwendung des sogenannten Crew-Moduls von MCDET ermittelt. In einem nächsten Schritt werden diese Wahrscheinlichkeiten und Zeitverteilungen zusammen mit den ebenfalls modellierten Unsicherheiten der technischen Systeme und Komponenten als aleatorische Unsicherheiten implementiert, um den MCDET-Beitrag für die nachfolgende IDPSA

zu erstellen. Um den MCDET-Input in einem iterativen Prozess zu finalisieren, wurden zudem bereits erste IDPSA-Simulationen durchgeführt.

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 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 (Unverfügbarkeit aufgrund der Zulässigkeit der Ausserbetriebnahme gemäss technischer Spezifikation) 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 und Handmassnahmen beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Mitte-Loop-Betrieb zu erlangen. Damit wird es dem ENSI möglich, die von den Betreibern im Rahmen der PSÜ durchgeführten Störfallanalysen im Nichtleistungsbetrieb detailliert und unabhängig bewerten zu können.

Das Projekt liegt nach drei von vier Jahren im Zeitplan. Die zur Verfügung stehende Zeit im letzten Projektjahr 2023 wird als ausreichend erachtet, um die anstehenden Forschungsarbeiten – Durchführung der abschliessenden MCDET/ATHLET-Analysen, Ergebnisauswertung und Erstellung des Abschlussberichts – absolvieren zu können.

Ausblick

Im letzten Jahr des Forschungsvorhabens soll die komplette IDPSA, bestehend aus 100 dynamischen Ereignisbäumen, mit Hilfe von MCDET/ATHLET-Simulationen durchgeführt werden. Die Ergebnisse werden im Anschluss mittels etablierter Analysewerkzeuge ausgewertet, um zunächst mögliche Ausfallszenarien zu untersuchen und dann eine quantitative Bewertung des Einflusses von operateur- und systembedingten Unsicherheiten auf den Ereignisablauf zu erhalten.

1.5.4 MELCOR – Weiterentwicklung des Oxidationsmodells

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

Einleitung

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

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

zess besser verstanden, sodass nun von den folgenden drei Reaktionsphasen ausgegangen wird: Oxidations-, Nitrierungs- und Reoxidationsphase.

Um die Mechanismen der Reoxidation genauer zu analysieren und in einem Modell zu berücksichtigen, wurde ein Nachfolgeprojekt gestartet, welches Mitte 2021 abgeschlossen wurde. Eine zusätzliche, vom ENSI angeregte Vergleichsstudie bearbeitete das PSI bis ins erste Halbjahr 2022. Dabei sollte aufgezeigt werden, wie sich die Verbesserungen des MELCOR-Standardcodes auf die Modellierung von Unfällen im Brennelement-Lagerbecken (BEB) auswirken.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Als Zusatzstudie zum Forschungsprojekt hat das PSI im Berichtsjahr einen Unfall im BEB mit zwei verschiedenen Versionen von MELCOR untersucht. Dabei wurden die Simulationsergebnisse einer unveränderten und einer modifizierten MELCOR-Version 1.8.6, die das neue PSI-Oxidationsmodell verwendet, verglichen. Dieses Oxidationsmodell enthält insbesondere das neue Nitrierungsmodell.

Beim untersuchten BEB-Unfall wird angenommen, dass zu Beginn der Simulation das gesamte Kühlwasser verloren geht. Die Ergebnisse der Analysen zeigen den signifikanten Einfluss der Zirkoniumnitrid-Bildung während der Hülloxidation in Luft, wenn die Oxidationsreaktionen zu sauerstoffarmen Bedingungen innerhalb der Brennelemente führen. Die Nitrierungsreaktion bewirkt eine höhere chemische Wärmeerzeugung während des Unfalls (Abbildung 13). Diese wiederum führt zu einem früheren Auftreten des Brennstoffschadens, wenn der Nitrierungsprozess berücksichtigt wird (Abbildung 14).

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Mit der Zusatzstudie wurde eine hervorragende Arbeit geleistet. Es wurde ersichtlich, dass eine Berücksichtigung des Nitrierungsprozesses bei schweren BEB-Unfällen zu einer Verkürzung des Zeitfensters zwischen Beckenausdampfung und Auftreten des

Brennstoffschadens führen kann und dass diese Auswirkung signifikant ist. Ferner wurden alle Angaben (neue Klassendefinitionen, Subroutinen, Dokumentation, etc.) so aufbereitet, dass das Modell in einem schweren Unfallcode wie MELCOR implementiert werden kann.

MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den KKW-Betreibern wie auch vom ENSI als Simulationscode für schwere Unfälle eingesetzt. Die erzielten Ergebnisse haben das Potenzial, die Zeitfenster bei BEB-Unfällen realistischer zu ermitteln und die Aussagekraft der MELCOR-Analysen von BEB-Unfällen bei laufenden und abgestellten Anlagen weiter zu verbessern. Die Kenntnis realistischer Zeitfenster ist für die Planung und die Übung der bei einem BEB-Unfall zu treffenden Massnahmen wichtig. Das ENSI sieht keinen unmittelbaren Handlungsbedarf bei den Sicherheitsanalysen der Betreiber, da das Zeitfenster zwischen BEB-Kühlungsverlust und Beckenausdampfung für Operateurmassnahmen weiterhin ausreichend bleibt.

Ausblick

Die Modellentwicklung, seine Überprüfung und die zugehörige Dokumentation wurden im Jahr 2021 abgeschlossen die vom ENSI angeregte Zusatzstudie Mitte 2022. Es ist vorgesehen, das Modell und die zugehörige Dokumentation an die Entwickler von MELCOR (Sandia National Laboratories) weiterzugeben. Auf Basis der vorliegenden Analysen, der verfügbaren Ressourcen, und der Prioritätssetzungen der amerikanischen Behörde wird über den Einbau des PSI-Modells in zukünftige MELCOR-Versionen entschieden.

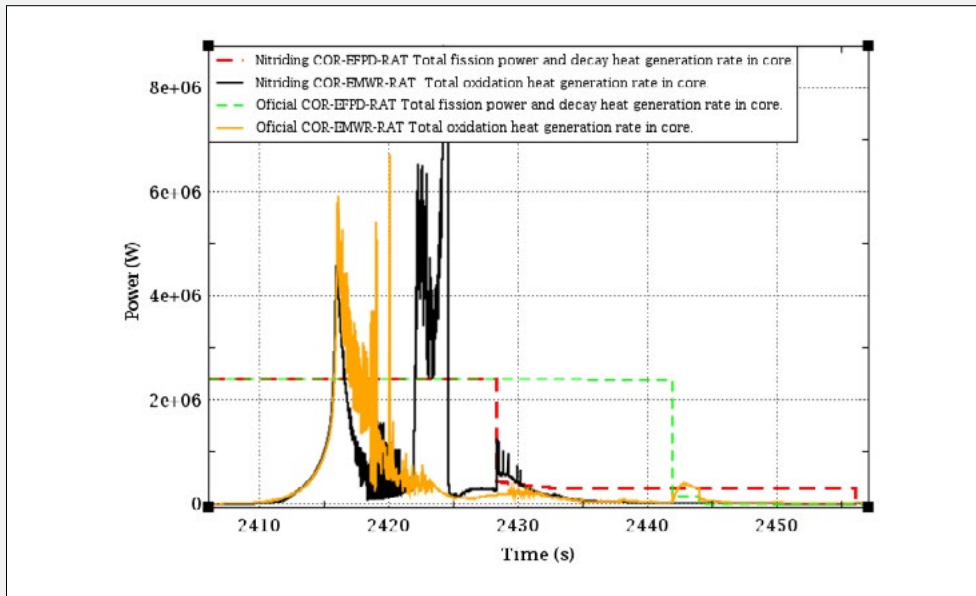


Abbildung 13: Vergleich zwischen Wärmeerzeugung gemäss Modell ohne Nitrierung (gelbe Linie) und mit Nitrierung (schwarze Linie). Quelle: PSI

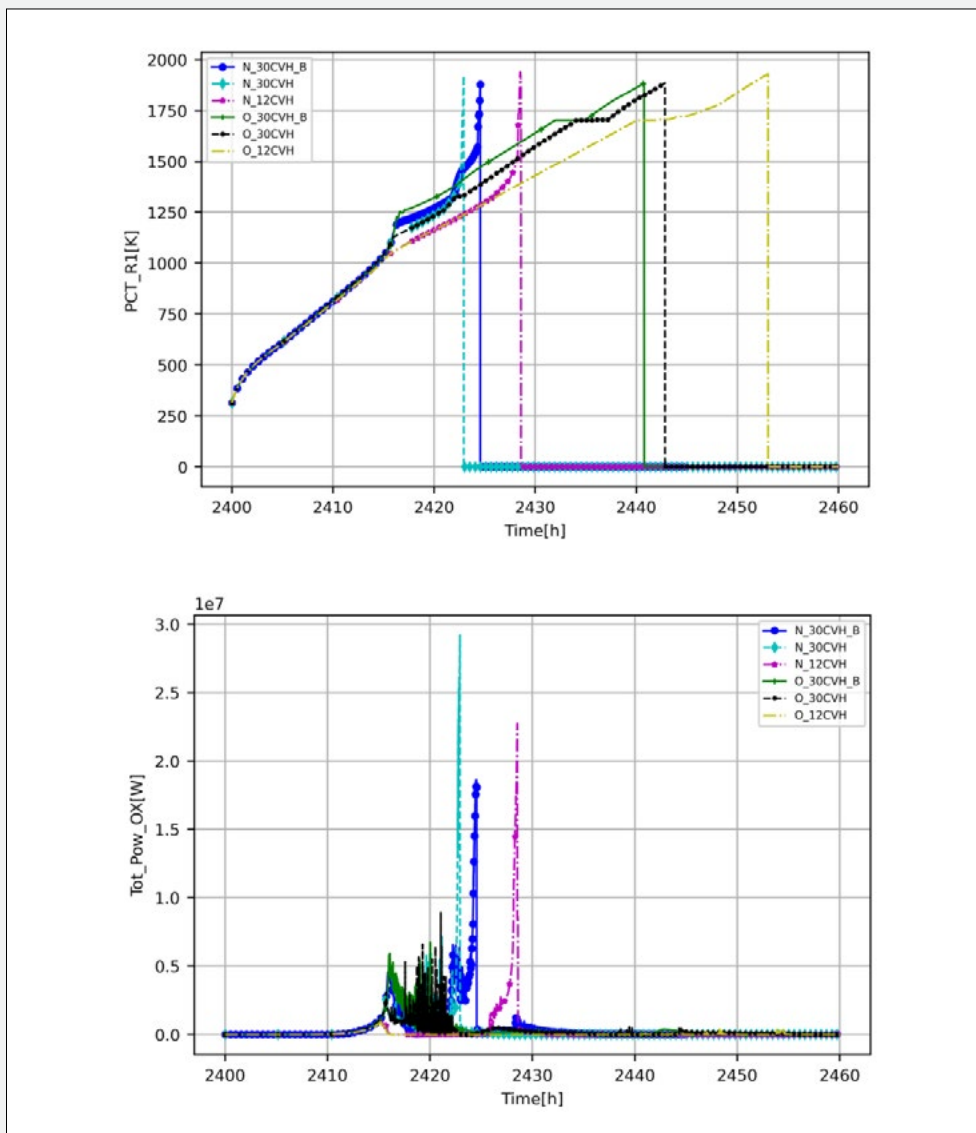


Abbildung 14: Oben: Zeitlicher Verlauf der Hüllrohrtemperatur: Vergleich zwischen dem MELCOR-Standardmodell (schwarze Linie) und dem modifizierten MELCOR-Modell (blaue Linie), welches das PSI-Oxidationsmodell enthält. Der steile Abfall stellt den Integrationsverlust des Hüllrohrs dar. Unten: Zeitlicher Verlauf der chemischen Energie für beide Modelle. Quelle: PSI

1.5.5 COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI, Villigen

ENSI-Projektbegleiter: Dario Müller

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Mit der PANDA-Forschungsanlage am PSI (siehe Abbildung 15) werden bei Störfällen im Containment auftretende thermohydraulische Phänomene untersucht. Das Projekt COMPARE 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 Einschränkungen von MELCOR identifiziert und Handlungsanweisungen formuliert werden, wie diese Einschränkungen gegebenenfalls vermieden werden können und unter welchen Voraussetzungen MELCOR bestmögliche Resultate liefert.

Das Projekt COMPARE wurde am 1. Juli 2022 gestartet und dauert drei Jahre.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bis Ende 2022 war das Ziel, diejenigen PANDA-Experimente zu eruieren, welche für eine MELCOR-Analyse in Frage kommen. Dabei werden in einer ersten Auslegeordnung die seit 1991 mit der PANDA-Anlage durchgeführten Experimente zusammengestellt und bezüglich Verfügbarkeit und Qualität der Daten beurteilt. Damit die Erkenntnisse aus den Analysen möglichst gut auf die Schweizer Kernkraftwerke anwendbar sind, wird in der Auslegeordnung berücksichtigt, welcher Reaktortyp bei den PANDA-Experimenten jeweils zugrunde gelegt wurde. Weiter wird in einer umfangreichen Literaturrecherche nach bereits durchgeführten MELCOR-Analysen gesucht, um Vergleichs-



Abbildung 15: Behälter der PANDA-Anlage zum Studium passiver Sicherheitssysteme in neuen Kernkraftwerken. Quelle: PSI-Website, <https://www.psi.ch/de/about/geschichte-des-psi>

studien mit PANDA oder einer ähnlichen Anlage zu ermitteln. Hierbei ist es das Ziel, offen gebliebene Fragestellungen zu identifizieren und zu vermeiden, dass bereits vorgenommene Studien wiederholt werden.

Gleichzeitig mit dem Beginn von COMPARE wurde eine Masterarbeit verfasst, welche mithilfe von MELCOR schwere Störfälle in kleinen Reaktoren von 10–300 Megawatt elektrischer Leistung simulierte, sogenannten Small Modular Reactors (SMRs). Ein Resultat dieser Studie ist ein MELCOR-Modell der PANDA Innovative Passive Safety System (IPSS) Tests. Diese Tests wurden bereits mit anderen thermohydraulischen Codes (TRACE und GOTHIC) analysiert. Folglich bildete die Masterarbeit eine gute Gelegenheit, um MELCOR nicht nur gegenüber den PANDA-Experimenten, sondern auch mit den Resultaten weiterer gebräuchlicher Simulationscodes zu vergleichen.

Das neu erstellte MELCOR-Modell wurde anhand von 15 IPSS-Tests geprüft. Dabei wurde der Effekt nichtkondensierbarer Gase auf die Effizienz von Isolationskondensatoren geprüft. Bei den Analysen stellte sich heraus, dass MELCOR bei hohem Druck und gleichzeitigem Vorhandensein nichtkondensierbarer Gase negative Kondensatoreffizienzen

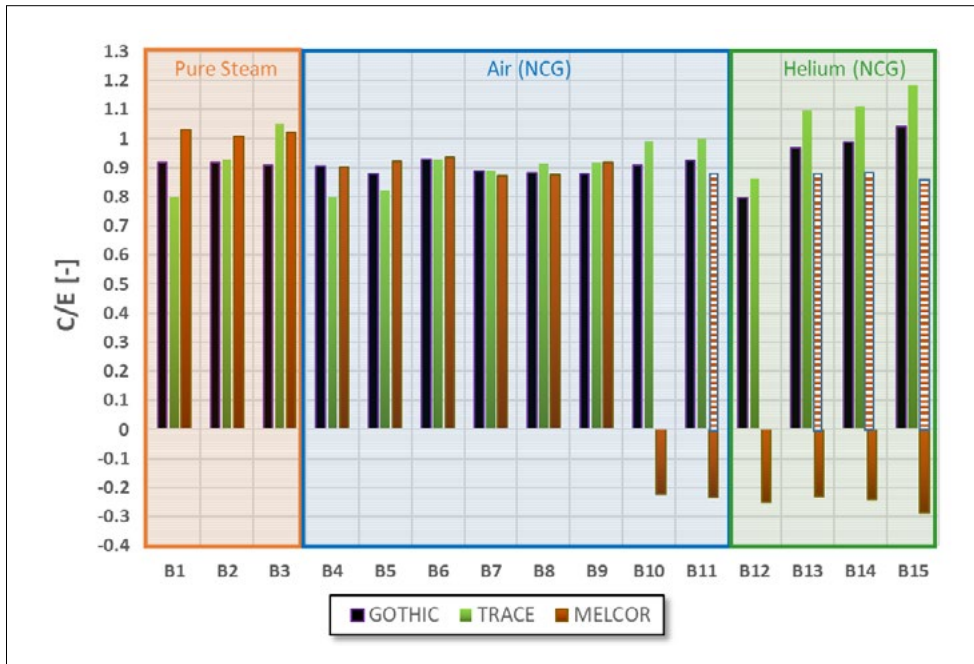


Abbildung 16:
Berechnete Werte
der Kondensator-
effizienz in Relation
zum PANDA-IPSS-
Test-Experiment.

generiert, was jedoch klar den experimentellen Befunden widerspricht. Anhand verschiedener Sensitivitätsstudien zeigte sich, dass bestimmte, ungünstige Anfangsbedingungen für die negativen Kondensatoreffizienzen verantwortlich sind. Die Anfangsbedingungen im MELCOR-Modell wurden anschliessend so angepasst, dass das aktualisierte Modell realistische Resultate liefert. Wie in Abbildung 16 dargestellt, generiert MELCOR dann ähnliche Kondensatoreffizienzen wie TRACE und GOTHIC. Bei reinem Wasserdampf liefert MELCOR sogar leicht bessere Resultate, und zwar unabhängig von der Frage der Anfangsbedingungen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Im Verlaufe des ersten halben Jahres wurde im Rahmen des Projektes COMPARE bezüglich thermodynamischer Phänomene in SMR eine aufschlussreiche Vergleichsstudie zwischen den experimentellen Ergebnissen aus PANDA und den Simulationen mit MELCOR durchgeführt.

MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den KKW-Betreibern als auch vom ENSI als Simulationscode schwerer Unfälle und als Grundlage zur Risikoabschätzung 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 2023 ist geplant, die Zusammenstellung der vorhandenen Daten und Analysen abzuschliessen. Nachfolgend wird entschieden, welche beiden für die Schweizer Kernkraftwerke relevanten Vergleichsstudien zwischen MELCOR und PANDA durchgeführt werden. Anschliessend wird mit der ersten der beiden vorgesehenen Studien begonnen.

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

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

Einleitung

Die laufende Phase im Forschungsprojekt an der Königlich-Technischen Hochschule (KTH) in Stockholm dauert bis Ende 2025. Dabei

wird das seit 1996 vom ENSI unterstützte Programm zur Erforschung der Interaktionen einer Kernschmelze mit Wasser (Programm Melt-Structure-Water Interaction, MSWI) vertiefend weitergeführt. Basierend auf Experimenten und Simulationen analysiert die KTH beispielsweise das Verhalten des Schüttbetts im Reaktordruckbehälter (RDB) oder mögliche Versagensmodi des RDB.

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation schwerer Unfälle, vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Substanzen in die Umgebung. Gegenwärtig fehlt in MELCOR ein präzises Modell zur Simulation der Kühlung eines Schüttbetts in der Reaktorgrube. In Kombination mit dem Code COCOMO ist eine realistischere Simulation der Kühlung möglich. Diese rechen-technische Lösung ist jedoch sehr zeitintensiv. Es ist daher geplant, ein optimiertes Modell zu entwickeln, das anschliessend mit MELCOR kombiniert werden kann.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2022 wurden verschiedene Fortschritte bei der Erforschung des Verhaltens der Kernschmelze inner- und ausserhalb des RDB erzielt. So wurde die Reihe der Experimente mit der Anlage SIMECO-2 wie geplant abgeschlossen. Die detaillierte Analyse des Schüttbetts ergab eine gute Übereinstimmung mit den Vorhersagen von COCOMO. Weiter wurde für Siedewasserreaktoren der Effekt der Messleitungs- und Steuerstabführungsrohre auf das RDB-Versagen mittels Simulationen untersucht. Zudem wurden Simulationen des Durchflusses einer Metallschmelze durch ein poröses Schüttbett mit entsprechenden Experimenten verglichen. Die verwendeten Codes scheinen die untersuchten Phänomene gut wiederzugeben, es sind jedoch weitere Analysen notwendig. Zu den neuesten Befunden gehört ausserdem, dass das Vorkommen von Borsäure in der gefluteten Reaktorgrube insbesondere bei hohen Konzentrationen einen Einfluss auf die Form des Schüttbetts haben kann.

Ein weiteres Ziel ist die Entwicklung eines optimierten Simulationsmodells, welches

die Kühlung einer Kernschmelze in Form eines Schüttbetts präzise und trotzdem effizient simuliert. MELCOR verwendet nur ein eindimensionales Modell zur Simulation der Kernschmelze in der Reaktorgrube, während der Rechencode COCOMO verschiedene Strukturen und Phänomene bei der Kühlung der Kernschmelze berücksichtigt. Werden beide Codes gekoppelt, führt dies zu einem raschen Anstieg der Rechenzeit. Entwickelt wird nun ein sogenanntes Ersatzmodell, das den COCOMO-Code möglichst adäquat ersetzt, ohne den Zeitaufwand der MELCOR-Berechnung signifikant zu erhöhen. Dabei wird die Energieübertragung der Schmelze aus den gekoppelten MELCOR/COCOMO-Berechnungen durch eine einfache Funktion angenähert. Es wird weiter ein künstliches neuronales Netz trainiert, welches anhand von acht Eingaben die Parameter der Funktion bestimmt. Dieses Ersatzmodell mit der angepassten Funktion wird anschliessend an MELCOR gekoppelt.

Um den gewählten Ansatz zu testen, wurde das Störfallszenario eines vollständigen Verlusts der Stromversorgung bei einem Siedewasserreaktor simuliert – einmal mit MELCOR alleine, einmal mit MELCOR an COCOMO gekoppelt und einmal mit MELCOR an das Ersatzmodell gekoppelt. Bei der gekoppelten MELCOR/COCOMO-Simulation und der gekoppelten MELCOR/Ersatzmodell-Simulation verdampft das Wasser in der Reaktorgrube früher als bei der Simulation mit MELCOR alleine, da die Energieübertragung vom Schüttbett schneller erfolgt. Dies führt wiederum zu einem schnelleren Druckanstieg im Containment und einem früheren Auftreten der Druckentlastung (siehe Abbildung 17). Es zeigte sich eine gute Übereinstimmung des Ersatzmodells mit dem MELCOR/COCOMO-Ansatz.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Wie geplant wurden verschiedene Experimente zur Analyse des Verhaltens der Kernschmelze bei schweren Störfällen fortgeführt und teilweise abgeschlossen. Ausserdem wurden die Simulationscodes, welche mit

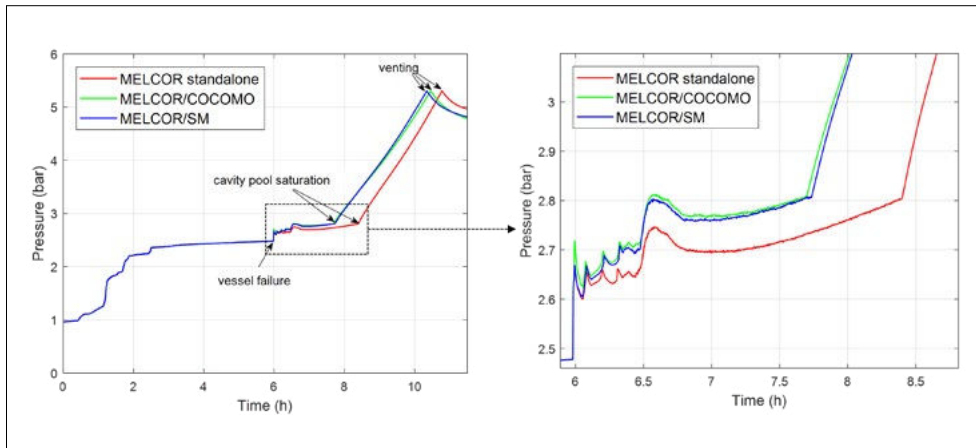


Abbildung 17: Druckverlauf im Containment bei vollständigem Verlust der Stromversorgung mit nachfolgender Kernschmelze in einem Siedewasserreaktor für drei unterschiedliche Konfigurationen von Simulationscodes.

den aus den Experimenten erhobenen Daten getestet wurden, dem Projektplan entsprechend weiterentwickelt. Ein genaueres Verständnis der Eigenschaften der Kernschmelze hilft dem ENSI bei der Bewertung der von den Betreibern durchgeführten Störfallanalysen und kann zur Weiterentwicklung der Störfallmassnahmen beitragen. Im Rahmen des Projekts MSWI wird ausserdem ein ergänzendes Modell zu MELCOR entwickelt und gemäss aktuellem Stand sollten die vorgesehenen Arbeiten bis zum Ende der Projektdauer realisiert werden. Das neue Modell kann später in MELCOR implementiert werden, um damit dessen Rechenmöglichkeiten zu erweitern. MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den KKW-Betreibern wie auch vom ENSI als Simulationscode für schwere Unfälle und als Grundlage für die Risikoabschätzung im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse eingesetzt.

Ausblick

Zu Beginn des Jahres 2023 werden in den verschiedenen Teilprojekten zusätzliche Daten generiert, Methoden entwickelt und Analysen durchgeführt, um die Datengrundlage über das Verhalten der Kernschmelze bei schweren Unfällen weiter zu verbessern. Dies beinhaltet insbesondere Simulationen des RDB-Versagens und der Schüttgutbildung, Studien über die Interaktionen der Kernschmelze in der Reaktorgrube und weitere Analysen mit dem gekoppelten MELCOR/Ersatzmodell-Ansatz.

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

Auftragnehmer: Paul Scherrer Institut PSI
ENSI-Projektbegleiter: Joachim Löhle
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Die Abteilung für Strahlenschutz und Sicherheit des PSI betreibt verschiedene von der Schweizerischen Akkreditierungsstelle SAS akkreditierte Prüfstellen sowie eine Eichstelle. Unter anderem gehört zu ihren Aufgabengebieten:

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

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

Die Kalibrierung und Eichung von Strahlungsmessgeräten ist eine wichtige Voraussetzung zum Nachweis der Einhaltung von gesetzlichen Grenzwerten. Grosse Bedeutung haben auch die Messungen zur Befreiung von Materialien, die aus kontrollierten Zonen zum allgemeinen Gebrauch oder zur konventionellen Entsorgung entnommen werden, und zur Überwachung der Abgaben radioaktiver Stoffe an die Umgebung.

In der Radioanalytik werden chemische und physikalisch-chemische Untersuchungen in Verbindung mit Kernstrahlungsmessungen an verschiedensten radionuklidhaltigen Proben durchgeführt. Die Radioanalytik hat im Strahlenschutz einen hohen Stand erreicht. Dennoch ergeben sich immer neue Anforderungen aus der Praxis, in denen Messmethoden weiter oder neu entwickelt werden müssen. Beispiele sind Freimessungen von Schlämmen sowie Messungen von Umweltsproben 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 Strahlungstechnik und der Radioanalytik durch.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Bereich der radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Probenanalyse wurde 2021 eine Methode entwickelt, um Betonproben aufzuschmelzen und die Radionuklide Strontium, Americium und Plutonium zu trennen. Im Jahr 2022 wurden erste Tests durchgeführt, ob diese Methode auch an anderen radioaktiven Rückbaumaterialien, wie Tapeten, Mörtel und Asbestproben angewendet werden kann. Die ersten Testergebnisse sind vielversprechend.

Im Weiteren wurden im Rahmen einer Doktorarbeit der Prototyp einer automatisierten

Durchflusszelle für die direkte elektrochemische Abtrennung von Radionukliden entwickelt und für die Abtrennung von Kupfer, Kobalt und Nickel erfolgreich getestet.

Bei der Stilllegung von Kernkraftwerken fallen grosse Mengen von aktivierten Elektrokabeln an, die analysiert werden müssen. Dazu wurde im Berichtsjahr begonnen, eine Methode zu entwickeln, um Chlor-36 in Polymerproben zu analysieren.

Ferner wurde ein sicheres Arbeitsverfahren zur Analyse von asbesthaltigen Proben aus der Stilllegung von Kernanlagen entwickelt, das ohne die Verwendung von Flusssäure auskommt.

Eine erste Evaluation im Berichtsjahr zeigte, dass ein Plasma-Massenspektrometer gekoppelt mit einer Laserablation den hohen analytischen Anforderungen von Stilllegungsproben gerecht werden würde. Für eine endgültige Kaufentscheidung sind jedoch weitere Evaluationen mit dem ICP-MS (Massenspektrometer mit induktiv gekoppeltem Plasma) des Hotlabors geplant.

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

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 wurde diese Methode mit einem Phantom, das Kalibrierquellen enthielt, erfolgreich validiert.

Im Berichtsjahr wurde die Eignung von Messsystemen mit Förderbändern zur Freimessung von Materialien untersucht. Das Ergebnis war, dass die Nachweisgrenzen von Wäschemonitoren, die für die Überwachung von in Kernkraftwerken getragener Schutz-

kleidung auf dem Markt sind, für diesen Einsatzzweck in der Regel zu hoch sind.

Zudem wurde die Entwicklung eines Neutronendosimetrie-Lesegerätes mit dem zugehörigen Algorithmus zur Dosisbewertung erfolgreich abgeschlossen. Des Weiteren wurden im Bereich der Dosimetrie der Einfluss der neuen Dosisgrößen der International Commission on Radiation Units and Measurements (ICRU) auf die Messungen mit Radio-Photolumineszenz-Dosimetern untersucht; im niederenergetischen Energiebereich wurde eine Anpassung des neuen Algorithmus vorgeschlagen. Auch wurden die Untersuchungen zu den Auswirkungen von hohen Protonen- und Neutronen-Dosisleistungen auf Lumineszenzdosimeter, die im Rahmen einer Doktorarbeit gemacht wurden, abgeschlossen.

Die alljährlich durchgeführten Aeroradiometrieübungen werden vom ENSI im Rahmen der Aufsichtstätigkeit genutzt, um Informationen über die radiologische Situation in der Umgebung der Schweizer Kernanlagen zu gewinnen. Die Aeroradiometrie ist auch ein wichtiges Instrument des Notfallschutzes, unter anderem um Informationen über die Kontamination in der Umgebung einer Kernanlage nach einem Störfall mit Aktivitätsfreisetzung zu gewinnen. Die Routinemessungen um die Kernkraftwerke Beznau und Leibstadt sowie das Zwischenlager Würenlingen und das Paul Scherrer Institut zeigten keine Veränderungen gegenüber früheren Messungen. Auch wurde im Rahmen der Routinemessungen die neu im Rahmen einer Doktorarbeit entwickelte rechnerische Kalibrierung (Monte-Carlo-Rechnungen) des Aeroradiometriemesssystems mit radioaktiven Quellen erfolgreich validiert.

Im Jahr 2022 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.

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. Bei einigen Forschungsarbeiten, wie zum Beispiel bei der radiochemischen Analyse von Asbestproben und bei den Untersuchungen zu den Auswirkungen von hohen Protonen- und Neutronen-Dosisleistungen auf Lumineszenzdosimeter, konnte bereits der experimentelle Teil der Arbeiten erfolgreich abgeschlossen werden. Die Arbeiten 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 Räumen/Gebäuden von der Bewilligungspflicht und Aufsicht nach StSV 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 Be-

treuung 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 2023 werden die Arbeiten zu folgenden Themen weitergeführt:

1. Mitarbeit in internationalen Gremien mit Fragestellungen der Strahlenmesstechnik und Dosimetrie: Experten der Abteilung beteiligen sich aktiv in Arbeitsgruppen, die sich mit der Revision von für den Schweizer Strahlenschutz relevanten Normen (zum Beispiel von der International Electrotechnical Commission IEC) befassen. Auch arbeiten sie in Arbeitsgruppen des Europäischen Dosimetrienetzwerks EURADOS und des deutsch-schweizerischen Fachverbandes für Strahlenschutz aktiv mit.
2. Erarbeitung und Optimierung von radiochemischen und spektrometrischen Verfahren zur Bestimmung der Aktivität sowie dem Nachweis von Radionukliden: Im Rahmen von Rückbauprojekten besitzen Methoden, mit denen Komponenten zerstörungsfrei auf ihren Radionuklidgehalt untersucht oder grosse Probenmengen bearbeitet werden können, eine zentrale Bedeutung. Die verwendeten Methoden werden durch die Teilnahme an nationalen sowie internationalen Vergleichsmessungen validiert.
3. Charakterisierung von Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern und Weiterentwicklung von Messmethoden und -techniken: Die Eigenschaften und Limiten von aktuell verwendeten sowie in der Zukunft eingesetzten Strahlenschutzmessmitteln und Dosimetern werden anhand von internationalen Normen und

via Vergleichsmessungen überprüft und untersucht.

4. Wissenschaftliche Begleitung von Aeroradiometrieübungen: Die jährlich in der Schweiz durchgeführte Aeroradiometrieübung wird durch Experten des PSI 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 Fachspezialisten benötigen. Diese sowie die für Untersuchungen notwendige Expertise und Messeinrichtungen werden bereitgehalten und können bei Bedarf eingesetzt werden.
6. Fachbegleitung von 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

Auftragnehmer: Physikinstitut der Universität Zürich UZH

ENSI-Projektbegleiterin: Luana Hafner
Bericht der Forscher im Anhang A

Einleitung

Die Wirkung ionisierender Strahlung auf die Physiologie des Menschen fällt aufgrund von physikalischen Teilcheneigenschaften wie zum Beispiel der Masse, der elektrischen Ladung und verschiedenen Energien unterschiedlich aus. Um den biologischen Schaden für verschiedene Strahlenarten zu vergleichen, wird die vom Gewebe absorbierte Dosis beziehungsweise Energie mit einem Qualitätsfaktor für die Strahlungsart multipliziert. Diese Qualitätsfaktoren werden bisher aus der Kombination von Daten aus biologischen Experimenten und Annahmen über die Ionisationsdichteverteilung gewonnen. Der Vorgang ist allerdings zeitaufwändig und komplex. Im Rahmen einer Dis-

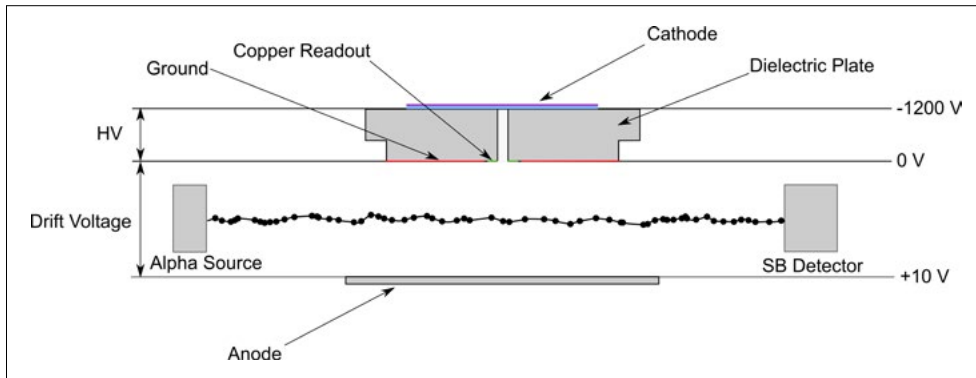


Abbildung 18:
Skizze der Nano-
dosimetrie-Detektor-
elemente innerhalb
der Gaskammer.
Quelle: Universität
Zürich

sertation 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

Der von den Forschenden entwickelte Detektor bzw. das Nanodosimeter ist technisch betrachtet eine Ionisationskammer, in welche ein bestimmtes Gasgemisch für die Detektion von ionisierender Strahlung eingeschlossen ist (Abbildung 18). 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 jedoch setzt voraus, dass man die Mobilität der erzeugten Ionen kennt. Für Propangas, welches beim Experiment verwendet wird, gibt es allerdings kaum experimentelle Daten. Die Mobilitätsdaten beeinflussen die Ankunftszeiten der beschleunigten Ionen, der ideale Lochabstand für das Design eines Mehrlochdetektors ist jedoch davon unabhängig. Die Forschenden haben nun ein Verfahren entwickelt, um den idealen Lochabstand für eine beliebige Konfiguration des elektrischen Feldes, für einen beliebigen Lochdurchmesser, Gasdruck oder ein di-

elektrisches Plattenmaterial zu berechnen. Weiter wurde ein Modell zur Annäherung des resonanten Ladungsaustausch-Querschnitts, das nur auf diesen Eingangsparametern basiert, entworfen und für eine breite Palette von Gasen verifiziert. Mit dem Monte-Carlo-Programm und dem resonanten Näherungsmodell für den Ladungsaustausch-Querschnitt können nun die Driftgeschwindigkeiten, die Querdiffusion und die Mobilität von Ionen in ihrem Muttergas berechnet werden.

Eine weitere technische Herausforderung stellt die Verarbeitung und Analyse der elektrischen Signale aus dem Nanodosimeter dar. Für die Analyse der Form der Signale wurde ein neues Datenerfassungssystem beschafft. Das neue System wurde im Rahmen einer Masterarbeit programmiert und getestet. In Zukunft sollte der Benutzer zwischen der Erfassung von zwei Messinformationen wählen können:

1. Rohdaten: Das System speichert alle Rohdatenpunkte von den Messungen. Der Vorteil liegt in der Flexibilität bei der Datenanalyse und in dem Umstand, dass man gut zwischen Signal und Untergrundrauschen unterscheiden kann. Allerdings erzeugt diese Methode riesige Datenmengen, was die sogenannte Totzeit der Messapparatur beeinflussen kann.
2. Pulsanalysedaten: Das System analysiert die elektrischen Signale beispielsweise auf deren Höhe oder deren Breite und speichert diese Daten ab. Die erzeugten Datenmengen sind daher viel kleiner und der Datentransfer schneller. Rohdaten

werden hierbei nicht erfasst, und das Untergrundrauschen muss bei einer Nachbearbeitung der Daten berücksichtigt werden.

Beim Testen des Systems sind verschiedene Herausforderungen im Bereich des automatischen Erkennungsfensters, der Zeitstempel-Synchronisierung und der Triggerblockierung aufgetreten. Aktuell werden unverstärkte Signale gemessen, bei niedrigerem Gasdruck wird eine Signalverstärkung allerdings notwendig werden, um die Auflösung zu verbessern.

Um den Nanodosimetrie-Detektor für externe Beamlines (Strahllinien) für Protonen am Paul Scherrer Institut PSI zu verwenden, wurde ein neuer Prototyp entworfen. Dieser befindet sich aktuell im Bau und sollte 2023 für erste Messungen eingesetzt werden.

Die Resultate aus den bisherigen Analysen über die Detektorsimulationen wurden veröffentlicht (Kempf et al. 2022). Zusätzlich wurde das Ionenmobilitätsmodell in einer wissenschaftlichen Publikation zusammengefasst und bei der Zeitschrift «Zeitschrift für Medizinische Physik» eingereicht, sie befindet sich aktuell im Review-Prozess.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt wurde im Juli 2020 gestartet und wird voraussichtlich drei Jahre dauern. Aufgrund der Entwicklungen des Forschungsprojekts wurden die Projektziele dieses Jahr angepasst. Die Entwicklung eines Strahlenwirkungsmodells für Protonen, Helium-Ionen und Kohlenstoff-Ionen, mit dem die Strahlenwirkung basierend auf nanodosimetrischen Grössen mathematisch beschrieben werden sollte, ist für die verbleibende Projektzeit zu umfangreich. Die Ziele wurden durch neue Ziele ersetzt, die sich aus den bisherigen Forschungsergebnissen ergeben haben. Diese umfassen unter anderem die Implementierung des neuen Datenerfassungssystems sowie die Entwicklung und das Testen eines neuen Detektorprototyps für externe Beamlines. Mit dieser Anpassung liegt die Umsetzung des Projekts gut im Zeitplan.

Ziel des Strahlenschutzes ist es, Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung zu schützen. Dabei muss verstanden werden, welche Wirkung Auswirkungen ionisierende Strahlung auf den menschlichen Körper hat und welchen Einfluss dabei verschiedene Strahlenfelder haben. Viele Erkenntnisse werden aus epidemiologischen, medizinischen und biologischen Studien gewonnen. Mit der Nanodosimetrie ergibt sich ein alternativer Ansatz, um den biologischen Schaden von verschiedenen Strahlenarten zu erforschen und diesen in einer weiteren, physikalisch messbaren Grösse zu quantifizieren. 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. Ein besseres Verständnis der Grundlagen hilft dem ENSI, die Strahlenrisikobeurteilung in Stellungnahmen und Gutachtenbeiträgen sowie insbesondere auch in der Kommunikation und in Fachvorträgen zu festigen.

Ausblick

Im nächsten Jahr werden viele Messungen mit dem Datenerfassungssystem durchgeführt. Dabei werden neue Detektormaterialien getestet. Der Experimentaufbau ist in Abbildung 19 ersichtlich. Der Fokus wird hier zum einen darauf liegen, reproduzierbare Daten zu erzeugen und zum anderen darauf, die Detektoreffizienz als Messgrösse zu quantifizieren und zu optimieren. Zudem wird die Abhängigkeit des Detektors vom Lochdurchmesser und von der Detektordicke analysiert werden. Auch soll der neue Detektorprototyp getestet und analysiert werden, wie sich Clustergrössenverteilungen (Wahrscheinlichkeitsverteilungen der Anzahl Ionisationen in einem kleinen Volumen) rekonstruieren lassen, wenn die Messeffizienz weniger als 100 % beträgt.

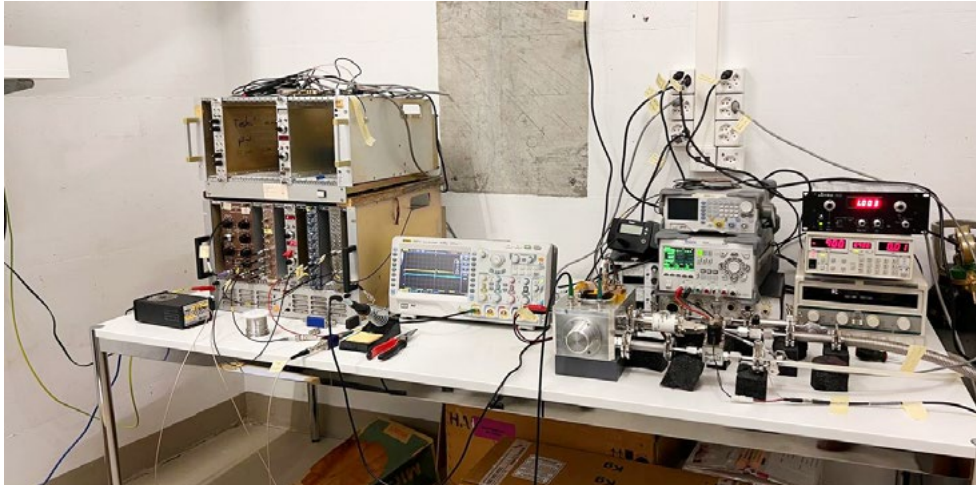


Abbildung 19:
Experimentaufbau.
Quelle: Universität
Zürich

Zitierte Literatur

■ I. Kempf, T. Stäuble, U. Schneider (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, Volume 1028, 166374.

1.6.3 Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically?

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

ENSI-Projektbegleiterin: Luana Hafner

Bericht der Forscher 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. Das Ziel

des Forschungsprojekts ist, eine Biodosimetrie auf Basis von Metaboliten zu erforschen, welche eine schnellere und möglicherweise genauere Methode zur Dosisbestimmung verspricht. Diese würde ein wertvolles Werkzeug bei radiologischen Unfällen bedeuten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt beinhaltet das Screening von Metaboliten aus Blut- und Urinproben von Radiotherapie-Patientinnen. Die Proben wurden zu unterschiedlichen Zeitpunkten während der Therapie entnommen, um mögliche Biomarker für eine Strahlenexposition zu identifizieren. Ferner soll die Korrelation von den Biomarkern mit der Strahlenexposition bestimmt werden. Da das Projekt erst Ende 2022 begonnen hat, gibt es aktuell noch keine Resultate.

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. Im Notfall ist das ENSI, neben den Beaufsichtigten und der Suva, dafür zuständig, biodosimetrische Untersuchungen anzuordnen.

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 Dosimetrierungs- und Forschungsmöglichkeiten von Strahlenwirkungen bei kleinen Dosen ermöglichen und somit den operationellen Strahlenschutz direkt beeinflussen.

Ausblick

Im 2023 wird mit der Analyse von Metaboliten in Blut- und Urinproben von Radiotherapie-Patientinnen begonnen.

1.7 Entsorgung

Die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung bildet den überwiegenden Teil im Forschungsbereich Entsorgung. Die Projekte behandeln die Eigenschaften der dafür relevanten Gesteine und die Prozesse, welche die Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers längerfristig beeinträchtigen können. Mit dem Fortschreiten des Verfahrens zum Sachplan geologische Tiefenlager hat dieser Bereich laufend an Bedeutung gewonnen. Zum Forschungsbereich Entsorgung gehören zudem die der geologischen Tiefenlagerung vorgelagerten Arbeiten, insbesondere Transport und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle.

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

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

Einleitung

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

Bevor ein T/L-Behälter ins Zwischenlager gebracht werden darf, muss die entsprechende Bauart durch das ENSI für den Transport zugelassen und für die Zwischenlagerung freigegeben werden. Grundlage dafür sind verschiedene gesetzlich vorgeschriebene Anforderungen. Im Transportrecht auf der Strasse gelten die Bedingungen des Gefahrgutrechts ADR (Accord européen relatif au transport international des marchandises Dangereuses par Route) und im Zwischenlagerbereich die Anforderungen, die in der Richtlinie ENSI-G05 festgeschrieben sind. Die verschiedenen Anforderungen ergeben sich aus vier Schutzziele, 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 Finiten Elementen, die in Summe das Ver-

halten der Gesamtstruktur hinreichend genau abbilden. Auf Basis dieser Methode hat der Lehrstuhl eine eigene Softwarelösung mit Namen Z88 konzipiert, die im Rahmen der vergangenen Forschungsprojekte an die Bedürfnisse des ENSI angepasst wurde und entsprechend der neuen Zielsetzungen im aktuellen Forschungsprojekt weiterentwickelt wird.

Motivation für die Entwicklung des unabhängigen Simulationstools 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 V3 werden als Randbedingungen zum einen die Wärmeleistung homogen auf die Schachtwände des Tragkorbs aufgebracht und zum anderen 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 Programm 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 umfasst zwei Jahre. Sie hat zwei Hauptziele: Erstens soll der höhen-spezifische Abbrand der Brennelemente berücksichtigt werden können. Zweitens sollen nicht nur die Temperaturen an den Schächten des Tragkorbs berechenbar sein, sondern auch die Temperaturen der Brennstab-Hüllrohre. Um diese Ziele zu erreichen, sind umfangreiche Voruntersuchungen notwendig, um geeignete Methoden für die Softwareintegration zu spezifizieren. Nach Projektplan waren im ersten Projektjahr zwei grosse Arbeitspakete vorgesehen, die sich auf beide genannten Ziele beziehen.

Zunächst wurde das Teilziel «Berücksichtigung des höhen-spezifischen Abbrands der Brennelemente» verfolgt und umgesetzt. Nach Recherchen zu den physikalischen und thermischen Vorgängen, die zu diesen charakteristischen Höhenprofilen führen, wurden verschiedene Strategien entwickelt und gegenübergestellt, wie dieser Aspekt in den bestehenden Programmcode integriert werden kann. Durchgesetzt hat sich der Ansatz, nach dem die Brennelemente in zehn Zonen eingeteilt werden und jeder Zone ein prozentualer Anteil der Gesamtwärmeleistung des Brennelements zugeordnet wird. Sowohl der Programmcode als auch die Benutzeroberfläche wurden entsprechend erweitert (Abbildung 20). Die Implementierung wurde durch Vergleichssimulationen mit der kommerziellen Software Ansys validiert. Der Vergleich der Ergebnisse zeigt eine mittleren Abweichung von kleiner 1%.

Die Voruntersuchungen für die Bestimmung der Temperaturen der Brennstab-Hüllrohre lassen sich in zwei Teile untergliedern. Zunächst galt es, die Wärmeabfuhr eines abgebrannten Brennelements zu analysieren. Aufbauend darauf sollte ein Ersatzmodell entwickelt und ein Vorgehen für dessen Integration in den bestehenden Programmcode erarbeitet werden.

Das thermische Verhalten der Brennelemente ist anhand von mehreren Simulationsmodellen untersucht worden. Dabei sind

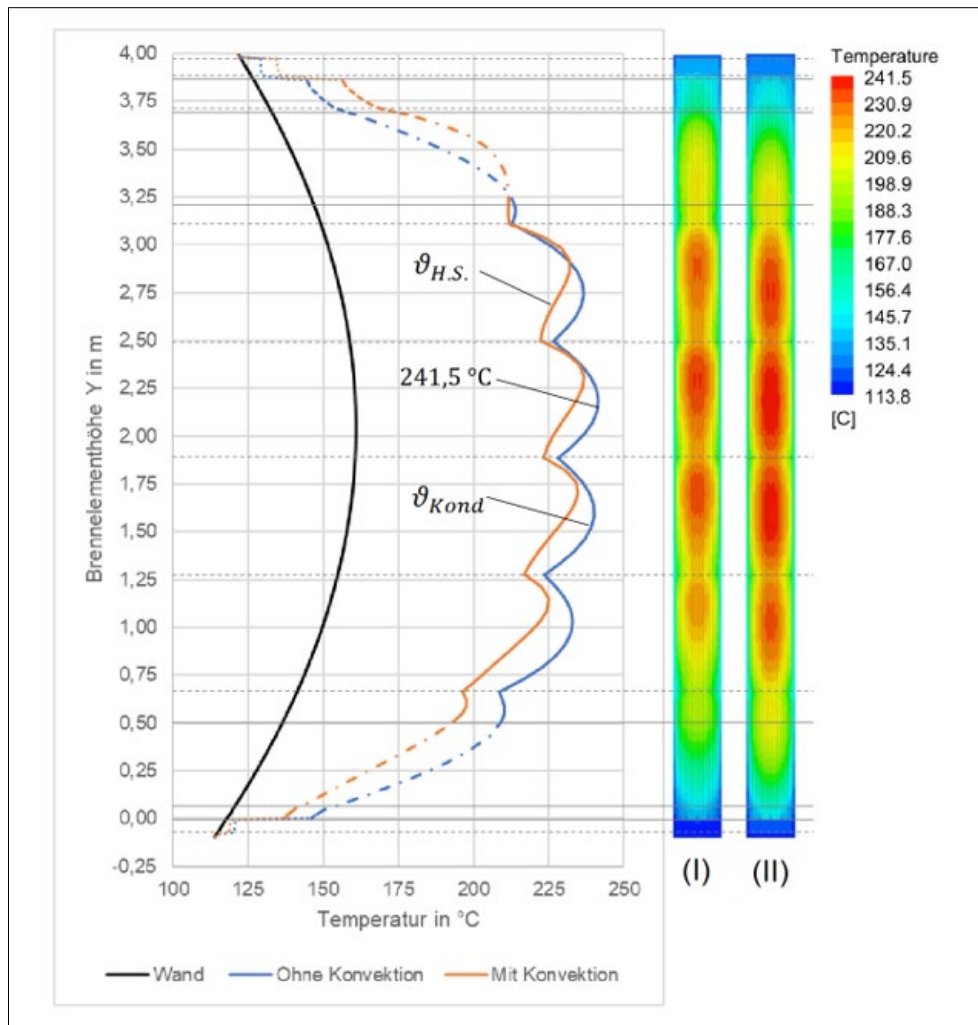


Abbildung 20:
Höhenabhängige
Temperaturverteilung ohne Vernachlässigung eines
Wärmeübertragungsmechanismus H,S (I)
bei Vernachlässigung der Konvektion Kond (II).
Quelle: Universität Bayreuth.

verschiedene Parameter variiert worden, wie Füllgas, Emissivität, Abstände, Orientierung (liegend und stehend), thermische Leistung der Brennstäbe, Temperaturen an den Schachtwänden). Die Untersuchungen erfolgten mit kommerziellen Finite-Elemente-Programmen. Identifiziert wurde unter anderem ein Einfluss der Orientierung (liegend bzw. stehend) des Brennelements auf den konvektiven Wärmeübergang, wodurch sich die maximal berechneten Hüllrohrtemperaturen ändern. Es ist geplant, die komplette Analyse auf der internationalen Konferenz PATRAM 2022, die im Juni 2023 durchgeführt werden soll, vorzustellen.

Der nächste Schritt ist die Entwicklung eines Brennelementmodells für die Software Z88ENSI. Dazu ist eine umfangreiche Literaturrecherche durchgeführt worden. Die

Vergleichsanalyse kommt zu dem Ergebnis, dass die Verwendung eines vereinfachten substituierten Untermodells für die Brennelemente zielführend ist. Dabei werden spezielle Finite Elemente verwendet, deren physikalische Eigenschaften die komplette Struktur des Brennelements repräsentieren. Verifiziert werden diese Elemente anhand von detaillierten Modellen. Dies ist gängige Praxis in der Finite-Elemente-Analyse. Diese Implementierung stellt das nächste Arbeitspaket dar.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Universität Bayreuth folgt dem Forschungsprojektplan gemäss Antrag. Die für das erste Jahr geplanten Arbeitspakete sind bearbeitet worden. Die Ergebnisse sind plau-

sibel und decken sich mit vergleichbaren internationalen Untersuchungen. Damit sind die notwendigen Vorarbeiten für die Implementierung der Elemente zur Temperaturberechnung in den Brennelementen nahezu abgeschlossen.

Das ENSI setzt die Software Z88ENSI laufend für die Beurteilung von Anträgen der Schweizer Kernkraftwerke ein. Mit dieser 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 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.

Ausblick

Die vierte Projektphase soll 2024 abgeschlossen werden, dazu ist die Implementierung der Untermodelle der Brennelemente in die Software durchzuführen. Ferner sind Veröffentlichungen auf der PATRAM 2022 geplant.

1.7.2 HELP – Hydrogen-Enhanced Local Plasticity

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

Einleitung

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

dessen Ermüdungs- und Kriech Eigenschaften untersucht werden.

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachdem in 2021 die Randbedingungen wie Temperatur und Wasserstoffgehalt, unter welchen die HELP-Mechanismen in Zirkonium-Legierungen aktiviert werden, untersucht wurden, erfolgten 2022 Analysen zur Mikrohärtigkeit mittels Nanokerbtest und zum Kriechverhalten. Dieses wurde durch Hochtemperatur-Druckversuche analysiert. Im weiteren Verlauf wurden Hochtemperatur-Mikrokerbtests an mit Wasserstoff beladenen Proben aus Zirkaloy-4 unter Vakuum bei unterschiedlichen Temperaturen bis 400°C vorgenommen. Darüber hinaus wurde das Projekt um 3-Punkt-Biegetests an Proben aus Zirkaloy-4 mit einem Wasserstoffgehalt bis 400 wppm (Gewichtsanteil pro Million) bei Temperaturen zwischen 100°C und 400°C erweitert.

Im Berichtsjahr wurden Zugversuche bei 350°C an lokal mit Wasserstoff beladenen Proben sowie einer Referenzprobe ohne Beladung durchgeführt, um das Verhalten bei einem starken Wasserstoff-Gradienten zu untersuchen (Abbildung 21). Dies vor dem Hintergrund, dass der Wasserstoff bei Hüllrohren mit Liner (zusätzliche Hüllrohrschicht) bei langsamen Abkühlraten vermehrt in diesen diffundiert. Dafür wurden

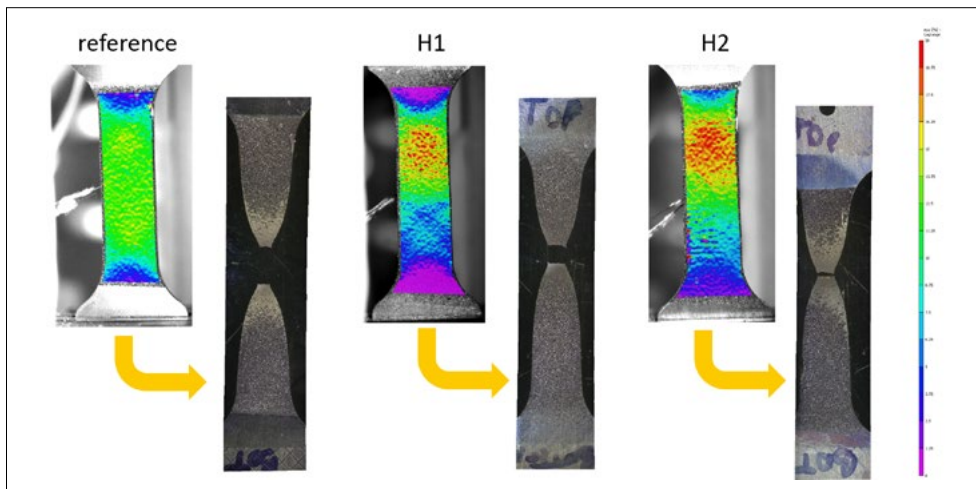


Abbildung 21:
Ohne (reference)
und mit (H1/H2)
Wasserstoff beladene
Proben der Zug-
versuche.
Quelle: PSI

die Zugproben zuvor an definierten Stellen zur Versiegelung beschichtet und anschliessend an den unbeschichteten Stellen mit Wasserstoff beladen. Die Menge des im Material befindlichen Wasserstoffs wurde in einer Versuchseinrichtung der Spallations-Neutronenquelle SINQ im PSI bestimmt. Bei den Untersuchungen konnte festgestellt werden, dass sich ein weiches Band am Rand der Bereiche mit hohem Wasserstoffanteil ausmachen lässt.

Damit wurden die experimentellen Arbeiten abgeschlossen. Die vorliegenden Ergebnisse deuten darauf hin, dass bereits tiefe Wasserstoffkonzentrationen einen signifikanten Einfluss auf die Materialeigenschaften des Zirkonium-Hüllrohrs wie Kriechen und Ermüdung haben können. Dies gilt insbesondere für den im Hüllrohrmaterial gelösten Wasserstoff, der nicht als Hydrid vorliegt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Projektarbeiten wurden weitgehend im geplanten Zeitrahmen durchgeführt. Im Verlauf des Projektes wurden auch über die ursprüngliche Planung hinausgehende Versuchsreihen durchgeführt, um den HELP-Effekt besser verstehen und nachweisen zu können und somit das Projektziel zu erfüllen. Weil ein geologisches Tiefenlager erst in einigen Jahrzehnten zur Verfügung stehen wird, gerät die trockene Langzeit-Zwischenlagerung immer weiter in den Fokus der

Aufsicht. Zwar wird international Forschung zu den Auswirkungen des Wasserstoffs auf das Verhalten von Brennelementen respektive Brennstäben bei der langfristigen Trockenlagerung betrieben. Die Arbeiten des PSI waren jedoch auf die schweizerischen Besonderheiten (hoher Abbrand, Hüllrohrmaterialien etc.) fokussiert, und diese waren bisher wenig erforscht. Deshalb sollte das Forschungsprojekt dabei helfen, Prognosen über das Verhalten von Brennelementen in Transport- und Lagerbehältern zu treffen. Die Erforschung der Kriech- und Ermüdungseigenschaften von bestrahlten Hüllrohren war daher eine logische Konsequenz. Ziel des ENSI war, den HELP-Effekt in Zirkonium-Legierungen besser verstehen zu können, um auch potentielle Schadensmechanismen, die noch nicht intensiv untersucht wurden, zu identifizieren. Das ENSI wird in seiner zukünftigen Aufsichtstätigkeit die Entwicklung der Forschung bezüglich des HELP-Effekts und seiner Auswirkungen auf die Brennstäbe bei der trockenen Zwischenlagerung weiter beobachten.

Ausblick

Die Ergebnisse werden in einer Doktorarbeit zusammengefasst, welche 2023 abgeschlossen werden soll.

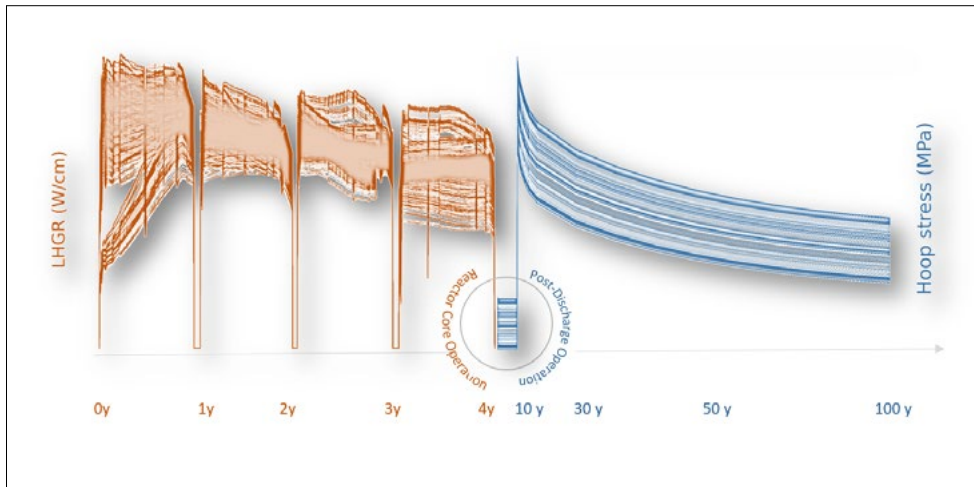


Abbildung 22: Die Reaktorbetriebsgeschichte jedes einzelnen Brennstabs ist einzigartig, wie anhand der linearen Brennstableistung auf der linken Bildseite für eine ausgewählte Gruppe von Brennelementen ersichtlich ist. Und auch die Lagerbedingungen – vor allem die Temperatur – sind nicht für alle Brennstäbe im Trockenlagerbehälter gleich, hier rechts im Bild gezeigt anhand der daraus folgenden Umfangsspannung. Um dieser Komplexität zu begegnen, werden moderne Simulationsmethoden für beide Bereiche am PSI gekoppelt. Aufwändige Algorithmen können die Komplexität reduzieren und repräsentative Verläufe generieren. Quelle: PSI.

1.7.3 DRystars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland

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

Einleitung

Die Aufgabe des Projekts DRystars ist die Entwicklung von Analysemethoden und Rechenprogrammen für die Beurteilung der Sicherheit der in allen Schweizer Kernkraftwerken praktizierten trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente. Dabei sollen die spezifischen Materialien und Formen der Zwischenlagerung bei den Schweizer Anlagen, zum Beispiel die zwischenzeitliche Nasslagerung beim Kernkraftwerk Gösgen, berücksichtigt werden. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Recherchen, Modellentwicklung und deren Implementierung in die Rechenprogramme. 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

Die Validierung der Modelle für die Wasserstoffkinetik im Hüllrohr war einer der Schwerpunkte im Jahr 2022, wobei der Fokus auf den im Reaktor bestrahlten Hüllrohrproben lag. Dabei wurden typische Hüllrohre der

Siede- und Druckwasserreaktoren mit Linier-Hüllrohren (Hüllrohre mit einer zusätzlichen Schicht an der Innen- oder Aussenfläche) untersucht. Die Resultate liegen qualitativ in guter Übereinstimmung mit den herangezogenen metallografischen Schliften und bestätigen die Vorteile dieser Hüllrohrtypen bezüglich der Hydridverteilung. Denn die Hydride konzentrieren sich bevorzugt in den dünnen Linier-Schichten und lassen das mechanisch tragende Grundmaterial dadurch weniger verspröden.

Um die beispielhaften Berechnungen für Brennelemente von Druck- und Siedewasserreaktoren vom Vorjahr umfassend auf alle eingesetzten Brennelemente anwenden zu können, wurden Kopplungen zwischen den Rechenprogrammen für den Reaktorbetrieb (CMSYS), dem Brennstabverhalten (FALCON) und dem Hydridverhalten im Hüllrohr (HYPE) entwickelt. In Anbetracht der vielen Hunderttausenden von Brennstäben, die in jedem Reaktorzyklus im Einsatz sind, und der numerisch aufwändigen Berechnungen vor allem in den ersten zwei genannten Programmen, mussten für praktische Anwendungen massgeschneiderte Verfahren zur Reduktion der Komplexität entwickelt werden (Abbildung 22). Dies wurde zuerst am Beispiel einiger Zyklen und nur für ausgewählte Brennelemente eines Siedewasserreaktors bewerkstelligt. Nach der erfolgreich abgeschlossenen Entwicklungsphase sollen diese Verfahren auf weitere An-

wendungen übertragen werden, die ebenfalls im Rahmen des Projekts STARS verfolgt werden.

Das Verhalten der Brennstäbe während der Trockenlagerung ist durch den Reaktoreinsatz vorgegeben und durch die Randbedingungen in den Lagerbehältern bestimmt. Dabei hängen die Lagerbedingungen vom Behältertyp, der -beladung und der Nachzerfallswärme der einzelnen Brennelemente ab. Die Variabilität dieser Bedingungen wird im DRYstars-Projekt in erster Näherung mit einem vereinfachten Behältermodell berücksichtigt. Dieses wurde auf Basis einer fluiddynamischen Berechnungsmethode aufgebaut und gegenüber Messungen an echten Behälter verifiziert, wodurch die Anwendbarkeit belegt worden ist.

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 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 der Untersuchung der Reaktorleistungsgeschichten auf die Trockenlagerung offenbart. Dieses Wissen ist vonnöten, um die Einhaltung der heute gültigen Sicherheitskriterien für die Zwischenlagerung unabhängig zu überprüfen und Sicherheitsmargen im Hinblick auf mögliche Schadensmechanismen abzuschätzen. 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. Ebenfalls hat sich die Suche nach den repräsentativen Leistungsgeschichten wesentlich komplexer herausgestellt als erwartet, was zu weiteren Anpassungen im

Projektplan führte. Die erzielten Ergebnisse folgen trotz der leichten Verzögerung den Projektplan und werden vom ENSI als von hoher Qualität und Sicherheitsrelevanz bewertet. Aus diesem Grund wurde der Fortsetzung des Projekts über die ursprüngliche Laufzeit hinaus zugestimmt.

Ausblick

Die Validierung der Wasserstoffkinetik im Hüllrohr und die Erweiterung des Wasserstoffdiffusions-Modells um die Spannungskomponente werden fortgesetzt. Zudem werden hauptsächlich die Arbeiten für die Anwendung der gekoppelten Berechnungen zusammen mit den Algorithmen für die Komplexitätsreduktion weiterverfolgt. All dies mit dem Ziel, ein weitgehend automatisiertes Berechnungsschema für repräsentative Brennstäbe aller Schweizer Reaktoren mit akzeptablem numerischem Aufwand nutzen zu können. Auch die international laufenden Experimente und Vergleichsrechnungen (Benchmarks) werden für die Projektzwecke ausgewertet und genutzt.

1.7.4 Experimente im Felslabor Mont Terri Auftragnehmer und ENSI-Projektbegleiter: siehe bei den einzelnen Experimenten (Kap. 1.7.5 bis 1.7.10)

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri bei St-Ursanne (Kanton Jura; <https://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 ist seit fast 20 Jahren im Felslabor engagiert und führt Experimente durch.

Im Berichtsjahr beteiligten sich 22 Partnerorganisationen aus 9 Ländern an Experimenten im Felslabor Mont Terri (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien,

Vereinigtes Königreich, Japan, Kanada und den USA), darunter Forschungsinstitute, Aufsichtsbehörden und Entsorgungspflichtige. Das ENSI arbeitet mit Forschungspartnern wie dem Schweizerischen Erdbebendienst SED, dem Lehrstuhl für Ingenieurgeologie und Hydrogeologie der RWTH Aachen oder dem Fluid and Rock Processes Laboratory Cluster des British Geological Survey BGS sowie vielen weiteren, an den Experimenten beteiligten Forschenden und Forschungseinrichtungen zusammen. Damit deckt das ENSI im Felslabor Mont Terri eine fachlich breite Themenpalette ab.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mit Beginn der Forschungsphase 28 im Juli 2022 trat die Eidgenössische Technische Hochschule Lausanne (EPFL; Labor für Bodenmechanik und Labor für Umwelt-Mikrobiologie) dem Mont Terri Projekt bei. Neu werden die ETH Zürich (Departement für Erdwissenschaften, Abteilung Wasserressourcen und Trinkwasser der eawag, Forschungsabteilung Nukleare Energie und Sicherheit am PSI, Schweizerischer Erdbebendienst SED) und die EPFL als gemeinsame Partnerorganisation im Felslabor Mont Terri auftreten.

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2022 folgende acht 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
4. FS-B: Folgen der Aktivierung einer Störung
5. PD: Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen
6. SW-A: Durchführung eines Versiegelungsexperiments
7. GT: Gastransport-Modelle und Reaktion des Opalinustons auf Gasdruck
8. DR-C: Diffusion in einem Wärmegradient.

Die Arbeiten zu den Experimenten 3 bis 8 werden in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.5 bis 1.7.10 beschrieben. Die Ergebnisse der Experimente CD-A und FS-E werden in diesem Kapitel zusammengefasst.

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

Der Opalinuston ist durch ein komplexes, stark hydraulisch-mechanisch gekoppeltes Verhalten gekennzeichnet. Ein gutes Verständnis dieser Prozesse ist eine wesentliche Grundlage für die aufsichtliche Prüfung der Planung für das Tiefenlager. Das CD-A-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, während man in der zweiten Nische versucht, diese Entsättigung durch Aufrechterhalten einer hohen Luftfeuchtigkeit mit der Installation einer gasdichten Zutrittstüre zu vermeiden. 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. Die Extensometer in der offenen Nische zeigen Verschiebungen von bis zu 1,2 mm. Die Verschiebungen schwanken saisonbedingt bis zu einer Entfernung von 1,75 m von der Galerie. In der geschlossenen Nische sind dagegen keine saisonalen Schwankungen zu beobachten. Ausserdem sind die Verschiebungen mit maximal 0,9 mm kleiner. Um zusätzlich zu den Laserscannmessungen auch ein Präzisionsnivelement durchführen zu können, wurden in jeder Nische fünf Messpunkte installiert (Abbildung 23). Die

Messungen dazu sollen im nächsten Jahr stattfinden.

Das Experiment wird über mehrere Jahre weiterlaufen. Unter der Leitung der deutschen Bundesanstalt für Geologie und Rohstoffe (BGR) sind neben dem ENSI weitere vier Partner am Experiment beteiligt.

FS-E: Räumliche Verteilung von hydromechanischen Veränderungen während der Selbstabdichtung von Störungszonen

Die grosskalibrige Bohrung BPF-7 des PF-Experiments 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 nun der Prozess der Selbstabdichtung der Störungzone durch räumlich hochauflösende Verformungsmessungen mittels Glasfaser-Messtechniken sowie durch kleinräumige Bestimmungen der lokalen hydraulischen Durchlässigkeit verfolgt werden. Im Sommer 2022 wurden die zur Messung nötigen faseroptischen Sensoren im Bohrloch installiert. (siehe PF-Experiment, Kapitel 1.7.5).

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 Verständnis aufbau und längerfristig zur Weiterentwicklung von technischen Barriersystemen und -materialien bei. Die Erkenntnisse und Erfahrungen dienen dem ENSI als Basis für Beurteilungen von Sicherheitsnachweisen im Rahmen der Standort-suche nach einem geologischen Tiefenlager für radioaktive Abfälle in der Schweiz.

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



Abbildung 23: Im Rahmen des CD-A-Experiments werden von A. Degiacomi (swisstopo) Messpunkte für Präzisionsvermessungen installiert. Mit den geplanten Messungen sollen die vorhandenen Laserscan-Nivellements ergänzt werden. Bild: S. Schefer (swisstopo).

Tiefbohrungen der Nagra mehr geologische 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 Datenhaltung und -bewirtschaftung kommt aufgrund der Vielzahl von in den letzten 25 Jahren 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.

1.7.5 Felslabor Mont Terri: PF-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturierte Verbrüche

Auftragnehmer: ETH Zürich, Ingenieurgeologie

ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das Vorhandensein tektonischer Störungszonen im Opalinuston auf der Lagerebene eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle kann vor dessen Bau mittels oberflächennaher Messungen (beispielsweise seismischer Untersuchungen) weder

genau noch vollständig vorhergesagt werden. In ungünstigen Situationen können Vortriebsarbeiten im Bereich von spitzwinklig zum aufzufahrenden Stollen verlaufenden tektonischen Störungszonen zu einer tiefreichenden Gebirgsschädigung führen. Auch grosse kaminartige Verbrüche in der Grössenordnung von mehreren Tunnelradien können infolge solcher ungünstigen Bedingungen auftreten. Solche Verbruchzonen im Opalinuston können die effektive Mächtigkeit 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 darüber hinaus die Arbeitssicherheit gefährden. Im Felslabor Mont Terri haben derartige Verbrüche beispielsweise in der Nische EZ-A stattgefunden (Abbildung 24). Die Nische EZ-A 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 im Opalinuston über längere Zeiträume entwickelt, getrieben durch hydro-mechanisch gekoppelte Prozesse und die später, das heisst nach der geplanten Nutzungsdauer des Bauwerks einsetzende Abnahme der Stützung des Ausbaus. Zurzeit ist nicht bekannt,

1. wie gross die Ausdehnung strukturkontrollierter Verbrüche tatsächlich ist,
2. welche Schädigung der Barriereigenschaften tatsächlich auftritt, und
3. wie diesen Verbrüchen in einem laufenden Vortrieb allenfalls begegnet werden kann.

Um diese Schlüsselfragen zu beantworten, wird mit dem PF-Experiment die Entwicklung und das Ausmass von strukturkontrollierten Gebirgsschäden im und um den gestörten Opalinuston untersucht. Mit den daraus gewonnenen Daten soll die Entstehung der im Experiment beobachteten Gebirgsschäden auf der Basis von numerischen Verfahren simuliert werden.

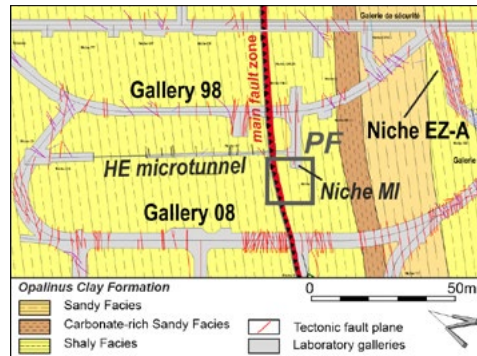


Abbildung 24: Geologische Übersichtskarte des Felslabors Mont Terri mit dem Standort des PF-Experiments in der Nische MI. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich 2020.

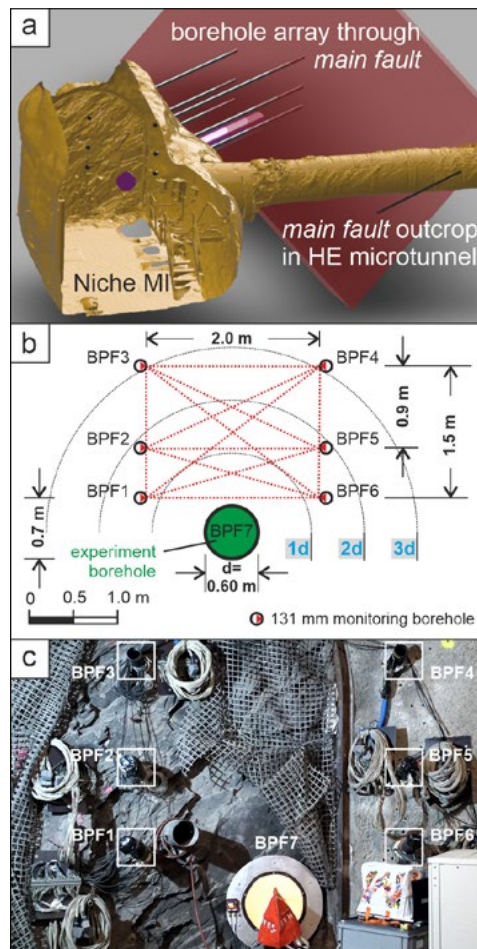


Abbildung 25: (a) Verwendetes Laserscanmodell mit der MI-Nische und dem HE-Mikrotunnel (gelb) zur Abschätzung der Schnittpunkte der Hauptstörungszone (rot) mit den sechs Beobachtungsbohrungen und der Experimentbohrung (schwarz bzw. violett). (b) Anordnung der Beobachtungsbohrungen (BPF1-6) über der Experimentbohrung (BPF7). (c) Übersichtsfoto des Experimentstandorts in der MI-Nische nach Abschluss der Installationen. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich 2020.

Die Auslegung des PF-Experiments ist in Abbildung 25 dargestellt. Für das Experiment wurden ein grosskalibriges, horizontales Bohrloch mit einem Durchmesser von 600mm (Experimentbohrung) und sechs vorgängig mit messtechnischen Einrichtungen ausgestattete Überwachungsbohrungen (Durchmesser 131mm) durch die im Felslabor vorhandene Hauptstörungszone («main fault zone») erstellt. Die Experiment-

bohrung simuliert einen ungestützten Lagerstollen mit einem Durchmesser von ca. 3 m. Solange ein Zugang möglich ist, werden die fortschreitende Gebirgsschädigung und die Entwicklung von Verbrüchen in der ungestützten Experimentbohrung innerhalb des Bohrloches mit photogrammetrischen Methoden und ausserhalb des Bohrlochs mit tomographischen Verfahren (Geoelektrik und Seismik) aufgenommen beziehungsweise gemessen. Die Luftfeuchtigkeit in der Experimentbohrung wird während des Versuchs mit einem eingebauten Belüftungssystem kontrolliert, um zuerst eine Ventilationsphase mit reduzierter Luftfeuchtigkeit und Entsättigung des umgebenden Opalinustons und anschliessend eine Verschlussphase mit Wiederaufsättigung des umgebenden Opalinustons zu simulieren. Grund dafür ist die Abhängigkeit der Festigkeit des Opalinustons vom Sättigungsgrad: Mit abnehmender Sättigung ist eine Zunahme der Festigkeit des Opalinustons zu erwarten. Zusätzlich zum PF-Experiment vor Ort sind felsmechanische Versuche im Labor geplant. Unter Berücksichtigung der Laborversuchsergebnisse sollen numerische Simulationen durchgeführt werden. Deren Ziel ist, die Eigenschaften (unter anderem die Geometrie und Tiefe) und die kinematische Entwicklung von tiefen, strukturkontrollierten Verbrüchen und von tiefer, mikroskopisch kleiner Gebirgsschädigung besser zu verstehen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Versuchsaufbau in der Nische MI des Felslabors Mont Terri wurde im Jahr 2022 im Hinblick auf die photogrammetrische Vermessung und die räumliche Referenzierung des Modells erheblich verbessert. Ferner wurden acht weitere photogrammetrische Vermessungen durchgeführt. Zahlreiche Änderungen wurden vorgenommen, um die Erfassung und Verarbeitung der photogrammetrischen 3D-Modelle der Experimentbohrung BPF-7 zu verbessern. Neu platzierte und bestehende Fixpunkte innerhalb und ausserhalb von BPF-7 wurden mit einem Laser-Tracker geodätisch vermessen.

Die Verarbeitungsroutine zur Erstellung von 3D-Modellen wurde verbessert und dadurch die Bearbeitungszeit verkürzt. Die zuvor halbautomatische Datenerfassungsroutine wurde durch Modifikationen der Hardware und Neuprogrammierung der Software stark verändert, so dass nun nahezu vollautomatische Vermessungen möglich sind.

Die seismischen Signale und die akustischen Emissionen aus dem Experiment wurden aufgenommen. Die Analyse dieser Daten durch Fachleute des Schweizerischen Erdbebendienstes (SED) wird im Rahmen der Verlängerung der Projektdauer im Jahr 2023 abgeschlossen werden.

In Zusammenarbeit mit Fachleuten des FS-E-Experiments wurde ein System mit faseroptischen Sensoren zur Messung von Dehnungs- und Temperaturänderungen entlang von Linien parallel zur Bohrlochachse in der Experimentbohrung (BPF-7, Abbildung 25) installiert. Erste Messdaten liegen vor. Eine detaillierte Analyse der Daten wird im Jahr 2023 erfolgen.

Die Belüftungsphase in der Experimentbohrung (BPF-7) wurde später als geplant im Juli 2022 beendet, um die Ergebnisse der Messungen mit den nachträglich installierten faseroptischen Sensoren zu berücksichtigen. Anschliessend begann die Wiederaufsättigungsphase des Experiments.

Die geophysikalische Datenerfassung und -analyse durch Fachleute der deutschen Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) wurde fortgesetzt. Im Juli 2022 wurden zusätzliche seismische Durchschallungsmessungen vor Ort zwischen den Beobachtungsbohrungen BPF-1 und BPF-6 durchgeführt, um die Beobachtungen aus der laufenden messtechnischen Überwachung zu unterstützen. Die hohe Abdeckung mit grossen Fächern seismischer Strahlengänge erhöht die Fähigkeit, subtile Geschwindigkeitsänderungen zu erkennen, die durch fortschreitende Schädigung der Gesteinsmasse entstehen können. Darüber hinaus führten die Fachleute der BGR in März, Juli und November 2022 drei weitere Messkampagnen mit Hilfe elektrischer Widerstandstomographie durch. Während der

ersten beiden Einsätze wurde das Versuchsbohrloch noch belüftet, während die dritte Vermessung etwa vier Monate nach Einstellung der Belüftung stattfand. Im Vergleich zur Referenzmessung vom Dezember 2020 zeigt das erstellte Modell vom März 2022 eine deutlich ausgeprägte Zone mit geringerem Widerstand im Bereich der Hauptstörungszone (Abbildung 27) und des angrenzenden Gebirges im Liegenden der Hauptstörungszone. Der gemessene verringerte elektrische Widerstand des Gebirges im Liegenden der Hauptstörungszone, der sich bis zu 2 m oberhalb der Firste der Experimentbohrung (BPF-7) befindet, zeigt eine erhebliche radiale Ausdehnung der Veränderungen der Gebirgseigenschaften, die auf eine durch den Ausbruch verursachte Schädigung zurückzuführen sein könnten (Abbildung 26, Abbildung 27). Die Daten aus diesen Messkampagnen werden derzeit analysiert.

Im Jahr 2022 wurden weitere Laborversuche durchgeführt. Ein Forschungsteam der Pennsylvania State University hat die undrainierte Scherfestigkeit und die Reibungseigenschaften von teilweise gesättigtem Opalinuston unter echten dreiachsigen Spannungsbedingungen gemessen. Die Experimente umfassen Scherbrüche an intakten Proben und Reibungsgleiten entlang von geschnittenen Oberflächen.

Um die zugrundeliegenden physikalischen Mechanismen zu untersuchen, die die Entwicklung der im Experiment beobachteten Bohrlochüberbrüche antreiben, und um das Ausmass der Ausbreitung von Bruchzonen im Gebirge zu bewerten, wurde das numerische 3D-Modell weiterentwickelt. Dabei wurde ein realistisches diskretes tektonisches Bruchnetz, das auch ein Modell der angegriffenen Hauptstörung im Opalinuston beinhaltet, auf der Grundlage von Felddaten erstellt und damit die durch die Bohrarbeiten verursachte Gebirgsstörung simuliert. Die Ergebnisse zeigten qualitativ eine relativ gute Übereinstimmung mit den Feldbeobachtungen, aber auch einige Diskrepanzen zu den experimentellen Beobachtungen. Erstens beruhen die Materialeigenschaften der Gesteinsmatrix auf Laborergebnissen

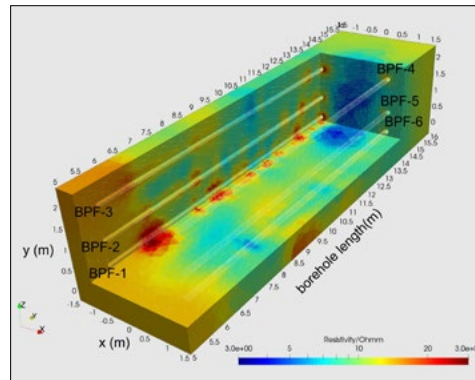


Abbildung 26: Darstellung des elektrischen Widerstands im Gebirge zwischen den sechs Überwachungsbohrungen BPF-1 bis BPF-6 in Tiefen von 5,5 bis 14,0 m (ab Oberkante Bohrlochverrohrung) im Dezember 2020. Die Ansicht zeigt Schnitte im 3D-Datenmodell durch eine vertikale Ebene, die von BPF-1 bis BPF-3 erstellt wurde, eine vertikale Ebene durch die Bohrlochenden, und eine horizontale Ebene, die zwischen BPF-1 und BPF-6 erstellt wurde. Quelle: Forschungsbericht ETH Zürich 2021.

und spiegeln die räumliche Heterogenität im natürlichen System nicht wider. Zweitens sind die Eigenschaften der Störungszone und der Klüfte aufgrund fehlender Daten möglicherweise nicht ausreichend bestimmt. Drittens handelt es sich bei dem derzeitigen Modell um ein mechanisches, bei dem die Auswirkungen des Porenwassers im Opalinuston, beispielsweise auf den Sättigungszustand und die Spannungsänderungen in der Umgebung des Ausbruchs, nicht berücksichtigt werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die für das Jahr 2022 gesetzten Projektziele wurden mehrheitlich erreicht. Die bisherigen Zwischenergebnisse des Experiments wurden bei internationalen Tagungen und Konferenzen vorgestellt. In den letzten zwei Jahren wurden im PF-Experiment im Felslabor Mont Terri umfassende Datensätze gewonnen. Zusammen mit den Ergebnissen der bisherigen numerischen Simulationen des Experiments sind sie von entscheidender 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.

Das aktuelle Konzept der Nagra, welches vorsieht, dass im Bereich von Verbrüchen des Opalinustons entlang der zu erstellenden Lagerstollen und -kavernen keine radioaktiven Abfälle eingelagert werden, 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 der Bewertung des Platzbedarfs in Etappe 3 SGT wichtige Entscheidungsgrundlagen liefern.

Ausblick

Im Jahr 2023 werden die bisherigen Messungen und die messtechnische Überwachung des Gebirgsverhaltens um die Experimentbohrung BPF-7 fortgesetzt, die Laborversuchsbedingungen erweitert und die akustischen Labortestdaten analysiert. Die Analysen und Interpretationen der Felddaten werden vervollständigt und die Ergebnisse und ihre Auswirkungen im Detail diskutiert, um das PF-Experiment abzuschließen. Eine wissenschaftliche Publikation über das PF-Experiment ist in Vorbereitung. In einer weiteren Publikation werden die Ergebnisse der numerischen Simulation diskutiert.

Das bisherige Forschungsprogramm im Rahmen des PF-Experiments wird im Juni 2023 abgeschlossen. Weitere Untersuchungen und Forschungsarbeiten an den bestehenden Bohrlöchern sind unter der Leitung von swisstopo mit Beteiligung des ENSI und der bisherigen Partner vorgesehen.

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

Auftragnehmer: swisstopo und Schweizerischer Erdbebendienst SED
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte FS-B-Experiment basiert auf den Ergebnissen des FS-Experiments. Es soll das Verständ-

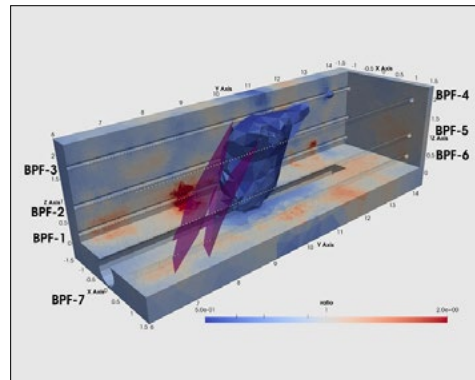


Abbildung 27: Relative Veränderungen des elektrischen Widerstands im Gebirge zwischen den sechs Überwachungsbohrungen BPF-1 bis BPF-6 in Tiefen von 5,5 bis 14,0 m (ab Oberkante Bohrlöcherverrohrung) zwischen Dezember 2020 und März 2022. Blaue Farben stehen für eine Abnahme und rote Farben stehen für einen Anstieg des elektrischen Widerstands. Die in violetter Farbe dargestellten Flächen zeigen die Lage der Hauptstörungszone im Opalinuston. Im Vergleich zur Referenzmessung vom Dezember 2020 zeigt das im März 2022 erstellte Modell eine deutlich ausgeprägte Zone mit geringerem elektrischen Widerstand im Bereich der Hauptstörungszone und des angrenzenden Gebirges im Liegenden der Hauptstörungszone. Diese Zone wird durch den 3D-Körper in blauer Farbe visualisiert. Quelle: Forscherbericht ETH Zürich 2022

nis dafür verbessern, wie sich in tonreichen Gesteinen nach der Aktivierung einer Störung ihre Permeabilität und Spannung verändern. Als Erweiterung zum FS-Experiment liegt der Fokus auf den Auswirkungen einer zyklischen Aktivierung und Deaktivierung auf die Permeabilität.

Das Projekt gliedert sich in folgende vier Teile (Tasks):

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

An dem Projekt sind neben dem ENSI die Partner Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR, Deutschland), Chevron, US Department of Energy Lawrence-Berkeley Laboratory (Principal Investigator), ETH Zürich, Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN, Frankreich), Japan Atomic Energy Agency JAEA, swisstopo, die Erdölfirmen TOTAL und Shell als externer Sponsor beteiligt. Das Experiment wird in unmittelbarer räumlicher Nähe zum CS-D-Experiment (CO₂: Studying Caprock and Fault Sealing Integrity) der ETH Zürich durchgeführt. Daher werden beide Experimente so aufeinander abgestimmt, dass man das Beobachtungsinstrumentarium des jeweils anderen Experiments ebenfalls nutzen kann, um die Ausbeute an Messergebnissen zu optimieren.

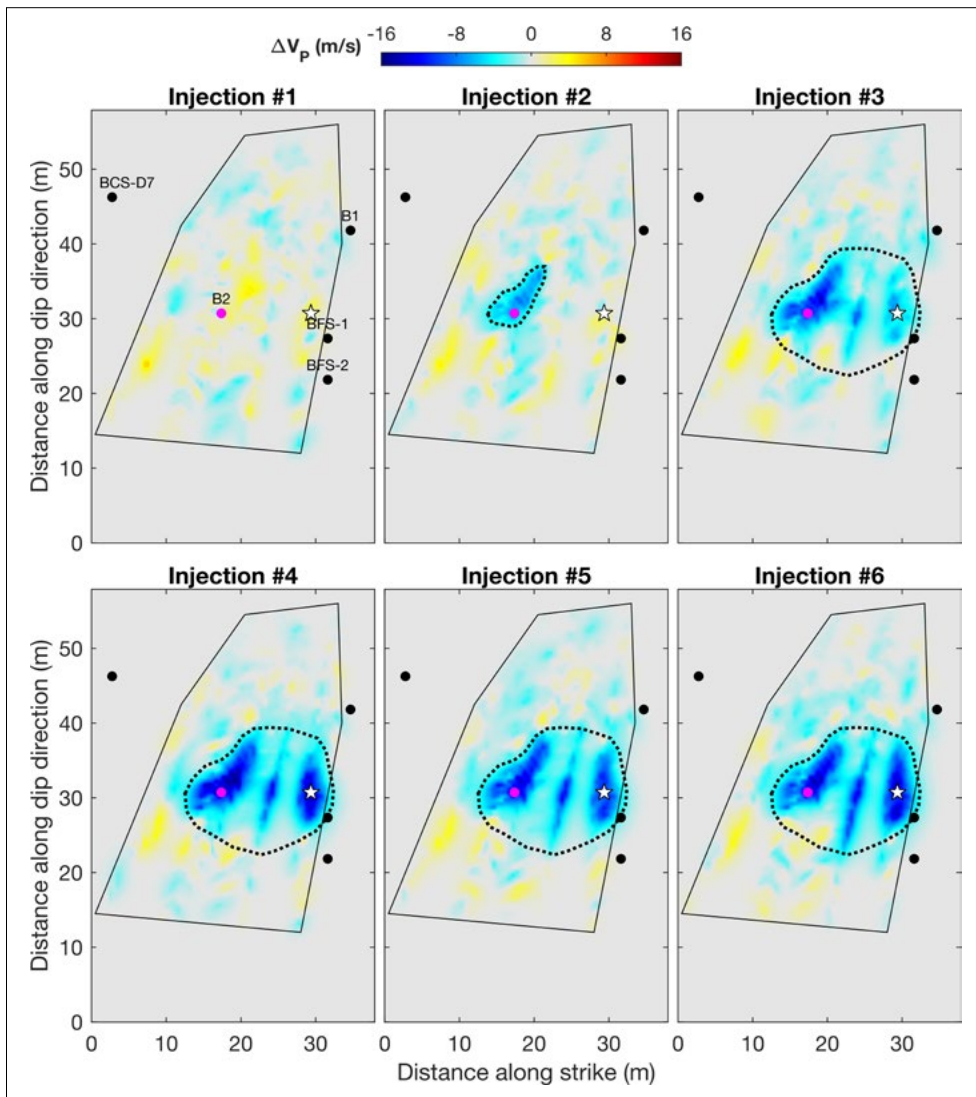


Abbildung 28: Die Auswertung der CASSM-Aufnahmen der sechs Injektionszyklen. Die durchgezogene Linie markiert die Ausdehnung der CASSM-Aufnahmen. Die gepunktete Linie stellt den interpretierten Bereich der Aktivierung der Störung dar. Je dunkler die Blaufärbung der Bilder, desto grösser sind die Anomalien der seismischen Wellengeschwindigkeiten. Quelle: swisstopo

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel im Jahr 2022 war weiterhin die Auswertung der Daten, die während der Tests im November 2020 und im November 2021 gesammelt wurden. Die Auswertung erfolgte mit Hilfe des sogenannten CASSM (continuous active-source seismic monitoring). Mit dessen Hilfe möchte man die Veränderung der seismischen Wellengeschwindigkeiten in der Störung, die direkt durch die Reaktivierung der Störung verursacht wurden, von anderen Ursachen (wie Permeabilitätsänderung der Störung, Änderung der Wassersättigung) unterscheiden. Ausserdem wurde der dritte Test vorbereitet, der für das Jahr 2023 geplant ist.

Insgesamt wurden 6 Aufnahmen jeweils in der Mitte von einem Injektionszyklus durchgeführt (Abbildung 28). In den Aufnahmen ist zu erkennen, dass im ersten Injektionszyklus noch keine Anomalien (dunkelblaue Farbe) auftreten, während diese bei weiteren Aufnahmen immer grössere Gebiete einnehmen. Nach der sechsten Injektion ist der aktivierte Bereich etwa 250m² gross. Im ersten Injektionszyklus war der erreichte maximale Druck von 5.3 MPa zu klein, um die Störung zu aktivieren. Dies passt zu den Vorhersagen, dass ein Injektionsdruck von 5.43 MPa erforderlich ist. Im zweiten Injektionszyklus mit einem Injektionsdruck von 5.8 MPa wurde die Störung aktiviert. Die asymmetrische Form des aktivierten Be-

reichs deutet auf eine bevorzugte Richtung der Aktivierung hin. Ähnliche Ergebnisse haben auch die Messungen in den benachbarten Bohrungen gezeigt.

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 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 der Beurteilung des Sicherheitsnachweises zu beurteilen und mögliche Folgen für die Ausbreitung der radioaktiven Stoffe im Umfeld des geologischen Tiefenlagers durch die Aktivierung einer Störung

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

Ausblick

Im Jahr 2023 wird ein dritter Test durchgeführt. Die weiteren Arbeiten werden sich dann auf die Auswertung der ermittelten Ergebnisse konzentrieren.

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

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

Einleitung

In der Nordschweiz liegen die Schichten des Opalinustons über grössere Flächen relativ ruhig gelagert vor. Grösseren Störungszonen wird bei der Platzierung eines geologischen Tiefenlagers bzw. dessen Einlagerungsbereichen ausgewichen. Kleinere Störungszonen können jedoch anhand der seismischen Erkundung nicht detektiert werden, sie würden erst zum Zeitpunkt des Auffahrens der untertägigen Hohlräume entdeckt. Bei der Bildung von Störungszonen werden alte Mineralverbände aufgerissen und in der Störungszone neue Minerale gebildet, die zu einem Abdichten der Störungszone beitragen. Im Moment der Bildung oder Reaktivierung einer Störung ist 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 der neu gebildeten Minerale können Aussagen über die geologische Geschichte der Störung gemacht werden (Zwingmann et al. 2019), so dass die entsprechende Störung sicherheitstechnisch eingeordnet werden kann (Alter, Grösse, Reaktivierbarkeit etc.).

Im PD-Experiment sollen diese Prozesse anhand von wenig bis stark deformierten Opali-

nuston-Proben aus dem Felslabor Mont Terri studiert werden: Durch zusätzliche Deformationsexperimente (Mahlen der Proben in verschiedenen Mühlen unter trockenen und feuchten Bedingungen) soll der Einfluss von Deformationsprozessen, wie sie auch in Störungszonen stattfinden, simuliert und deren Effekte auf das Material studiert werden (den Hartog et al. 2012). Solche Effekte, zum Beispiel durch die im Schervorgang freigesetzte Wärme (Zwingmann et al. 2019), sind zurzeit noch nicht in genügendem Umfang verstanden. Sie sollen durch die hier definierten und überwachten Experimente quantitativ erfasst und damit 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). Wissenschaftlicher Projektpartner ist Prof. H. Zwingmann von der Universität Kyoto.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Eine erste Serie von Proben, im Oktober 2020 aus einer frisch abgeteufte Beobachtungsbohrung zum PF-Experiment (vgl. Kap. 1.7.5) entnommen, musste wegen fehlender Eignung aufgegeben werden (sie enthielt für Opalinuston ungewöhnlich hohe Kalzit-Gehalte). Diese Probenserie wurde im Herbst 2021 durch vier neue Proben (jeweils zwei undeformierte und zwei stark deformierte) aus der Bohrung BFS-1 ersetzt.

An den Proben aus der Bohrung BFS-1 wurden seit Ende 2021 erste Untersuchungen zur Homogenität und Deformation der Proben durchgeführt und dabei deren Brauchbarkeit für das PD-Experiment bestätigt. Aufgrund der anhaltenden Pandemie-Restriktionen in Japan sowie den reduzierten Reisemöglichkeiten von Japan nach Europa (aufgrund des Kriegs in der Ukraine) wurde der Zeitplan des Projekts erneut angepasst. Die im Projekt vorgesehenen Mahlexperimente sind nun für das erste Quartal 2023 an der Universität Bern geplant.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Seit einigen Jahren beschäftigt sich das ENSI in der Forschung am Felslabor Mont Terri mit den Effekten von Störungszonen im Opalinuston hinsichtlich Lagerbau und Langzeitsicherheit (siehe auch das PF-Experiment in Kap. 1.7.5). Bei der Lagerplatzierung geht die Nagra in ein tektonisch möglichst ungestörtes Gebiet, was aus Sicht des ENSI richtig ist. Dennoch können auch in einem tektonisch ruhigen Gebiet, in der die 3D-Seismik keine Anzeichen von Störungen vermeldet, bedeutende Störungen vorliegen, insbesondere Blattverschiebungen, die keine Stufen in der vertikalen Schichtverteilung verursachen. Wird beim Auffahren eines Stollens zur Einlagerung radioaktiver Abfälle eine Störungszone angetroffen, dann muss vor Ort entschieden werden, ob

- ein aufgefahrener Stollen komplett aufzugeben ist (die Einlagerung würde vorher stoppen),
- nur gerade in diesem Stollenabschnitt auf eine Einlagerung von radioaktiven Abfällen verzichtet werden soll (die Einlagerung würde in Störungsnähe ausgesetzt, dahinter wieder aufgenommen), oder
- eine Einlagerung von Abfällen in diesem Stollenabschnitt sicherheitstechnisch als unbedenklich angesehen werden kann.

Die Nagra hatte diese Fragen zunächst in ihrer Forschung nicht explizit aufgegriffen. Sie ist aber mittlerweile am DR-E-Experiment beteiligt, das sich mit der Diffusion von Radionukliden in der Hauptstörung beschäftigt, welche durch das Felslabor verläuft. Ziel des PD-Projekts ist es, die in Störungszonen ablaufenden mineralogischen, mechanischen und chemischen Prozesse soweit zu verstehen, dass aufgrund geeigneter Parameter die geologische Geschichte und die sicherheitstechnischen Auswirkungen einer entlang eines Einlagerungsstollens aufgefahrenen Störung besser abgeschätzt werden können. Das ENSI will mit dem PD-Experiment abschätzen, ob zu diesem Thema regulatorische Vorgaben erstellt werden müssen bzw. ob frühzeitig weitere Abklärungen der Nagra zu den oben beschriebenen

Entscheidungen während der Einlagerungsphase erforderlich sind. Auch die Rolle des ENSI bei solchen Entscheidungen ist zu klären.

Ausblick

Das PD-Experiment war ursprünglich als zweijähriges Pilotprojekt ausgelegt. Aufgrund der oben beschriebenen Verzögerungen sollen nun die Hauptarbeiten 2023 erfolgen und das Projekt in der zweiten Hälfte des Jahres 2024 abgeschlossen werden. Anschliessend wird zu entscheiden sein, ob die Untersuchungen ausgeweitet werden sollen. Dies kommt in Frage, wenn die Resultate, zum Beispiel mineralogische oder chemische Muster in den stark deformierten Gesteinen, eine Charakterisierung der Prozesse in Störungszonen interessant erscheinen lassen.

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.

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

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

Einleitung

Den technischen Barrieren kommt, neben dem Wirtgestein, eine wichtige Bedeutung im Hinblick auf die Radionuklid-Rückhaltung in einem geologischen Tiefenlager zu. Siegelemente im speziellen limitieren den Wasserfluss im Tiefenlager und stellen eine

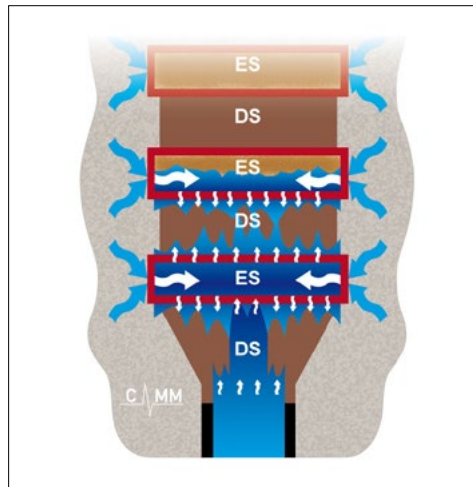


Abbildung 29:
Das Sandwich-
System.
DS = Dichtsegmente,
ES = Äquipotenzial-
segmente.
Quelle: Emmerich et
al. (2019)

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 29).

Dieses System soll eine gleichmässige Verteilung von eindringendem Wasser innerhalb der Potenzialausgleichs-Schichten bewirken und dadurch zur Ausbildung homogener Potenzialflächen für die anschliessenden tonhaltigen Schichten führen. Hierdurch soll die Entwicklung von präferenziellen Flusspfaden in den Dichtelementen oder ein Umfliessen der Dichtung über die Kontakt- und Auflockerungszonen eingeschränkt werden. Ebenfalls sollen Wegsamkeiten entlang von Elementen des Monitoringsystems (Sensoren oder Leitungen) unterbunden werden. Im Labormassstab wurden bereits Versuche zum Nachweis der Funktion durchgeführt. Experimente im grossen Massstab im Felslabor Mont Terri unter Einbezug des Wirtgesteins werden aktuell durchgeführt bzw. geplant. Diese sind unter anderem nötig, um die Einbautechnik zu demonstrieren und zu prüfen, ob die erwarteten Eigenschaften des Sandwich-Systems zum Tragen kommen und die benötigte Abdichtungsfunktion erreicht wird.

Das SW-A-Experiment besteht aus zwei Teilen: Einem Vorprojekt von Mitte 2017 bis Mitte

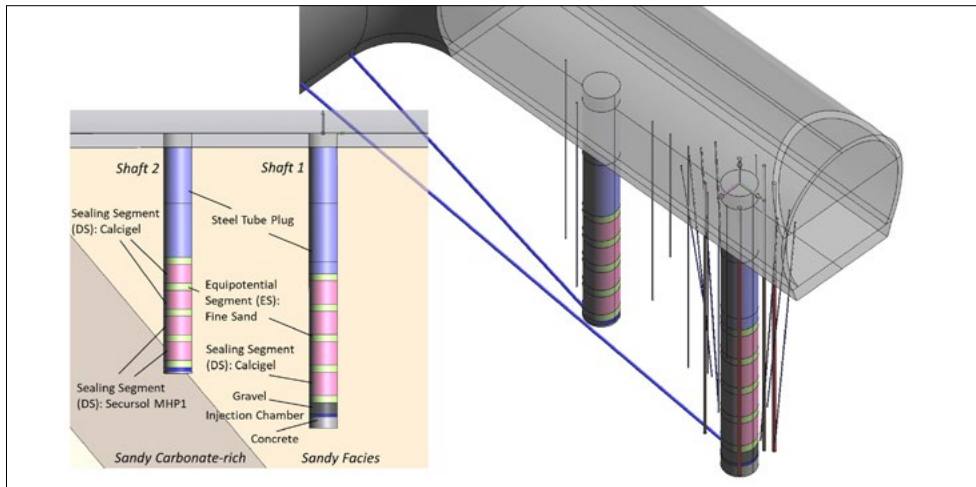


Abbildung 30:
Skizze der beiden
Schächte im Sand-
wich-Experiment.
Links: Aufbau von
Schacht-1 (Shaft 1)
und Schacht-2
(Shaft 2).

Rechts: Blick auf
die Nische und die
beiden Schächte
mit Bohrlöchern für
Messungen und
Wasserzufuhr von
unten.

Quelle: Persönliche
Kommunikation mit
dem Projekt PI Klaus
Wieczorek.

2019, das unter anderem Laborversuche und Überlegungen zur Auslegung und Instrumentierung des Experiments im Felslabor Mont Terri (Hauptprojekt) beinhaltet. Seither läuft das Hauptprojekt, bei welchem Versuche in zwei Schächten (Abbildung 30) im Felslabor Mont Terri durchgeführt werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachdem am Ende des Vorjahres alle Leitungen abgedichtet waren und die Sensoren zuverlässig arbeiteten, konnte seit Beginn des Berichtsjahres mit der Aufsättigung von Schacht-1 fortgefahren werden. Während des gesamten Jahres wurden Daten zur Aufsättigung und dem damit verbundenen Quellenverhalten des Bentonit erhoben. Durch die sehr niedrigen hydraulischen Durchlässigkeiten des Gesteins und der Dichtelemente findet die Aufsättigung über einen langen Zeitraum statt. Zeitgleich wurde zu Beginn des Berichtsjahres mit der Planung des Aufbaus und der Instrumentierung von Schacht-2 begonnen. Schacht-2 dient dazu, die gewonnenen Erkenntnisse und Daten von 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 Bewässerung des Systems aus Schacht-1 werden umgesetzt und erprobt.

- Faseroptische Messungen der Verformung und kabellose Signalübertragung werden erprobt.

Im Berichtsjahr wurde Schacht-2 zunächst mit Lasermessverfahren ausgemessen und für die Installation der Messtechnik und des Verschlussbauwerks vorbereitet. Ausserdem wurden die Schachtwände auf ihre Gasdurchlässigkeit getestet, seismische Messungen durchgeführt, Sensoren an der Schachtwand installiert und Elektroden für die elektronische Widerstands-Tomographie (ERT) installiert. Anschliessend wurde am Boden des Schachtes eine Ausgleichschicht eingebaut, die dafür sorgt, dass der Schachtverschluss waagrecht aufgebaut werden kann. Auf der Ausgleichsschicht wurde danach die Druckkammer installiert,

um das Verschlussbauwerk von unten zu bewässern. Im letzten Quartal des Berichtsjahrs wurden die einzelnen Schichten des Verschlussbauwerks eingebracht und mit Sensoren versehen. Somit konnte bis Ende 2022 die Installation des Sandwich-Dichtelements abgeschlossen werden.

In den vorherigen Jahren wurden für die Kalibrierung der Computermodelle Resultate von 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 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 mit neuen Ergebnissen von weiteren Mini-Sandwich-Experimenten weiter verfeinert. Diese Modelle können in Zukunft für die Modellierung des Hauptprojekts genutzt werden, um weitere Erkenntnisse über die Prozesse zu erlangen.

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 der Vorgaben für die erdwissenschaftlichen Untersuchungen unter Tage durch das ENSI fließen Erkenntnisse und Erfahrungen hieraus ein. Für die Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuchs und des Baubewilligungsgesuchs 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.

Während der Corona-Pandemie gab es durch Zugangsbeschränkungen leichte Verzögerungen im Ablauf des Experiments. Aktuell verläuft das Experiment nach Zeitplan, inklusive dem Einbau von Schacht-2. Es wurden bisher wie vorgesehen Computermodelle erstellt, verglichen und mit experimentellen Daten verfeinert. Ebenso konnten wie geplant Erkenntnisse aus dem Experiment gewonnen werden und das Sandwich-Prinzip bestätigt werden. Im Verlauf des Experiments können ENSI-Mitarbeiter und -Experten durch den Vergleich mit internationalen Fachleuten ihre Fähigkeiten bei den Berechnungen verbessern.

Ausblick

Die Bewässerung von Schacht-1 wird weiter fortgesetzt und der Injektionsdruck wird bis auf ein Maximum von 2 MPa erhöht. Dabei werden weitere Daten erhoben und die Funktionsweise der Messinstrumente fortlaufend beobachtet. Des Weiteren ist geplant, die Dokumentation der Installation und der bisherigen Messergebnisse abzuschließen. Im Schacht-2 wird Anfang 2023 die Verschlusskappe installiert, womit der Einbau des Verschlussbauwerks abgeschlossen ist und die Instrumentation abgeschlossen werden kann. Nach weiteren Kalibrierungen der vorhandenen Computermodelle sind im Jahr 2023 numerische Berechnungen der Versuche in den beiden Schächten geplant. Es ist vorgesehen, Ergebnisse des SW-A-Experiments an der Haupttagung der European Geosciences Union (EGU General Assembly 2023) in Wien zu präsentieren.

Zitierte Literatur

■ K. Emmerich, R. Schuhmann, F. Königer, P. Bohac, L. Delavernhe, K. Wiczorek, O. Czajkowski, J. Hesser, H. Shao, D. Jaeggi, P. Bossart, J. Hansmann, M. Gruner, M. Hofmann, Martin, J. Aurich, C. Rölke, T. Popp, R. Diedel, M. Schellhorn, S. Häußer, U. Glaubach, T. Wilsnack, G. Kemper, J.L. García-Siñeriz, M. Villar, C. Gutiérrez-Álvarez, R. Iglesias (2019): Joint project: Vertical hydraulic sealing system ba-

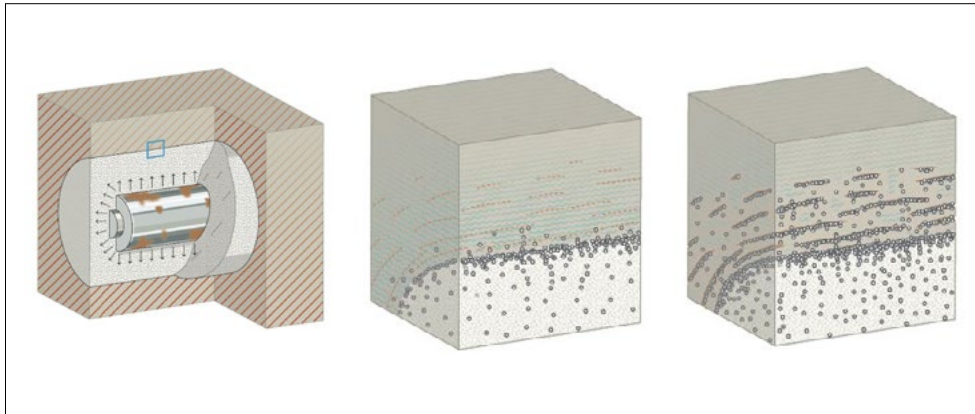


Abbildung 31:
Links: Korrosion des Lagerbehälters verursacht Gas (weiße Punkte). Mitte: Vergrößerung des blauen Rechtecks der linken Seite. Das Gas diffundiert und verdrängt teilweise das Wasser. Rechts: Neue Wege für den Gastransport werden im Wirtsgestein aufgrund von Mikrorissen erzeugt.
Quelle: ENSI

Teilnehmer	Aufgabe
Amphos21	Modellierung
BASE (Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung, Deutschland; neu seit 2019)	Projektbegleitung, Finanzierung
BGR (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Deutschland)	Diverse in-kind Leistungen im Felslaborexperiment
BGS (British Geological Survey)	Durchführung der Laborversuche und Begleitung des Felslaborexperiments
CNSC (Canadian Nuclear Safety Commission)	Modellierung
ENSI	Principal Investigator (Fachliche Hauptverantwortung für das Experiment), Projektleitung, Finanzierung
FANC (Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, Belgien)	Projektbegleitung, Finanzierung
SCK CEN (belgisches Kernenergiezentrum)	Durchführung von Diffusionsexperimenten im Labor
Solexperts	Durchführung des Felslaborexperiments
Swisstopo	Diverse in-kind-Leistungen im Felslaborexperiment
Universität Stuttgart	Beratung

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

sed 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 – Gastransport- mechanismen

Auftragnehmer: Solexperts und British Geological Survey

ENSI-Projektbegleiter: Manuel Sentís

Einleitung

Gas entsteht in einem geologischen Tiefenlager hauptsächlich aufgrund von Metallkorrosion der Abfälle und Lagerteile, welche vor allem Wasserstoff freisetzt. Da der Opalinuston ein dichtes Wirtsgestein ist und das Gas nicht einfach wegtransportiert werden kann,

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

Nach aktuellem Kenntnisstand gibt es vier grundlegende Gastransportmechanismen im Tonstein. Dazu zählt neben dem diffusiven Transport, dem visko-kapillaren Zweiphasenfluss und dem dilatanzgesteuerten auch der durch Brüche gesteuerte Gasausbreitungsprozess (Abbildung 31).

Aus den Resultaten von vergangenen Experimenten ist nicht ersichtlich, in welchem Bereich der Druckwerte die verschiedenen Transportmechanismen auftreten. Das Ziel dieses Projekts ist, mittels einfacher Experimente die Gastransportmechanismen und insbesondere den dilatanzgesteuerten Gastransport vertiefter zu untersuchen. An ihm beteiligen sich derzeit die Organisationen gemäss Tabelle 1.

Betreffend Gastransportuntersuchungen wird für die Laborversuche und für das In-Situ-Experiment als Gas Helium 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, weil experimentelle Resultate über Methan vorhanden sind.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Laborversuche

Nachdem die Laborversuche mit einer Ausrichtung senkrecht zur Schichtung (Test 1 und 2) bereits 2021 beendet wurden, wurde der dritte Laborversuch (Test 3) mit einer Ausrichtung parallel zur Schichtung im Jahr 2022 finalisiert (Abbildung 32). Ein vierter Laborversuch (Test 4), ebenfalls mit einer Ausrichtung parallel zur Schichtung, wurde im Jahr 2022 begonnen. Zurzeit liegen von diesem Versuch Resultate für die ersten 132 Tage vor. Die Resultate der ersten drei Tests zeigen, dass der Gaseintritt durch die minimale Hauptspannung kontrolliert wird. In allen Tests fliesst das Gas hauptsächlich parallel zur Schichtung und ein dilatanzgesteuerter Gasfluss wurde hauptsächlich senkrecht zur Schichtung beobachtet.

Parallel zu den Gasdruck- und Gasflussexperimenten wurden im Jahr 2022 Gasdiffusionsexperimente mit Mont Terri-Proben durch SCK-CEN in Belgien durchgeführt. Die Auslegung des Diffusionsexperiments ist in Abbildung 33 schematisch dargestellt. Aus den Kurven ergeben sich Resultate für den effektiven Diffusionskoeffizient im Opalinuston für Helium von zwischen 9.0 und $9.4 \text{ E-11 m}^2/\text{s}$ und für CH_4 von zwischen 2.6 und $4.2 \text{ E-12 m}^2/\text{s}$. Aus den Diffusionsexperimenten wurde ein Wert von $5.0 \text{ E-13 m}^2/\text{s}$ für die hydraulische Durchlässigkeit von Opalinuston hergeleitet.

CNSC und BGR haben Resultate von Test 2 modelliert. Resultate der Modellierung und ein Vergleich mit den experimentellen Resultaten sind in Abbildung 34 zu sehen. Der zeitliche Verlauf des Drucks und der Ausdeh-

nung stimmt mit den experimentellen Resultaten überein.

In-Situ-Experiment

In Abbildung 35 werden die verschiedenen Injektionstests, die im Jahr 2022 durchgeführt wurden, dargestellt. Vor dem erzielten Gasinjektionstest wurden übliche hydraulische Tests durchgeführt, um sich zu vergewissern, dass das System erwartungsgemäss reagiert. Im Rahmen der hydraulischen Tests wurden ein Konstantdruck-Injektionstest und ein Stufeninjektionstest durchgeführt. Danach wurde nach einer Stabilisierungsphase von 2 Monaten mit dem Gasinjektionstest mit Helium begonnen. Zuerst wurde ein Konstantdruck-Injektionstest bis September durchgeführt. Zurzeit läuft seit September ein Stufeninjektionstest und im Dezember 2022 wurde ein Druckwert von 2.6 MPa erreicht.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Aufgrund der Corona-Pandemie und diversen Problemen mit der Instrumentierung haben sich sowohl die geplanten Laborversuche als auch das In-Situ-Experiment um ein halbes Jahr verzögert. Die Bilanz ist trotzdem positiv, weil die Ergebnisse der Laborversuche sehr gut und die Voraussetzungen für aussagekräftige Ergebnisse im In-Situ-Experiment gegeben sind.

Im Opalinuston wird der Gasfluss 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 dies Dilatanz oder Rissbildung des Porenraums zur Folge haben. Dies kann zu einer Beeinträchtigung der Barrierewirkung des Wirtgesteins führen und neue Wege für den Transport von Radionukliden erzeugen. Der Übergang zwischen den beiden Transportmechanismen Zweiphasenfluss und dilatanzgesteuertem Gastransport ist abrupt. Das Ziel des GT-Experiments ist, diese Übergänge im Detail zu untersuchen.

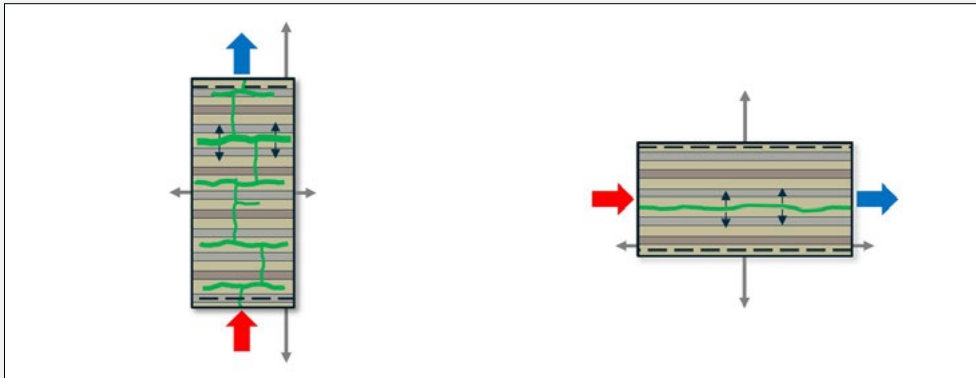


Abbildung 32: Orientierung der bisher durchgeführten Laborversuche. Die ersten beiden Tests haben eine Orientierung senkrecht zur Schichtung (linke Seite). In den Tests 3 und 4 wurde die Probe parallel zur Schichtung ausgerichtet (rechte Seite).
Quelle: BGS

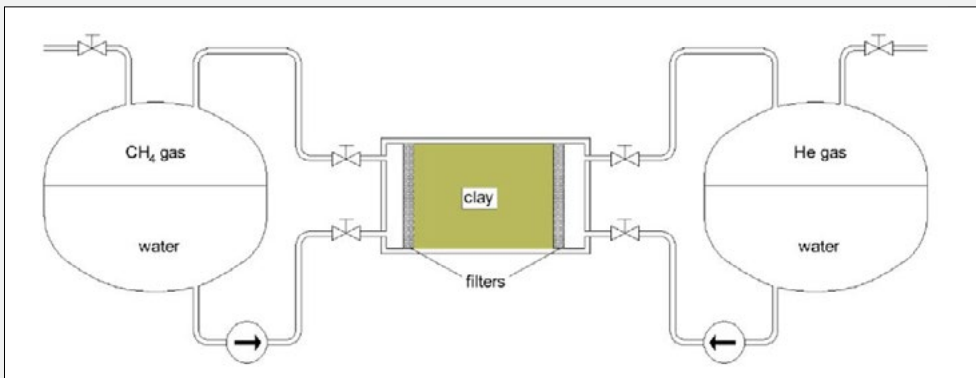


Abbildung 33: Schematische Darstellung des Layouts für das Diffusionsexperiment mit CH4 und Helium.
Quelle: SKC-CEN

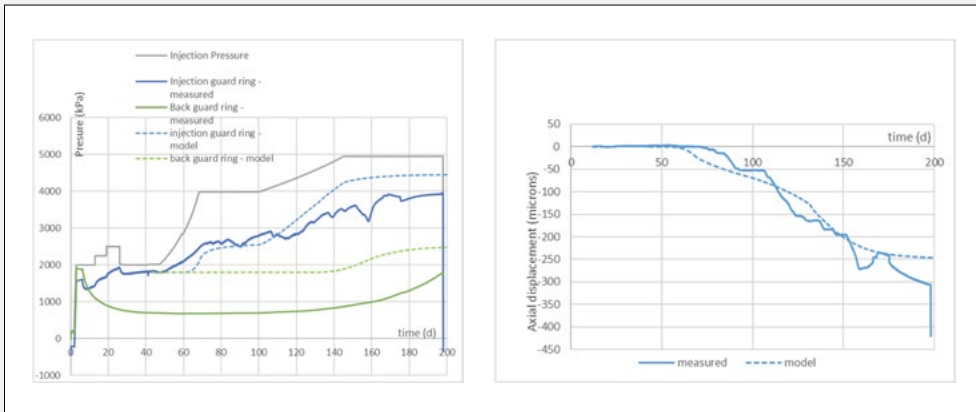


Abbildung 34: Modellierung des Druckverlaufs (linke Seite, durchgezogene Linien) und der Ausdehnung senkrecht zur Schichtung (rechte Seite, durchgezogene Linie) in Test 2 der Gasdruckinjektions-Laborversuche. Die experimentellen Resultate werden mit gestrichelten Linien dargestellt.
Quelle: CNSC

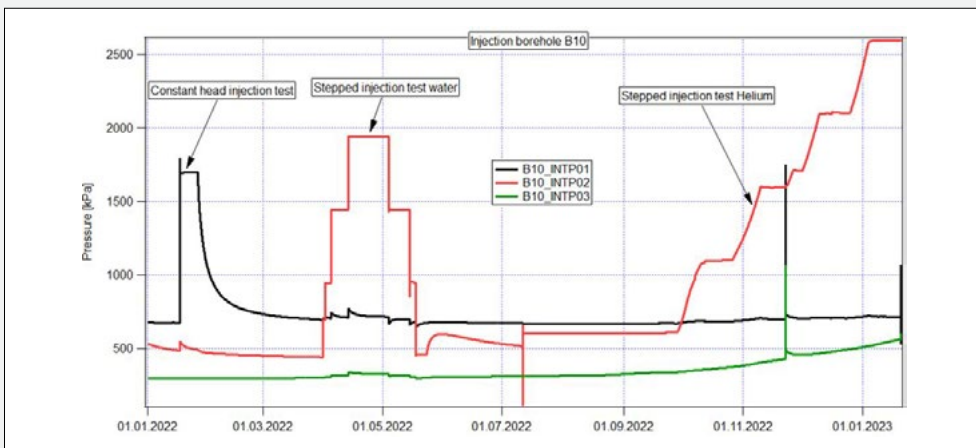


Abbildung 35: Verlauf der Druckinjektion in verschiedenen Intervallen des Injektionsbohrlochs 10 während der Injektionstests im Jahr 2022.
Quelle: Solexperts

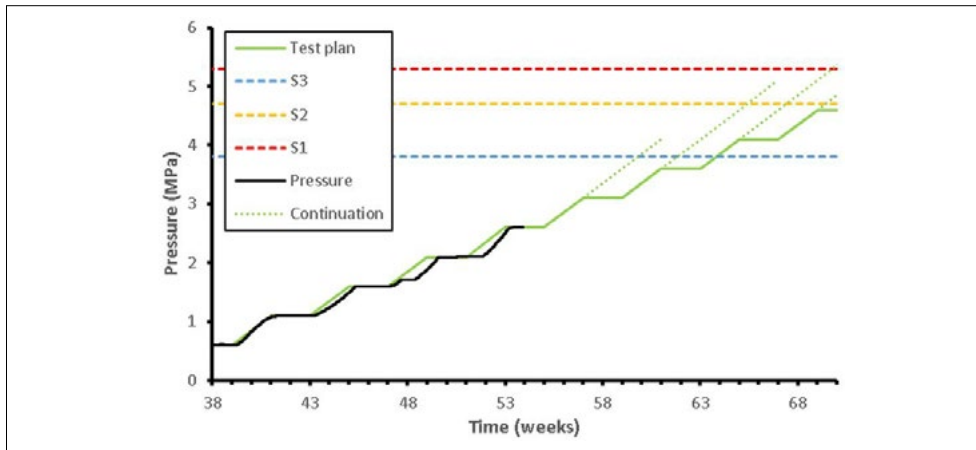


Abbildung 36: Verlauf der Gasdruckinjektion. Die schwarze Kurve zeigt die bisherige Gasinjektion und die grüne Kurve die geplante Injektion. S1, S2 und S3 sind die Hauptspannungen des Opalinustons in Mont Terri. Quelle: BGS

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.

Ausblick

Laborversuche

Im Jahr 2023 werden die Laborversuche der BGS über Gasinjektion finalisiert und die Resultate weiterhin analysiert und dokumentiert. Der Test 4 wird früh im Jahr 2023 beendet und ein neuer Test zur Analyse von Mikrorissen wird daraufhin gestartet. Die laufenden Diffusionsexperimente von SCK CEN werden 2023 finalisiert und bei Bedarf werden neue Experimente gestartet.

In-Situ-Experiment

Die In-Situ-Gasinjektion wird planmässig gemäss Abbildung 36 weiter fortgesetzt. Dilatanzgesteuerte Phänomene sind nach der Erreichung der minimalen Hauptspannung (blaue Linie in der Abbildung 36) zu erwarten. Die Gasinjektion wird voraussichtlich bis Juni 2023 durchgeführt. Danach wird, je nach Ergebnis, über eine zusätzliche Gasinjektionsphase entschieden.

Zurzeit laufen Diskussionen über zusätzliche Modellierungsarbeiten des In-Situ-Experiments für Phase 29 (ab Mitte 2023).

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

Auftragnehmer: swisstopo

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte DR-C-Experiment untersucht den Einfluss eines thermischen Gradienten auf die Diffusion verschiedener Radionuklide. Durch den Einschluss der Radionuklide in den Tiefenlagerbehältern über lange Zeit wird die Diffusion der Radionuklide im Referenzfall nur zu einem geringen Anteil durch die erhöhte Temperatur im Nahfeld beeinflusst, da zum Zeitpunkt des Versagens der Tiefenlagerbehälter die erhöhten Temperaturen bereits abgeklungen sind. Im Fall eines frühzeitigen Versagens eines Tiefenlagerbehälters können erhöhte Temperaturen eine Rolle spielen. Ziel des Experiments ist es daher, das Prozessverständnis für dieses Szenario zu verbessern. Da das Experiment in der sandigen Fazies des Opalinustons stattfindet, kann mit dem Experiment ausserdem die Datenbasis zur Diffusion in dieser Fazies verbessert werden.

Das Projekt wird von der belgischen Aufsichtsbehörde FANC geleitet, daneben sind ENSI (CH), Andra (französischer Endlagerprojektant), Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung BASE (deutsche Aufsichtsbehörde), die zur Helmholtz-Gesellschaft gehörenden Forschungszentren

in Leipzig (UFZ) und in Karlsruhe (KIT), swiss-topo (CH) sowie das belgische Forschungszentrum für Kernenergie (SCK-CEN) beteiligt. Die Arbeiten am Experiment begannen 2018 und derzeit wird ein Abschluss 2024 erwartet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Auch das Jahr 2022 diente im Wesentlichen dazu, das Experiment mit den Partnern vorzubereiten. Voraussetzung für die Durchführung des Experiments ist eine strahlenschutzrechtliche Bewilligung. Um das Gesuch vorzubereiten, erfolgen Sitzungen zur Definition der zu verwendenden radioaktiven Tracer (Aktivität und Konzentration eines Indikators), zur Definition des Beprobungsprogramms für das Porenwasser sowie für Abschätzungen der Diffusion.

Im Jahr 2022 wurde ausserdem die Bohrung für das Experiment abgeteuft, mit Sensoren ausgestattet und an das Datenakquisitionssystem angeschlossen.

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 sehr wichtige Rolle. Der diffusionsgetriebene Transport sorgt dafür, dass Radionuklide, welche aus der Abfallmatrix freigesetzt werden und schlecht sorbieren, trotzdem erst nach einer sehr langen Zeit von einigen 10'000 Jahren und später in die Biosphäre gelangen können. Mit Hilfe des Experiments werden Diffusionskoeffizienten für erhöhte Temperaturen ermittelt. Diese Daten werden in die Sicherheitsanalysen des ENSI einfließen, um die möglichen Konsequenzen eines frühzeitigen Behälterversagens zu berücksichtigen. Das DR-C-Experiment verbessert damit das Prozessverständnis und die Datenbasis zum Temperatureinfluss auf die Diffusion für verschiedene Radionuklide. Ausserdem stärkt die Teilnahme des ENSI am DR-C-Experiment die internationale Vernetzung mit anderen Projektpartnern. Derzeit sind die Arbeiten bedingt durch die Co-

rona-Pandemie leicht verzögert, verglichen mit der ursprünglichen Planung.

Ausblick

Anfang 2023 werden hydraulische Tests in der Bohrung, in der das Experiment durchgeführt wird, ausgeführt und es erfolgt ein testweises Aufheizen. Zur Dokumentation der Abschätzungen und der Definition der Tracer-Zusammensetzung sind Berichtsentwürfe geplant.

1.7.11 Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston

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

Einleitung

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 Versuchsrandbedingungen 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. 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.

Die erste Phase der Entwicklung des hydro-mechanisch (HM) gekoppelten Materialmodells an der RWTH lief bis März 2022 (siehe auch Erfahrungs- und Forschungsbericht 2021, Kap. 1.7.11). Das Modell wird seit April 2022 hinsichtlich des Kriechens des Opalinustons und der Temperatureinwirkung weiterentwickelt. Folgende Hauptaktivitäten sind bis Ende März 2025 geplant:

1. Kalibrierung des Materialmodells anhand der Daten aus Triaxialversuchen an Proben des Opalinustons aus den Tiefbohrungen der Nagra in den potenziellen Lagerstandorten;
2. Erweiterung des Materialmodells mit einer thermischen Option (thermo-hydro-mechanische Kopplung);
3. Entwicklung eines grundsätzlichen, mikromechanischen Verständnisses der Kriechprozesse im Opalinuston;
4. Untersuchung des Kriechverhaltens bei erhöhten Temperaturen;
5. Implementierung des hergeleiteten Kriechverhaltens in das thermisch-hydro-mechanisch gekoppelte Materialmodell und Validierung sowie Kalibrierung anhand bereits vorhandener Laborversuchsergebnisse.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Rahmen der numerischen Modellierung wurde im Berichtsjahr ein nicht-assoziiertes plastisches Modell in MOOSE (Multiphysics Object Oriented Simulation

Environment) implementiert. Das implementierte Modell wurde mit einem nicht-lokalen Schädigungsmodell gekoppelt, um das Versagens- und Nachversagensverhalten von Opalinuston unter undrainierten Bedingungen zu beschreiben. Eine Reihe von konsolidierten undrainierten Triaxialversuchen wurde an Proben des Opalinustons aus der tonigen Fazies im Felslabor Mont Terri durchgeführt. Sie dienen zur Kalibrierung des Modells und zur Bestimmung der erforderlichen Modellparameter für unterschiedliche Orientierungen der Schichtung des Opalinustons zur Belastungsrichtung (P-, Z- und S-Proben, Abbildung 37). Ein grossmassstäbliches 3D-Tunnelmodell wurde ebenfalls entwickelt, um die Leistung des implementierten konstitutiven Modells anhand vorhandener Felddaten, wie Porendruckentwicklung, Verformungen und Ausmass der Gebirgsschädigung (Auflockerungszone), zu bewerten. Diese Arbeiten sind noch nicht abgeschlossen.

Die mikrostrukturellen Untersuchungen der getesteten Proben zum besseren Verständnis des Versagens des anisotropen Opalinustons und der dabei auftretenden Mechanismen wurden abgeschlossen. Elektronenmikroskopische Untersuchungen wurden durchgeführt, um die mikroskaligen Verformungsprozesse zu untersuchen und die hydromechanischen Beobachtungen mit der zugrundeliegenden Mechanik im Submillimeterbereich zu verbinden. Die grosse Menge an experimentellen Daten und die Analysen haben wesentlich zur Kalibrierung des Materialmodells und zur Implementierung der grundlegenden Verhaltensmerkmale des Opalinustons beigetragen (Abbildung 38).

Im April 2022 wurde mit dem ersten Druck-Kriechversuch für mehrere Stufen unterschiedlicher Belastung begonnen. Die bisher ermittelten Kriechdehnungen und Kriechdehnraten-Parameter geben erste Einblicke in den zeitabhängigen Verformungscharakter des Opalinustons. Der laufende Versuch wird weitere Belastungsstufen bis zum Versagen des Probekörpers umfassen, um die Langzeitfestigkeit des Opalinustons zu be-

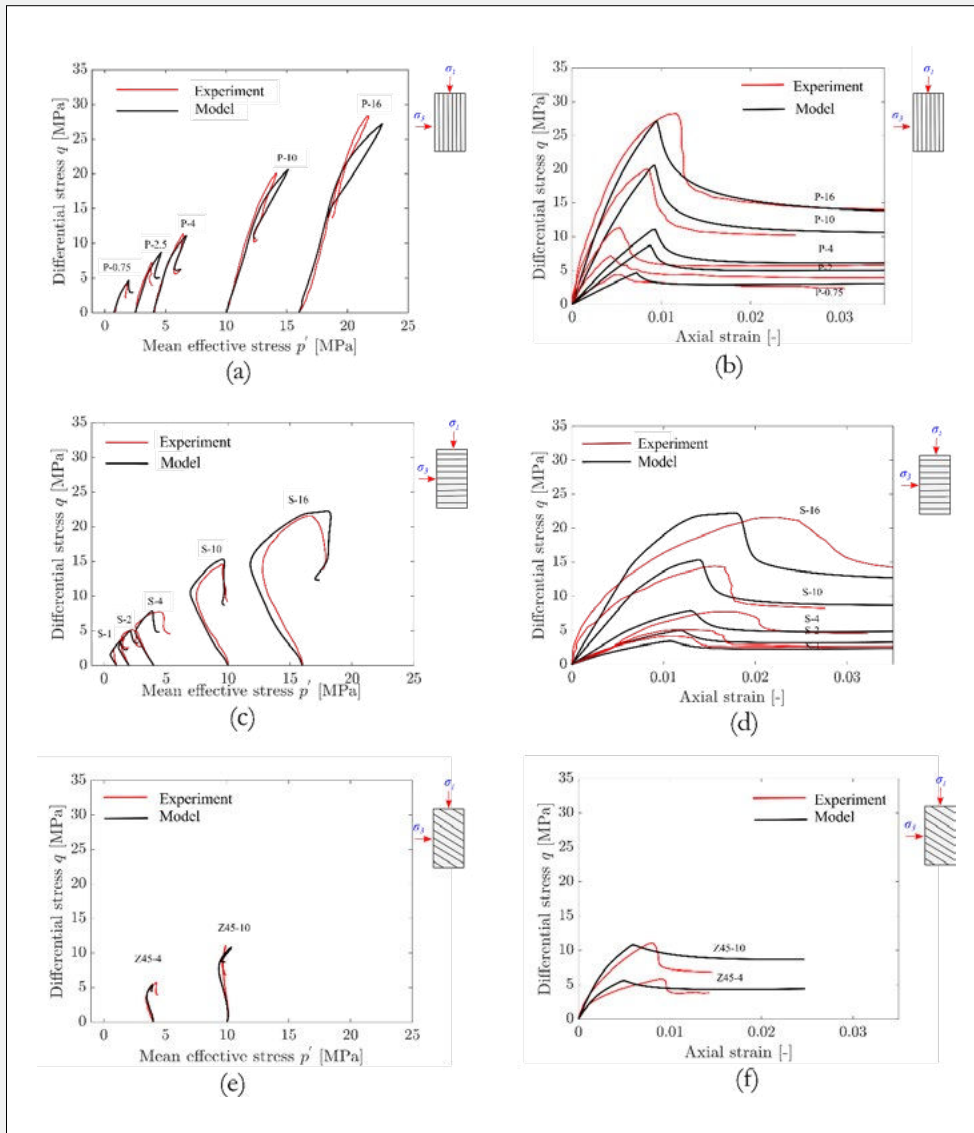


Abbildung 37: Vergleich zwischen den Ergebnissen der numerischen Modellierung (schwarze Linien) und den Ergebnissen aus den durchgeführten konsolidierten undrained Triaxialversuchen (rote Linien) an Proben aus der tonigen Fazies des Opalinustons des Felslabors Mont Terri. (a) Effektiver Spannungspfad von P-Proben (Belastung parallel zur Probenschichtung); (b) Spannungs-Dehnungs-Verhalten von P-Proben; (c) Effektiver Spannungspfad von S-Proben (Belastung senkrecht zur Probenschichtung); (d) Spannungs-Dehnungs-Verhalten von S-Proben; (e) Effektiver Spannungspfad von Z-Proben (Belastung schräg zur Probenschichtung); (f) Spannungs-Dehnungs-Verhalten von Z-Proben. Quelle: Forscherbericht RWTH Aachen 2022.

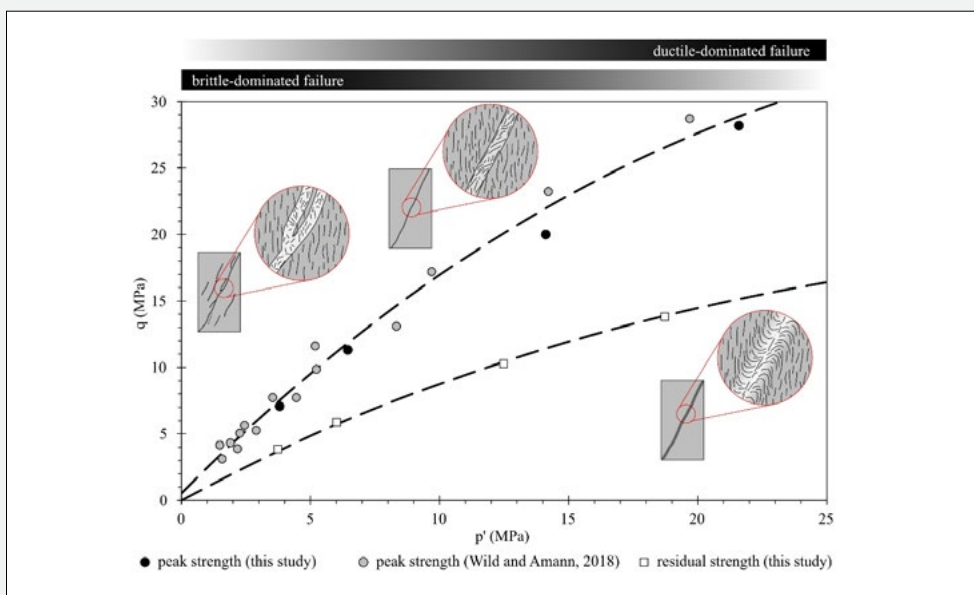


Abbildung 38: Spitzen- und Restfestigkeit von Proben aus der tonigen Fazies des Opalinustons im Mont Terri (aus undrained Triaxialversuchen) und mikrostrukturelle Ausprägung der Scherzonen des Opalinustons. Der Übergang von sprödem zu duktilem Versagen wird von der Unterdrückung der Dilatanz und der Verringerung der Porosität in der Scherzone begleitet. Quelle: Forscherbericht RWTH Aachen 2022.

stimmen. Zudem wurde die zweite geplante, 30m lange Kernbohrung im Felslabor Mont Terri (HM-C-Experiment) ausgeführt und weitere Proben des Opalinustons wurden entnommen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das hydromechanisch (HM) 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 (tonige 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 die verbundene 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 hoch präzisen und unter kontrollierten Bedingungen durchgeführten Laborversuche an Proben des Opalinustons und den komplexen numerischen Modellierungen haben die Arbeiten zur Erstellung eines neuen Materialmodells für Opalinuston weit vorangebracht.

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

Ein umfassendes Verständnis dieses Verhaltens des Opalinustons ist vor allem entscheidend

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

Ein belastbares Materialmodell des Opalinustons ist wichtig für die zukünftigen felsmechanischen und bautechnischen Beurteilungen des ENSI in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager und in 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 2023 werden weitere mehrstufige Druck-Kriechversuche an Proben des Opalinustons unter Berücksichtigung der strukturellen Anisotropie und des Einflusses der Temperatur auf das Kriechverhalten durchgeführt. Dazu werden Proben des Opalinustons mit senkrecht zur Belastungsachse orientierter Schichtung (S-Probe) mit einem Versuchsprotokoll ähnlich dem ersten Mehrstufenversuch sowie S-Proben und P-Proben (Belastung parallel zur Orientierung der Schichtung) unter erhöhten Temperaturbedingungen geprüft. Zusätzlich werden nach dem Versuch mikrostrukturelle Untersuchungen der getesteten Proben das Verständnis der zeitabhängigen Verformung und der beteiligten Kriechmechanismen im Opalinuston festigen.

Im Jahr 2023 soll das HM-gekoppelte Materialmodell ausserdem anhand der Daten aus den Triaxialversuchen an Opalinuston-

Abkürzung	Organisation	Land	Funktion
ANDRA	French national radioactive waste management agency	Frankreich	Betreiber
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung	Deutschland	Aufsichtsbehörde
BGE	Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH	Deutschland	Betreiber
BGR/UFZ/GRS	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe zusammen mit dem Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung	Deutschland	Geowissenschaftlicher Dienst
CAS	Chinese Academy of Sciences	China	Forschungseinrichtung
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission	Kanada	Aufsichtsbehörde
COVRA	Central Organisation For Radioactive Waste	Netherlands	Betreiber
DOE	U.S. Department of Energy & Lawrence Berkeley National Laboratory	USA	Betreiber
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.	Spain	Betreiber
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat	Schweiz	Aufsichtsbehörde
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	Japan	Betreiber
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute	Korea	Forschungseinrichtung
NWMO	Nuclear Waste Management Organization	Kanada	Betreiber
RWM	Radioactive Waste Management	Grossbritannien	Betreiber
SURAO	Radioactive waste repository authority	Tschechien	Betreiber
SSM	Swedish radiation safety authority	Schweden	Aufsichtsbehörde
TaiPower	Taiwan power company	Taiwan	Betreiber

Tabelle 2:
Derzeit am Projekt
DECOVALEX teil-
nehmende Organisa-
tionen.

Proben der Tiefbohrungen der Nagra in den potenziellen Lagerstandorten kalibriert werden. Ferner wird anhand der Ergebnisse aus den Druck-Kriechversuchen ein Kriechmodell in MOOSE implementiert, um die zeitabhängige Verformung zu simulieren. Das Hauptaugenmerk liegt dabei auf der stationären und tertiären Kriechverformung unter dem Einfluss von Spannung und Temperatur.

1.7.12 DECOVALEX-2023

Projektorganisation: Lawrence Berkeley National Laboratory LBNL, USA

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 nehmen am Projekt siebzehn finanzierende Organisationen teil (Tabelle 2). Diese sogenannten «Funding Organisations» können 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 Service);
- Task C: Full-scale emplacement experiment at Mont Terri URL (Leitung: ENSI);
- Task D: Full-scale engineered barrier system at Horonobe URL (Leitung: JAEA);
- Task E: Heated brine availability test in salt (Leitung: Sandia National Laboratory);
- Task F: Performance assessment benchmark (Leitung: Sandia National Laboratory);

- Task G: Understanding of shear reactivation of pre-existing discontinuities for brittle host rocks (Leitung: Helmholtzzentrum für Umweltforschung).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI hat den Task C vorgeschlagen und leitet diesen mit Unterstützung der Firma Quintessa. An dem Task nehmen neben dem ENSI die Organisationen BGR/UFZ, CAS, GRS, KAERI, LBNL, NWMO, TU Freiberg und Sandia National Laboratories teil. Der Task befasst sich mit der Modellierung des Full-scale Emplacement-Experiments (FE) im Felslabor Mont Terri (Abbildung 39). Die Daten werden von der Nagra und den weiteren Partnern des Experiments zur Verfügung gestellt. Für den Task wurden drei Arbeitsschritte definiert. Im ersten Schritt erfolgt eine Vergleichsrechnung (Benchmark) mit einem geometrisch vereinfachten zweidimensionalen Modell, das die wesentlichen auftretenden Prozesse berücksichtigt. Anschliessend wird im zweiten Arbeitsschritt das FE-Experiment mit einer vereinfachten 3D-Geometrie berechnet. Dabei erfolgt zuerst eine modellbasierte Vorhersage durch die Teams (sogenannte Blindrechnung), bevor die Messwerte zur Verfügung gestellt werden. Anschliessend erfolgt die Kalibrierung der Modelle anhand der Messergebnisse. Im dritten Schritt erfolgt eine realitätsnähere rechnerische Abbildung des FE-Experiments unter Berücksichtigung der detaillierten Tunnelgeometrie sowie der Auswirkungen des Tunnelausbruchs und der anschliessenden Belüftungsphase.

Im Jahr 2022 wurden die Modelle für Schritt 1 weiter diskutiert und verbessert, so dass die angestrebten Prozesse korrekt wiedergegeben werden. Bei Schritt 1 geht es um ein 2D-Modell als Querschnitt des FE-Tunnels mit einem Heizelement in der Mitte, das auf Bentonitblöcken gelagert und mit granularem Bentonit umgeben ist (Abbildung 40). Das Heizelement hat eine Heizleistung von 1350 W. Die abgegebene Wärme führt zum Anstieg der Temperatur im Umfeld des Heizelements. Hier werden die Ergebnisse des

thermisch-hydraulisch gekoppelten Modells dargestellt. In Abbildung 41 wird der Temperaturanstieg über die Zeit an vier Beobachtungsstellen im Opalinuston für das thermisch-hydraulische Modell zwischen den Teams verglichen. In Abbildung 42 ist das gleiche für die Porenwasserdruckentwicklung dargestellt. Die Messstellen O1 und O3 liegen parallel zur Schichtung des Opalinustons, während die Messstellen O4 und O6 senkrecht zur Schichtung liegen. Der Vergleich der Temperaturen zeigt höhere Werte für die Messstellen parallel zur Schichtung, was durch die höhere Wärmeleitfähigkeit entlang der Schichtung verursacht wird.

Im Jahr 2022 haben die Teams mit Schritt 2 begonnen. Dabei hat sich gezeigt, dass für die Temperaturentwicklung im Nahfeld der Heizelemente deren modelltechnische Abbildung einen hohen Einfluss hat. Der Vergleich der Ergebnisse hat ergeben, dass bei dem ursprünglich angestrebten Wärmeeintrag über die Oberfläche des Heizelements der Einfluss der unterschiedlichen Materialien auf die Wärmeausbreitung nicht korrekt abgebildet werden kann. Die daraufhin überarbeiteten Ergebnisse für Schritt 2 zeigen für die Temperatur bereits eine sehr gute Übereinstimmung. Die Arbeiten an Schritt 2 sollen bis Anfang 2023 abgeschlossen werden und danach wird der Schritt 3 bearbeitet.

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 führt 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

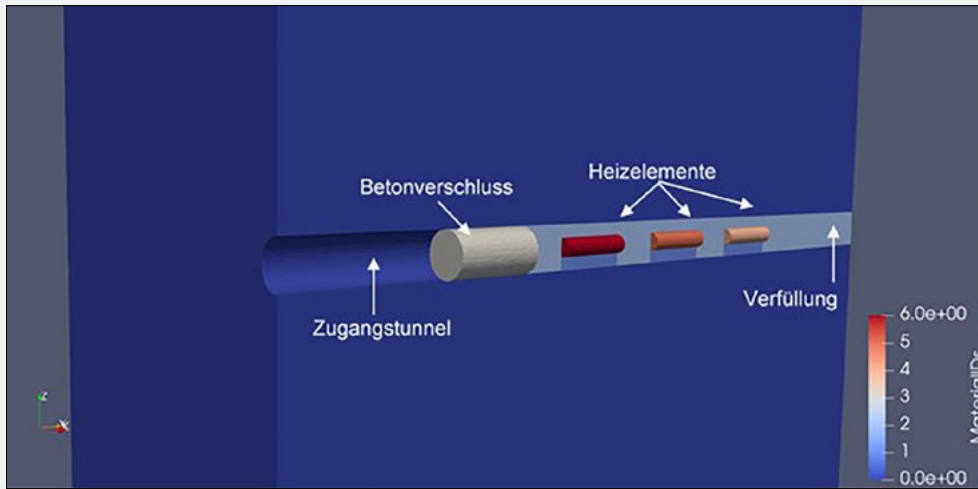


Abbildung 39:
Modelltechnische
Abbildung des
FE-Experiments.
Quelle: ENSI

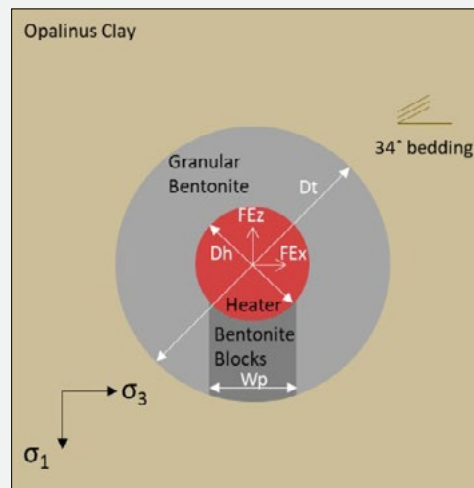


Abbildung 40:
Schematische
Darstellung des 2D-
Modells für Schritt 1.
Quelle: ENSI

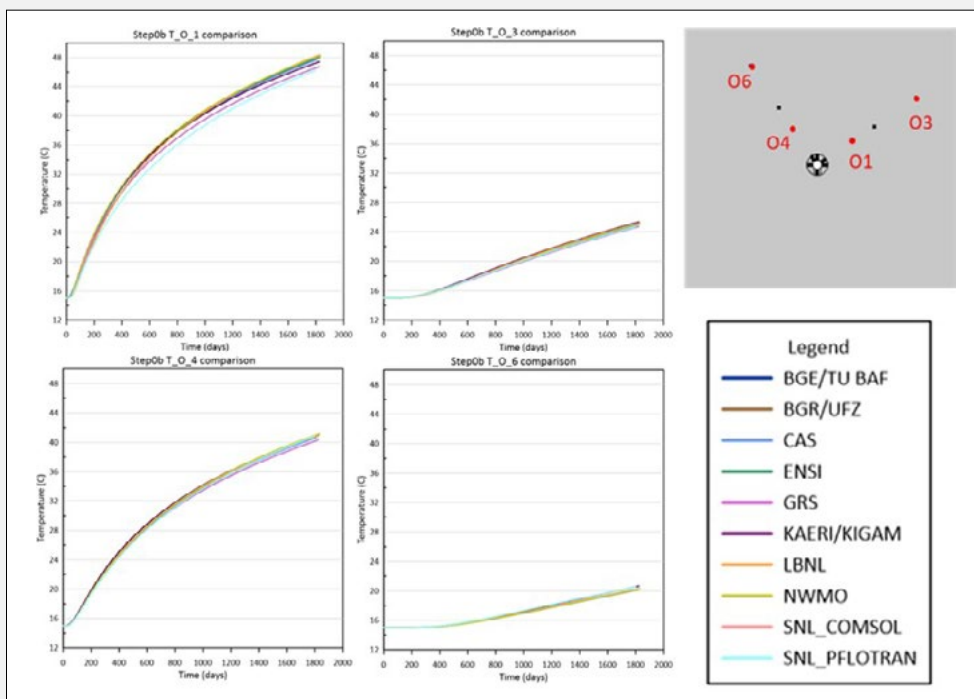


Abbildung 41:
Vergleich der
Temperaturentwick-
lung im Opalinuston
parallel zur Schich-
tung (oben) und
senkrecht zur
Schichtung (unten)
für das thermisch-
hydraulische Modell
für alle beteiligten
Teams.
Quelle: ENSI

gegenseitigen Information über den Stand der Endlagerprojekte und der Forschungseinrichtungen (unter anderem Felslabors) in den verschiedenen Ländern. Der NEA Clay Club unterstützt im Rahmen seiner Tätigkeit gezielt Forschungsarbeiten, mit denen offene Fragen zu grundlegenden Aspekten des Sicherheitsnachweises in Tongesteinsformationen angegangen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Bericht zum Projekt Clay Club Catalogue of Characteristics of Argillaceous Rocks: 2022 Update wurde im Jahr 2022 veröffentlicht. Das Projekt beschäftigte sich mit den für die Sicherheitsbeurteilung von geologischen Tiefenlagern in Tongesteinen massgebenden geologischen, hydrogeologischen, mineralogischen, geophysikalischen, geochemischen und felsmechanischen Datensätzen, die für die betrachteten Gesteinsformationen zusammengetragen und übersichtlich dargestellt wurden.

An der Universität Bern wird das Projekt CLAYWAT (Binding state and mobility of WATER in CLAY-rich media) bearbeitet. Darin geht es um die Verbesserung der Methoden zur Bestimmung des Porenwassergehaltes in Tonen und Schiefertönen, die Interpretation der Porenwasser-Zusammensetzung aus Extraktionsexperimenten, die advective Mobilität des Porenwassers und die Evaluation geeigneter Methoden zur Charakterisierung des Bindungszustands von Porenwasser.

Es wurden Proben von Belgien (Boom Clay und Ypresian Clay), Kanada (Queenston Formation und Georgian Bay Formation, Blue Mountain Formation), Frankreich (Callovo-Oxfordian und Toarcian-Domerian), Ungarn (Boda Tongestein), Japan (Wakkanai und Kotoi Formation) und der Schweiz (Opalinuston) untersucht. Die inhaltlichen Arbeiten sind abgeschlossen und es wurde ein Entwurf des Abschlussberichts erstellt. Dieser Entwurf wurde von den Mitgliedsorganisationen des Clay Clubs geprüft. Derzeit wird der Entwurf überarbeitet. Eine Fertigstellung des Berichts und die Veröffentlichung ist für das Jahr 2023 geplant.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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

Der Bericht Clay Club Catalogue of Characteristics of Argillaceous Rocks: 2022 Update hat inhaltlich die Wünsche des Clay Clubs und auch des ENSI erfüllt. Leider hat sich die eigentliche Veröffentlichung des Berichts erheblich verzögert, da der Publikationsprozess der NEA sehr langwierig war. Die Bearbeitung des CLAYWAT-Projekts ging, wie man am Entwurf des Abschlussberichts erkennen kann, über die Erwartungen des Clay Clubs und auch des ENSI hinaus. Insbesondere die Zusammenführung und der Vergleich der verschiedenen Untersuchungsmethoden bietet eine sehr gute Basis für die Bewertung von genutzten Untersuchungsmethoden für Tongesteine. Die Verzögerungen im Projekt sind einerseits durch die Corona-Pandemie und andererseits durch teilweise zeitlich sehr aufwändige Untersuchungsmethoden bedingt. Diese hatten aber keine Auswirkungen auf die Kosten.

Ausblick

Die nächste Sitzung findet voraussichtlich im September 2023 in Ungarn statt. Gastgeber ist der ungarische Endlagerprojektant PURAM. An der Sitzung soll ein neues Projekt in Auftrag gegeben werden, welches sich mit der vertieften Untersuchung von Porenwasserdruck-Anomalien in Tongesteinen befassen wird.

1.7.14 Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel

Auftragnehmer: Institut für Geologie, Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert

Bericht der Forscher 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 noch wenige hundert Meter höher lag als heute. Seither wurden sie entlang der sich einschneidenden Flusstäler bis auf das heutige Niveau abgetragen, so dass die Erosionsreste heute hochgelegene Plateaus zwischen den Flusstälern bilden. Mit einer Datierung dieser Sedimente können Rückschlüsse auf die langfristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands gewonnen werden.

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) 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 noch nicht ausreichend robust klären und haben Fragen zum internen Aufbau des Irchel aufgeworfen. Aus diesem Grund wurde Ende 2021 ein zweijähriges 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bis Ende 2022 wurde während mehrerer Geländeaufenthalte (siehe Abbildung 43) die vorhandene Aufschlussituation des Irchel-Plateaus mit Fokus auf die Hasli-Formation evaluiert. Die Hasli-Formation dient im Projekt als Leithorizont. Im Gegensatz zu den überwiegend grobkörnigen und unter eiszeitlichen Bedingungen entstandenen Schotterkörpern des Irchels ist sie mehrheitlich feinkörnig und wurde in einer warmzeitlichen Periode abgelagert. Aufgrund von Fossilfunden wird ihr ein Alter von 1,8 bis 2,0 Millionen Jahre zugeschrieben (Bolliger et al. 1996; ENSI 33/474). Im Projekt wurden geeignete Beprobungsstellen im Kontaktbereich der Hasli-Formation mit den darüber und darunter liegenden Schottern auffindig gemacht und knapp 100 Proben für das Isochron-burial-dating-Verfahren gewonnen. Die beprobten Aufschlüsse Hochwacht, Schartenflue, Wilemer Irchel und Amseiboden sind über das gesamte Plateau verteilt. Die intensive Aufbereitung der Proben im Labor ist in einem fortgeschrittenen Stadium. Neben der Probenentnahme wurden die Aufschlüsse auch im Detail studiert und die Sedimente auf ihre lithologische Zusammensetzung untersucht. Als Ergänzung zu den vorhandenen Aufschlüssen sollen im Forschungsprojekt auch neue, künstliche Aufschlüsse geschaffen werden. Hierfür wurden Standorte für je drei Kernbohrungen und Sondiergrabungen gewählt und die nötigen Bewilligungen bei den zuständigen Stellen im Herbst 2022 beantragt sowie vorbereitende Vereinbarungen mit zu beauftragenden Bau- und Bohrfirmen getroffen. Verbindliche Entscheidungen der Behörden lagen bis Redaktionsschluss nicht vor.



Abbildung 43:
Deckenschotter-
Aufschluss
«Schartenflue» auf
dem Irchel-Plateau.
Die verfestigten
Schotter der sogen-
annten Langacher-
Schotter-Formation
(nach Graf 1993)
bestehen aus
Kalkstein- (über 50 %),
Gangquarz- (ca. 20 %),
Kristallin- (ca. 10 %),
Kieselkalk- und
Kieselchiefer-
geröllen (je ca. 10 %).
In sehr geringen Men-
gen treten zusätzlich
auch Radiolarit-,
Quarzit-, Sandstein-
und Dolomitgerölle
auf. Catharina
Dieleman konnte in
ihrer Dissertation
(Dieleman 2021; Diele-
man et al. 2022) die
abgebildeten
Sedimente mit dem
Isochron-burial-da-
ting-Verfahren auf ein
Alter von $1.3 \pm 0,1$ Mil-
lionen Jahre datieren.
Die Ablagerungen
dokumentieren das
Vorhandensein eines
Flusssystems in
einigen Kilometern
Entfernung zu einem
vergletscherten
Hinterland. Aus der
Differenz der Höhen-
lage der Schotter
(650 m ü. M.) gegen-
über der Höhe des
nur 1 km westlich
fließenden Rheins
(344 m ü. M.) lässt
sich eine seit Ablage-
rung der Schotter
erfolgte Absenkung
des Vorflutniveaus
von ca. 300 m
ableiten.
Bild: A. Dehnert, ENSI.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Prozessverständnis zur Landschaftsentwicklung, insbesondere zur langfristigen Entwicklung der Erosionsbasis, spielt in Bezug auf die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager eine zentrale Rolle. Für diese Beurteilung müssen langfristige Prognosen zur Erosion erstellt werden. Diese orientieren sich an den Erosionsraten der Vergangenheit.

Die erwarteten Ergebnisse werden als essentiell für das qualitative Verständnis sowie die Quantifizierung der quartären Landschaftsdynamik beurteilt. Sie fliessen in die 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 ist es gerade bei dieser Thematik wichtig, dass Wissensbasis und Datengrundlage so weit wie möglich verbessert werden und dem ENSI methodisch eigenständige, das heisst von der Nagra unabhängige Beurteilungsgrundla-

gen zur Verfügung stehen. Das Projekt soll Ende 2023 abgeschlossen werden und befindet sich aktuell aufgrund der noch nicht erteilten Bohr- und Sondierungsbewilligungen in leichtem Verzug.

Ausblick

Neben dem Abschluss der laufenden Probenaufbereitung sollen im Frühjahr 2023, je nach Bewilligungssituation, bis zu drei Kernbohrungen und drei Sondiergrabungen durchgeführt werden. In Abklärung befindet sich gegenwärtig auch noch die Möglichkeit, das Umfeld der geplanten Bohrungen mittels geophysikalischer Methoden (zum Beispiel Seismik und Geoelektrik) zu untersuchen. Hierzu ist eine Zusammenarbeit mit dem Institut für Geophysik der ETH Zürich vorgesehen. Aus den Bohrkernen sowie den Grabungen soll Probenmaterial für weitere Altersbestimmungen gewonnen werden. Der Abschluss der Laborarbeiten und der Isotopenmessungen im Labor für Ionenstrahlphysik der ETH Zürich soll bis zum Sommer 2023 erfolgen. Anschliessend können dann Altersmodellierungen erfolgen. Auf Basis aller gewonnenen Erkenntnisse soll schliess-

lich eine integrale Rekonstruktion der Entstehungsgeschichte des Irchel-Plateaus und damit stellvertretend der Landschaftsgeschichte der Nordostschweiz in Raum und Zeit abgeleitet werden.

Zitierte Literatur

- Bolliger T., Fejjar O., Graf H., Kälin D. (1996): Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugetern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich). *Eclogae Geologicae Helveticae* 89, 1043–1048.
- 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.
- ENSI 33/474: The Pleistocene small mammals from Irchel, Switzerland – A taxonomic and biostratigraphic revision, Universidad de Zaragoza, Departamento de Ciencias de la Tierra, Área de Paleontología, Expertenbericht zuhanden des ENSI, Saragossa, Spanien, 2016.
- Graf H.R. (1993): Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz, Dissertation ETH Nr: 10205 ETH Zürich, Zürich.
- 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.

1.7.15 ICDP DOVE – Drilling

Overdeepened Alpine Valleys

Auftragnehmer: Forschungsgemeinschaft «International Continental Scientific Drilling Program – Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP-DOVE)»
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert
Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

Alle drei in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager verbleibenden Standortgebiete für geologische Tiefenlager befinden sich in der Nordschweiz und sind teilweise mit Sedimenten der quartären Eiszeiten bedeckt. Die klassische Aufteilung der quartären Ablagerungen in vier grosse Eiszeiten ist in den letzten Jahrzehnten durch ein differenzierteres Bild von mehr als einem Dutzend Eisvorstösse ersetzt worden (Preusser et al., 2011). Während der Vorstösse wurden die Täler 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, glaziale Tröge, «overdeepened valleys») finden sich in oder angrenzend an alle drei Standortgebiete. Glaziale Übertiefungen sind erosiv geschaffene Hohlformen, welche bis unter die lokale fluviatile 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 wurden mit Schmelzwasser geflutet und füllten sich nach und nach mit Sedimenten auf. Sie sind daher in der heutigen Landschaft nicht zu erkennen. Bei erneuten Gletschervorstössen können die Sedimente wieder ausgeräumt werden. Anhand von Befunden aus Boh-

rungen 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 Vereisungsgeschichte zu entwickeln. Hierzu sind nicht nur Übertiefungen in unmittelbarer Standortnähe von Bedeutung, sondern auch aus dem gesamten Alpenraum. Das Projekt Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) untersucht – in einer ersten Projektphase – fünf glaziale Übertiefungen auf der Alpennordseite mit dem Ziel, neue Erkenntnisse zu gewinnen betreffend

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2021 wurden 50 km nordöstlich des Bodensees bei **Tannwald** (Deutschland) drei Forschungsbohrungen (eine Kern- und zwei Spülbohrungen) in den westlichen Teil einer maximal ca. 220 m tiefen glazialen Rinne

des Rhein-Gletschers erstellt. Im Berichtsjahr 2022 wurde knapp die Hälfte der Bohrkern der 168 m tiefen Kernbohrung am Institut für Geologie der Universität Bern geöffnet, detailliert beschrieben und geotechnische sowie sedimentologische Parameter bestimmt. Desweiteren wurden Proben für Datierverfahren (optisch stimulierte Lumineszenz, kosmogene Nuklide und Edeltgase in Porenwässern), für Pollenanalysen, mikrobiologische Aktivität sowie für die Bestimmung geochemischer Parameter entnommen und an die jeweiligen Speziallabore im Projektverbund versandt. In den drei – in Dreieckskonfiguration angeordneten – Bohrlöchern wurde ein umfangreiches seismisches Messprogramm absolviert. Es wurden verschiedene Messungen von P- und S-Wellen (Druck- und Scherwellen) durchgeführt sowie mehrere vertikale seismische Profile aufgenommen (Burschil et al. 2022). Erste provisorische Auswertungen der geophysikalischen Kampagnen lassen darauf schliessen, dass eine verhältnismässig hochauflösende Abbildung des Untergrunds in der späteren Auswertungsphase möglich sein sollte. Bereits ausgewertet wurden hingegen Tiefenwasser-Proben. Die chemische und isotopische Zusammensetzung deutet auf Grundwasser hin, welches kaltzeitlichen Ursprungs ist und in heutigen Fließgewässern nicht vorkommt; also vermutlich aus vergangenen Eiszeiten entstammt.

Die Bohrkern der 2021 bei **Basadingen**, 10 km südöstlich von Schaffhausen erstellten, 253 m tiefen Bohrung wurden im Jahr 2022 vollständig geöffnet, detailliert beschrieben und geotechnische sowie sedimentologische Parameter bestimmt. Ausgewählte Kernabschnitte wurden zusätzlich mit dem Computertomographen der Gerichtsmedizin der Universität Bern hochauflösend untersucht. Analog zum Vorgehen beim Tannwald-Bohrkern wurden ebenfalls Proben für Datierverfahren, für Pollenanalysen, für mikrobiologische Aktivität sowie für die Bestimmung geochemischer Parameter entnommen und an die jeweiligen Speziallabore im Projektverbund versandt. Die noch auf der Bohrstelle mit einem mobilen Kern-

messgerät (multi sensor core logger MSCL) erhobenen Daten wurden im Berichtsjahr aufbereitet und ausgewertet. Die resultierenden kontinuierlichen Messreihen, zum Beispiel der Gesteinsdichte oder der Stärke der natürlichen Gammastrahlung, sind von sehr guter Qualität und räumlicher Auflösung. So lassen sich die im Bohrkern nur wenige Zentimeter mächtigen Lagen in den Messungen wiederfinden. Dies ermöglicht einen späteren Vergleich zwischen Bohrkern-, geophysikalischen Bohrloch- und seismischen Daten.

Die Bohrkern-kerne der bereits 2017 erstellten Bohrung **Schäftlarn** (Deutschland), ca. 18 km südlich von München, wurden vom Wiener Projektteam geöffnet, beschrieben und die Kerne analog zu Tannwald und Basadingen für weitere Untersuchungen beprobt. Die erbohrte Abfolge besteht aus knapp 200 m Sedimenten des Isar-Loisach-Gletschers und des sich nach dessen Rückzug ausbildenden Gletschersees. Der Felskontakt zur unterlagernden Unteren Süßwassermolasse wurde nicht erbohrt. Jedoch bestehen die untersten Meter der Bohrung aus Diamikten, welche direkt an der Gletschersole entstanden sein sollten (Grundmoräne). Anschliessend folgt bis in ca. 6 m Tiefe eine typische Abfolge aus Silten und Feinsanden mit lagenweise auftretenden sogenannten «dropstones» (isolierte Gerölle, welche mit Eisströmen transportiert und beim Abschmelzen des Gletschers innerhalb feiner Sedimente eines Meeres oder Sees abgelagert werden). Die oberen Meter bestehen wiederum aus Diamikten. Diese Abfolge deutet auf einen mindestens zweimaligen Vorstoss des Isar-Loisach-Gletschers bis ins Vorland hin.

Die bereits vor dem Projekt erbohrten Sedimente der **Neusillarsdorf**-Rinne (Deutschland, ca. 11 km nordwestlich von Salzburg) wurden im Projektjahr vollständig neu untersucht. Im Bohrkernlager des Bayerischen Landesamts für Umwelt wurden die Kernsegmente im Frühjahr 2022 nach den Standards des ICDP beschrieben und unter anderem für sedimentologische und verschiedene geochronologische Analysen feinmaschig beprobt. Die erbohrten Ab-

lagerungen bestehen aus 117 m quartären Lockersedimenten und ca. 19 m Flysch-Ablagerungen. Der umfangreiche Probensatz wird derzeit in verschiedenen Laboren der Projektmitglieder in Freiburg i. Br. (Deutschland), in Wien (Österreich) und in Bern bearbeitet. Vom Wiener Lumineszenzlabor konnten ergänzend zu Fiebig et al. (2014) bereits neue numerische Alter bestimmt werden.

Ebenfalls schon vor Jahren und ausserhalb des Projekts wurden mit der Bohrung **Reitern 1 bei Bad Aussee** (Österreich) 900 m Sedimente einer vermutlich bis zu 1100 m tiefen Rinne erbohrt (van Husen und Mayr 2007). Die Rinne des Traun-Gletschers ist vermutlich nicht ausschliesslich auf glaziale Übertiefung zurückzuführen, da die Region für ihre Steinsalzvorkommen und damit verbundene Auslaugungsprozesse bekannt ist. Im Projektjahr wurden die im Salzbergwerk Aussee gelagerten Kernsegmente begutachtet. Bis auf einzelne, von Niederbrüchen verschüttete Kernsegmente, ist ein Grossteil der Bohrkern-kerne in einem verhältnismässig guten Zustand. Den Forschenden gelang es bis Sommer 2022 insgesamt 409 Bohrkernmeter der Bohrstrecken 0 bis 400 und 749 bis 880 m sowie ca. 40 Beutel mit Bohrklein (cuttings) der Strecke 400 bis 749 m zu beschreiben und für verschiedenste Analysen zu beproben. In Kombination mit einem von van Husen und Mayr (2007) veröffentlichten Profil der Bohrung konnte die Sedimentabfolge wie folgt rekonstruiert werden: Silte, Tone und Sande mit «dropstones» (582 bis 880 m), Sande mit kiesigen Zwischenlagen (460 bis 582 m), Silte und Sande (236 bis 460 m), Kiese mit variierenden Sandanteilen (67 bis 236 m) und Diamikt (0 bis 67 m). Im Sommer 2022 wurde zusätzlich zu den Arbeiten am Bohrkernmaterial auch das Umfeld der Bohrstelle quartärgeologisch kartiert. Die im oberen Teil der Bohrung gefundenen Diamikte konnten so neu auch in Oberflächenaufschlüssen nachgewiesen werden. Das internationale Projektteam tauscht sich in zweiwöchentlichen Videokonferenzen aus und traf sich im Frühjahr 2022 in Bern (Abbildung 44) sowie im Herbst 2022 in Freiburg i. Br. Idee und Aufbau des DOVE-Projekts so-



Abbildung 44:
Treffen von am
Projekt beteiligten
Wissenschaftlern
(hier im Bild aus
Deutschland,
Österreich und der
Schweiz) im April
2022 am Institut für
Geologie der
Universität Bern.
Doktorand S. Schaller
erläutert den Teil-
nehmern seine ersten
Befunde an den
frisch geöffneten
Sedimentbohr-
kernen der Bohrung
Basadingen.
Quelle: DOVE-Projekt-
team

wie erste Resultate wurden in Anselmetti et al. (2022) veröffentlicht.

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»). Auch 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 wurden, ist bisher jedoch nicht bekannt. Die Ergebnisse sind essentiell für das Verständnis der Tiefenerosion von Gletschern, für deren Quantifizierung sowie für die quartäre Landschaftsdynamik. Sie fließen in die Beurteilung der Standortgebiete im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager ein. Neben den für das ENSI wichtigen Fragestellungen hat das im anvisierten Zeitplan liegende Projekt auch einen hohen Stellenwert für die internationale Quartärforschung.

Ausblick

Bis Frühjahr 2023 sollen alle dem Projekt zur Verfügung stehenden Bohrkern geöff-
net, beschrieben und beprobt werden. Das bereits umfangreiche gewonnene Probenmaterial wird anschliessend von den spezialisierten Laboren der Projektteammitglieder analysiert. Des Weiteren werden um die Bohrstellen Schäftlarn und Bad Aussee neue geophysikalische Daten (Seismik) erhoben, um die Geometrien der Rinnen und deren interne Schichtung im Untergrund zu erfassen. Das Projektteam wird sich im Frühjahr 2023 in Hannover (Deutschland) für gemeinsame Auswertungen und Abstimmungen erneut zusammenfinden. Im Juli 2023 werden die bis dato gewonnenen Erkenntnisse an der renommierten Fachtagung der Internationalen Quartärvereinigung (INQUA) in mehreren Beiträgen präsentiert.

Zitierte Literatur

- Anselmetti F.S., Bavec M., Crouzet C., Fiebig M., Gabriel G., Preusser F., Ravazzi C., DOVE scientific team (2022): Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP-DOVE): quantifying the age, extent, and environmental impact of Alpine glaciations. 31, 51–70.
- Burschil T., Buness H., Schmelzbach C. (2022): Near-surface three-dimensional multicomponent source and receiver S-wave survey in the Tannwald Basin, Germany: Acquisition and data processing. Near Surface Geophysics 20, 331–348.

■ Fiebig M., Herbst P., Drescher-Schneider R., Lüthgens C., Lomax J., Doppler G. (2014): Some remarks about a new Last Glacial record from the western Salzach foreland glacier basin (Southern Germany). *Quaternary International* 328–329, 107–119.

■ Preusser F., Graf H.R., Keller O., Krayss E., Schlüchter C. (2011): Quaternary glaciation history of northern Switzerland. *E&G Quaternary Science Journal* 60, 282–305.

■ van Husen D., Mayr M. (2007): The hole of Bad Aussee. An unexpected overdeepened area in NW Steiermark, Austria. *Austrian Journal of Earth Sciences* 100, 128–136.

1.7.16 Stochastisch-mechanische Analyse geologischer Strukturen

Auftragnehmer: Géosciences et Environnement (GEC), CY Cergy Paris Université

ENSI-Projektbegleiter: Meinert Rahn, Thomas van Stiphout

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

In Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager hat die Nagra in den noch zur Auswahl stehenden drei Standortgebieten jeweils 3D-seismische Messungen durchgeführt. Mit Hilfe dieser Messungen werden die Lage der Schichten im geologischen Untergrund abgebildet, die darin vorhandenen tektonischen Störungen als Diskontinuitäten. Die Verteilung der tektonischen Störungen 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 geologischen Verhältnisse einfach und gut zu prognostizieren sind (NAB 14-105) und in denen auch die bautechnischen Eigenschaften des Gesteins nicht durch zerscherzte Gesteinspartien vermindert werden. Geologische Tiefenlager müssen die Sicherheit über einen Betrachtungszeitraum von bis zu einer Million Jahre gewährleisten. Damit verknüpft ist die Frage, inwiefern die bereits vorhandenen tektonischen Elemente aufgrund des aktuell messbaren Span-

nungsfeldes im Betrachtungszeitraum wieder reaktiviert werden könnten oder sich in einem ungestörten Gesteinsvolumen neue Störungen ausbilden könnten (Cubas et al. 2008, ENSI 33/470). Um dieser Frage nachzugehen, wurde zusammen mit dem Bundesamt für Landestopographie swisstopo und der CY Cergy Paris Université eine Dissertation gestartet. Ziel dieses Forschungsprojekts ist die Evaluation von Modellierungswerkzeugen zur Abklärung der Spannungszustände eines Krustenblocks, der sich an den geologischen Geometrien und Spannungsverhältnissen der Nordschweiz orientiert. Im Rahmen des Projekts soll untersucht werden, wie gut ein Spannungsaufbau an verschiedenen Strukturen in diesem Block in 2D und 3D modelliert werden kann. Mit solchen Modellen soll aufgezeigt werden, an welchen Orten es zu Spannungskonzentrationen kommen könnte, wo im untersuchten Krustenblock existierende Strukturen reaktiviert und wo sich neue Strukturen ausbilden würden (Mary et al. 2013). Eine direkte Übertragbarkeit der Resultate aus dem Forschungsprojekt auf die noch verbleibenden Standortgebiete ist damit noch nicht möglich, da die 3D-seismischen Datensätze der Nagra für dieses Projekt noch nicht zur Verfügung stehen. Im Projekt soll primär die Robustheit der Modellierungsprogramme getestet und die Ungewissheiten der daraus abgeleiteten Resultate eruiert werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Arbeiten in diesem Forschungsprojekt fokussierten im Berichtsjahr auf Modellierungen in 2D. Dazu wurden Sensitivitätsanalysen durchgeführt und ein Krustenblock mit zusätzlicher Topographie als Resultat früherer Bewegung entlang der Störung modelliert. Variiert wurden dabei

- a) der Winkel der basalen Überschiebung, entsprechend einem generellen Einfallen der mesozoischen und tertiären Schichten oberhalb des Kristallins, und
- b) der Winkel einer bereits vorhandenen Überschiebung um einen Mittelwert von 32°.

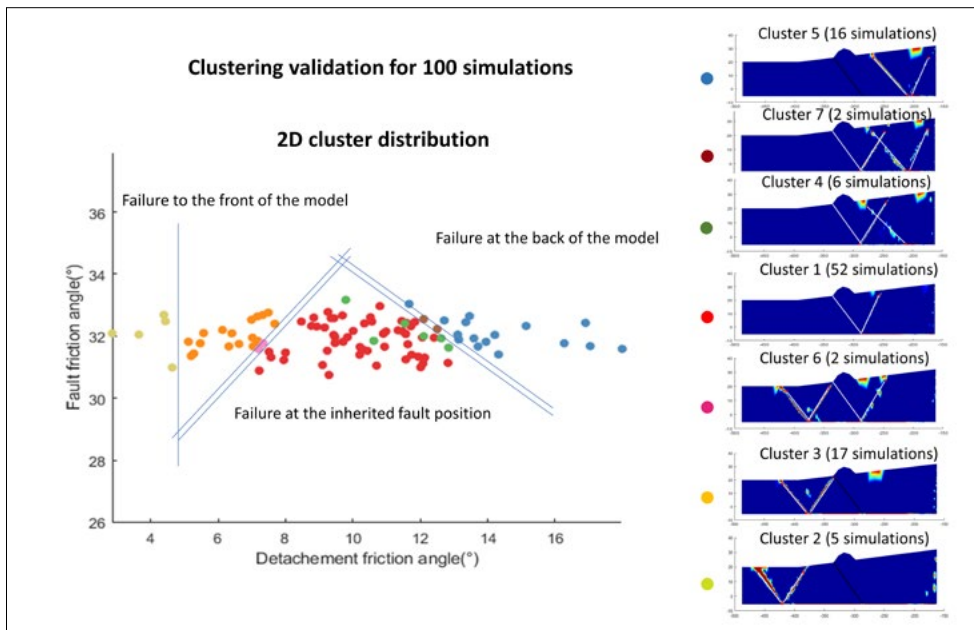


Abbildung 45: Resultate aus hundert 2D-Simulationen mit variabler Steigung der basalen Abscherfläche (variierend um einen Mittelwert von 10°) und variablem Winkel einer ererbten Überschiebungsfläche (Mittelwert von 32°, mit darüber befindlicher Topographie). Die entstehenden Muster lassen sich in 7 Cluster aufteilen, wobei eine Reaktivierung der nordvergenten Überschiebung in über der Hälfte aller Fälle beobachtet wurde (Cluster 1). Bei relativ steiler basaler Abscherfläche entsteht im Nahbereich (proximal) an immer gleicher Stelle ein Bruchsystem, wohingegen bei subhorizontaler Abscherfläche die Überschiebung an einer fixen Position weiter aussen (distal) entsteht. Quelle: Forscherbericht, Anhang A.

Im Rahmen der Studie wurden ausgehend von einer fixen Geometrie des Krustenblockes (einschliesslich der Topographie oberhalb der Störung) hundert Simulationen durchgeführt. Die Ergebnisse liessen sich mittels Cluster-Analyse in 7 Gruppen einteilen (Abbildung 45). In den meisten Fällen wird die etwa in der Mitte des modellierten Krustenkeils vorhandene Störung reaktiviert. Je steiler jedoch die Abscherungsfläche ist, desto eher bildet sich im Nahbereich (proximal) eine neue Überschiebungsfläche aus, während sie bei einer subhorizontalen Abscherungsfläche weiter aussen (distal) entsteht. In den Übergangsbereichen finden sich Stadien mit komplexeren Überschiebungsgeometrien (Doppelüberschiebungen).

Die Ergebnisse deuten darauf hin, dass die Bruchbildung klaren Regeln folgt und dass eine Gruppe von Tests mit Hilfe von Clusterverfahren weiter analysiert werden kann. Dass hierbei klare Voraussagen möglich sind, deutet darauf hin, dass zumindest die qualitativen Prognosemöglichkeiten recht robust sind. Sie haben beschränkte Ungewissheiten, so lange nicht zusätzliche Parameter wie die Temperatur oder die mechanischen Eigenschaften der Gesteine variiert werden. Die Resultate illustrieren, dass das

Auftreten der Überschiebungen in der Nordschweiz deutlich von der Geometrie der Abscherungsfläche im Untergrund abhängig ist und sich an bereits ererbten Strukturen orientiert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Beurteilung der in der Nordschweiz verbleibenden drei Standortgebiete am Ende von Etappe 3 wird sich stark auf die 3D-seismischen Datensätze der Nagra sowie deren Resultate aus den Tiefbohrungen abstützen. Die Nagra wird mit Hilfe seismischer und bohrtechnischer Daten ein räumliches Bild des Ist-Zustands des geologischen Untergrundes erstellen, und es werden mit dessen Hilfe die am besten geeigneten untertägigen Bereiche für eine zukünftige Lagerplatzierung ausgewählt. Anhand der in den Bohrlöchern beobachteten Randausbrüche lässt sich auch das Spannungsfeld im Untergrund herleiten und daraus möglicherweise ableiten, welche tektonischen Trennflächen im Untergrund innerhalb des Betrachtungszeitraums reaktiviert werden könnten.

Für die Unterlagen zum Rahmenbewilligungsgesuch für ein geologisches Tiefenlager plant die Nagra eine qualitative Analyse der Ist-Situation der geologischen Struktu-

ren, aber keine weiteren Arbeiten zu deren zukünftiger Entwicklung. Das ENSI will mit dem Forschungsprojekt evaluieren, ob ein weitergehender quantitativer Schritt der Prognose möglich ist. Mit Hilfe des 3D-Modells des geologischen Untergrundes soll abgeklärt werden, ob robuste Voraussagen möglich sind. Sollte dies der Fall sein, würde die Methode am 3D-Datensatz der Nagra direkt angewendet werden, während in diesem Forschungsprojekt für den methodischen Test zurzeit nur ähnliche, das heisst geometrisch stilisierte Situationen betrachtet werden.

Die Modellierungen in 2D haben für das Entstehen neuer Überschiebungsbahnen relativ diskrete Muster gefunden. Spannungskonzentrationen an Orten abseits der im Modell auftretenden Strukturen wären insbesondere dann möglich, wenn die Vereinfachungen der Modelle nicht zutreffen. Wie sensibel die Resultate für solche Abweichungen sind, bleibt noch zu evaluieren.

Die Forschungsarbeiten im Rahmen der Dissertation sind weit fortgeschritten und sollen wie geplant im Herbst 2023 abgeschlossen werden.

Ausblick

Im Jahr 2023 wird der Fokus insbesondere auf der Modellierung in 3D liegen. Mit Abschluss der Arbeiten sollen Modellierungswerkzeuge vorliegen, welche die Spannungsverteilung in einem frei modellierbaren geologischen Untergrund verlässlich voraussagen können. Abhängig davon, wie die Robustheit der Prognose von reaktivierten oder neu gebildeten Störungen aussieht, kann gegebenenfalls ein Anschlussprojekt folgen. In diesem könnte der 3D-seismische Datensatz der Nagra dazu verwendet werden, für die drei verbleibenden Standortgebiete der Nagra detailgetreue Modelle zu erstellen und die Werkzeuge der Voraussage auf diese direkt anzuwenden. Mit Ende des Projekts im Herbst 2023 wären die darin erarbeiteten Analysewerkzeuge rechtzeitig zur Beurteilung der Standortwahl der Nagra zur Verfügung.

Zitierte Literatur

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

■ ENSI 33/470: Review of the kinematic interpretation of the tectonic structures in northern Switzerland. ENSI-Expertenbericht, verfasst durch swisstopo, Brugg, Mai 2016.

■ Mary, B.C.L., Maillot, B., Leroy, Y. (2013): Deterministic chaos in frictional wedges revealed by convergence analysis. *International Journal for Numerical and Analytical Methods in Geomechanics* 37(17), DOI: 10.1002/nag.2177.

■ NAB 14-105: Regionale geologische Profilschnitte durch die Nordschweiz und 2D-Bilanzierung der Fernschubdeformation im östlichen Faltenjura: Arbeitsbericht zu SGT-Etappe 2. Nagra Arbeitsbericht, Wettingen, März 2015.

2



2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Das ENSI ist in ein internationales Netzwerk zur Erfassung und zum Austausch von Betriebserfahrungen eingebunden. Hierüber erhält das ENSI Informationen aus Kernanlagen weltweit und stellt den internationalen Partnern im Gegenzug Betriebserfahrungen aus Schweizer Kernanlagen zur Verfügung. Vorkommnisse sind ein wichtiger Bestandteil dieses Austausches von Betriebserfahrungen.

Zwei wesentliche Knotenpunkte des internationalen Netzwerks sind die Internationale Atomenergie-Organisation (IAEO) mit Sitz in Wien in Zusammenarbeit mit der Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) mit Sitz in Paris.

- Das internationale System zum Austausch von Betriebserfahrungen IRS (Incident Reporting System) sammelt weltweit Berichte über sicherheitsrelevante Vorkommnisse in Kernkraftwerken (KKW), bereitet diese auf und stellt sie den Mitgliedsländern in einer Datenbank zur Verfügung. Die Vertreter der Mitgliedsländer (IRS – Koordinatoren) treffen sich periodisch zum 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. Die Berichte über Vorkommnisse werden in einer Datenbank gesammelt, welche den Mitgliedsländern zur Verfügung steht.

Das Netzwerk der nationalen IRS-Koordinatoren und INES-Beauftragten ermöglicht einen schnellen Informationsaustausch nach dem Auftreten von Ereignissen. Die Mitgliedsländer der IAEA haben sich verpflichtet, Vorkommnisse von globalem Interesse oder ab der INES-Stufe 2 zeitnah an die IAEA zu melden. Die IAEA ihrerseits veröffentlicht aktuelle Meldungen über ihre News-Website (<https://www-news.iaea.org/>).

Im Kalenderjahr 2022 wurden der IAEA 1 Vorkommnis der INES-Stufe 0 (Ereignis ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung), 2 Vorkommnisse der INES-Stufe 1 (Anomalie), 9 Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) und 2 Vorkommnisse der INES-Stufe 3 (ernsthafter Zwischenfall) oder höher gemeldet. Von den 14 Vorkommnissen wurden 9 endgültig eingestuft. Von diesen 14 Vorkommnissen ereigneten sich keine Vorkommnisse in einem Kernkraftwerk, sondern gesamthaft in anderen Anlagen, traten während medizinischer oder industrieller Anwendungen sowie während des Transportes radioaktiver Quellen auf. Insgesamt gesehen wurden die Vorkommnisse wie folgt bewertet:

- Bei 9 Vorkommnissen kam es zu einer Bestrahlung von Personen oberhalb der zulässigen Grenzwerte.

- Bei 5 Vorkommnissen wurden keine Personen bestrahlt, aber das Konzept der gestaffelten Sicherheitsvorsorge war geschwächt.

Im Jahre 2008 wurde das European Clearinghouse on Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten (<https://clearinghouse-oef.jrc.ec.europa.eu/>) gegründet, bei dem die Schweiz ebenfalls Mitglied ist. Diese Institution unterstützt ihre Mitglieder bei der Bereitstellung und Umsetzung von Betriebserfahrung auf nationaler Ebene und führt Analysen zu Schwerpunktthemen durch.

Als weitere Informationsquellen dienen periodische Berichte ausländischer Kernanlagen und Aufsichtsbehörden sowie internationale Arbeitsgruppen. Dazu gehören beispielsweise die folgenden Arbeitsgruppen unter dem Dach der NEA:

- Working Group on Operational Experience (WGOE, Schwerpunkt: Kernreaktoren);

- Expert Group on Operational Safety (EGOS, Schwerpunkt: Anlagen für die Entsorgung radioaktiver Abfälle).



Abbildung 1:
Befunde zur Span-
nungsrissskorrosion
an den Schweiss-
nähten beiderseits
eines Rohrbogens
(Weld with cracks).
Quelle: Website der
Autorité de sûreté
nucléaire ASN

Eine weitere wichtige Quelle hierfür sind auch die Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Deutschland. Im Jahre 2022 wurden von der GRS drei Vorkommnisse mit Empfehlungen veröffentlicht. Diese betrafen Auffälligkeiten an programmierbaren Multifunktionsschutzgeräten, eine Störung der Strahlenschutzinstrumentierung durch die P10-Messgasversorgung im Forschungsreaktor Jülich-2 und eine Funktionsstörung an der Brandmeldeanlage im Kernkraftwerk Brunsbüttel.

Die Betreiber von Kernanlagen haben sich ihrerseits zum Verband der «World Association of Nuclear Operators» (WANO) zusammengeschlossen, der über ein eigenes Informationsnetzwerk bezüglich sicherheitsrelevanter Vorkommnisse verfügt. Zudem sind die Betreiber weiteren Vereinigungen angeschlossen, wie zum Beispiel der Vereinigung der Grosskraftwerks-Betreiber in Europa (VGB), ebenfalls mit dem Ziel eines breit angelegten Erfahrungsaustausches.

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen. Diese werden durch interne Fachspezialisten ausgewertet. Sofern ein Vorkommnis eine Relevanz für Schweizer Kernanlagen hat, werden die Betreiber der Kernanlagen aufgefordert, vertiefte Untersuchungen durchzuführen.

Im Jahr 2022 wurden – wie oben bereits angeführt – keine INES-relevanten Vorkomm-

nisse in Kernkraftwerken gemeldet. Gleichwohl führte das nachfolgende über das IRS gemeldete Vorkommnis zu zusätzlichen Überprüfungen in der Schweiz.

2.1 Frankreich – Spannungsrissskorrosion (IRS-9063)

Im Herbst 2021 wurde die zweite zehnjährliche Wiederholungsprüfung im Reaktor 1 des KKW Civaux durchgeführt, der 1450 Megawatt elektrische Leistung (MWe) aufweist. Am 21. Oktober 2021 informierte die Électricité de France (EDF) nach Ultraschallprüfungen, dass bewertungspflichtige Befunde an Schweissnähten der Rohrbögen des Sicherheitseinspeisesystems vorlagen (siehe Abbildung 1).

Der Reaktor 2 des KKW Civaux war der einzige mit einer Leistung von 1450 MWe, welcher dieser Art von Überprüfungen noch nicht unterzogen worden war. Die EDF hat ihn im November 2021 abgeschaltet, damit die Überprüfungen früher und nicht erst während der zweiten zehnjährigen Wiederholungsprüfung durchgeführt werden konnten, wie ursprünglich geplant. Die Kontrollen bestätigten das Vorhandensein ähnlicher Befunde wie beim Reaktor 1.

Am 15. Dezember 2021 teilte die EDF der französischen Aufsichtsbehörde ASN mit, dass die metallurgischen Analysen, welche an den Rohrteilen aus dem Reaktor 1 des KKW Civaux durchgeführt wurden, das Vorhandensein von Rissen ergeben hatten. Diese

seien 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 entsprechende Instandsetzungsarbeiten 2022 durchzuführen. Spannungsrisskorrosion ist seit mehreren Jahrzehnten ein international wichtiges Thema und es gibt diesbezüglich mehrere Überwachungsprogramme in Schweizer Kernkraftwerken. Dennoch hat das ENSI gefordert, im Jahre 2022 in allen Schweizer KKW's zusätzliche Inspektionen mit qualifizierten Prüfmethoden durchzuführen; damit sollte überprüft werden, ob es hier vergleichbare Befunde wie in den französischen Anlagen gibt.

Als Ergebnis der Überprüfungen, die in den Revisionsabstellungen durchgeführt wurden, ist festzustellen, dass in der Schweiz keine Hinweise auf Spannungsrisskorrosion gefunden wurden. Die endgültige Abklärung der genauen Ursache für die Befunde in den französischen KKW's ist noch offen. Sobald genauere Erkenntnisse zur Schadensursache vorliegen, werden diese vom ENSI und den Schweizer KKW hinsichtlich ihrer Übertragbarkeit geprüft und bewertet werden.



3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des ENSI dient der ständigen weltweiten Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie der Stärkung der nuklearen Aufsicht in der Schweiz. Das ENSI setzt sich auch international für erhöhte Sicherheitsstandards ein.

Bei der International Atomic Energy Agency IAEA der Vereinten Nationen (UN) und der Nuclear Energy Agency NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) wirkt das ENSI in rund 50 Komitees und Arbeitsgruppen mit. Zählt man die internationalen Behördenorganisationen, die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarländern, die Mitgliedschaft in internationalen Fachverbänden und die EU-Institutionen hinzu, in denen das ENSI Beobachterstatus hat, resultieren über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI permanent Einsitz haben (siehe Anhang B). Zusätzlich nehmen ENSI-Experten und Expertinnen an internationalen Symposien teil und empfangen am Sitz des ENSI Delegationen ausländischer Behörden und Organisationen. Somit organisiert das ENSI für mehrere Gremien auch periodisch Veranstaltungen in der Schweiz.

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

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

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

- Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS)
- Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management)
- Übereinkommen über die frühzeitige Benachrichtigung bei nuklearen Unfällen (Convention on Early Notification of a Nuclear Accident)
- Übereinkommen über Hilfeleistung bei nuklearen Unfällen oder strahlungsbedingten Notfällen (Convention on Assistance in the Case of a Nuclear Accident or Radiological Emergency)
- Das geänderte Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Materials and its 2005 Amendment)

Die Grundsätze dieser Übereinkommen werden in den IAEA Safety Standards weiter ausgeführt, auf die sich wiederum die Safety Reference Levels der Western European Nuclear Regulators' Association WENRA abstützen.

Die globale COVID19-Pandemie, welche die letzten Jahre geprägt hatte, verlor im Berichtsjahr 2022 an Einfluss. Deshalb kehrte die Grosszahl der politischen und technischen Konferenzen internationaler Organisationen zum physischen Format zurück mit zum Teil der Möglichkeit zur virtuellen Teilnahme. Vielmehr wurde das Jahr 2022 durch den Konflikt in der Ukraine, welcher am 24. Februar 2022 begann, geprägt. Dies

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

im Hinblick auf die Agenden und Themen der Konferenzen zur Sicherheit und Sicherung von Kernkraftwerken, Unterstützung, Austausch und Erkenntnisgewinn für die Zukunft.

Im Folgenden werden die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr 2022 zusammengefasst.

3.1 Internationale Übereinkommen

Internationale Übereinkommen sind völkerrechtliche Verträge, d.h. Willenseinigungen zwischen mehreren Staaten, in denen sich diese zu einem bestimmten Verhalten verpflichten. Die Schweiz hat unterschiedliche internationale Übereinkommen unterzeichnet und das ENSI engagiert sich in den jeweiligen Gremien stetig.

3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit (CNS)

Das internationale Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety CNS) hat das Ziel, weltweit einen hohen Stand an nuklearer Sicherheit zu erreichen und aufrecht zu erhalten. Es sollen wirksame Vorkehrungen in Kernkraftwerken gegen mögliche strahlungsbedingte Gefahren geschaffen werden, um Menschen und Umwelt vor schädlichen Auswirkungen der Radioaktivität zu schützen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die aktuellen 91 Vertragsparteien haben sich verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft.

Der neunte Schweizer Länderbericht wurde bei der IAEA im August 2022 fristgerecht eingereicht. Die achte reguläre Überprüfungs-konferenz, zur Prüfung des 8. Länderberichts von 2019, sollte ursprünglich vom 23. März bis 3. April 2020 in Wien stattfinden. Aufgrund der COVID19-Pandemie wurde sie auf März 2021 verschoben. Im Dezember 2020 entschied das Präsidium der 8. CNS Konferenz, das Treffen offiziell abzusagen. Die nächste

und neunte Überprüfungs-konferenz wird vom 20. bis zum 31. März 2023 in Wien stattfinden, wobei der achte sowie der neunte Länderbericht überprüft und diskutiert werden und somit ein gemeinsames 8. und 9. Review Meeting stattfinden wird.

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 aufrecht zu erhalten. 2022 sind Malawi und die syrische Republik der Joint Convention beigetreten. Damit sind es nun 89 Vertragsstaaten. Die Schweiz hat die Joint Convention 1997 unterzeichnet und 1999 ratifiziert. Wie bei der CNS sind die Vertragsparteien verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens anzuwenden, und erstellen hierzu alle drei Jahre einen Länderbericht.

Vom 4. bis 6. Mai 2022 fand das 4. ausserordentliche Treffen der Joint Convention in Wien statt, welches in den Vorjahren angesichts der COVID-19 Pandemie zweimal verschoben werden musste. Grund für das Einberufen der ausserordentlichen Sitzung war die wachsende Anzahl an Vertragsparteien und der Optimierungsbedarf bei den Richtlinien-dokumenten. Somit war das Ziel der Sitzung die Effektivität des Überprüfungsprozesses zu evaluieren zur Verbesserung der Verfahrensmechanismen für die gegenseitige Überprüfung und damit auch der Weiterentwicklung der nuklearen Sicherheit im Bereich der Entsorgung radioaktiver Abfälle und abgebrannter Brennelemente in den Vertragsstaaten.

Die reguläre 7. Überprüfungs-konferenz fand dann vom 27. Juni bis 8. Juli 2022 in Wien statt. Bei der Überprüfungs-konferenz präsentierte die Schweiz ihren Länderbericht und stellte sich den Fragen zum Stand und Fortschritt bei der Entsorgung radioakti-



Abbildung 1:
Hans Wanner (dritter
von rechts) und
Rafael Grossi (vierter
von rechts) an der
7. Überprüfungskonferenz
im Mai 2022 in
Wien (Quelle: IAEA).

ver Abfälle. Die Vertragsparteien kamen zu dem Schluss, dass die Schweiz die Verpflichtungen des gemeinsamen Übereinkommens erfüllt. Folgende Bereiche wurden als «Areas of Good Performance» identifiziert: Abschluss der Etappe 2 des Sachplanverfahrens und der umfassenden erdwissenschaftlichen Untersuchungen für potenzielle Standorte von geologischen Tiefenlagern; frühzeitige und umfassende Einbeziehung der Öffentlichkeit, auch über nationale Grenzen hinweg, im Prozess der Standortwahl von geologischen Tiefenlagern; die jährliche Sammelaktion für MIF-Abfälle (radioaktive Abfälle aus Anwendungen von radioaktiven Stoffen in der Medizin, der Industrie und der Forschung); Nachrüstung des Lagerbeckens für abgebrannte Brennelemente im Kernkraftwerk Mühleberg, um die Widerstandsfähigkeit des Kühlsystems zu verbessern und die Stilllegungsarbeiten zu erleichtern. Als Herausforderung («Challenge») wurden die weiteren Schritte im Sachplanverfahren für geologische Tiefenlager eingestuft.

Weil der ehemalige ENSI-Direktor Hans Wanner, seit 2020, die Position des Präsidenten der Joint Convention innehat, war das ENSI in dieser Zeit massgeblich an den Vorbereitungen, Organisation sowie Durchführung der Veranstaltungen beteiligt. In ihrer Rolle der Präsidentschaft trug die Schweiz dazu bei, dass die Gespräche konstruktiv und offen geführt werden. Der Vorsitz von Hans

Wanner endet nach dem Organizational Meeting im Jahr 2024.

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

Das nach den beiden Vorläufer-Verträgen – der OSLO-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – benannte OSPAR-Übereinkommen wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach der Ratifikation durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Deutschland, Dänemark, Finnland, Frankreich, Vereinigtes Königreich, Irland, Island, Luxemburg, Norwegen, Niederlande, Portugal, Spanien, Schweden sowie die Europäische Union verpflichten sich, die Meeresverschmutzung als Folge menschlicher Aktivitäten zu bekämpfen. Beispielsweise verbietet das Übereinkommen die Abfallversenkung sowie die Verbrennung von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Komitee über radioaktive Substanzen RSC der OSPAR, das sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die Nordsee und den Nordostatlantik befasst. Das Ziel der OSPAR im Bereich radioaktive Substanzen ist es, die künstlich eingetragene Radioaktivität weiter zu reduzieren und so weit wie praktikabel und technisch möglich zu minimieren. Zuletzt wurde 2021 beim Ministertreffen eine neue Umweltstrategie für den Nordatlantik 2030 (North-East Atlantic



Abbildung 2:
Marc Kenzelmann
an der A/CPPNM
Konferenz 2022
in Wien.
Quelle: ENSI

Environment Strategy 2030) verabschiedet. Das darin formulierte dritte strategische Ziel beschäftigt sich konkret mit der Verhinderung der Verschmutzung der Meeresumgebung durch radioaktive Stoffe.

3.1.4 Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM)

Das Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen CPPNM wurde 1979 insbesondere mit Blick auf den Schutz von für friedliche Zwecke genutztem Kernmaterial während internationaler Transporte abgeschlossen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Jahr 1987 ratifiziert. Das Übereinkommen und dessen am 8. Mai 2016 in Kraft getretenes Zusatzprotokoll (A/CPPNM) dienen der Stärkung des internationalen Rechtsrahmens zum Schutz von Kernanlagen vor terroristischen Anschlägen und im Kampf gegen den Schmuggel von Kernmaterial. Laut dem A/CPPNM ist es für alle Unterzeichnerstaaten verbindlich, ihre Kernanlagen und den inländischen Transport von für friedliche Zwecke genutztem nuklearem Material entsprechend den Vorgaben des Übereinkommens zu schützen. Im Jahr 2020 wurde Benno Laggner, der ständige Vertreter der Schweiz bei der Internationalen Atomenergieagentur (IAEA) in Wien, als Co-Chair für die erste CPPNM-Überprüfungskonferenz bestimmt, welche vom 28. März bis zum 1. April 2022 stattfand.

An der 1. Überprüfungskonferenz des geänderten Übereinkommens über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen wurde beschlossen, in fünf Jahren eine weitere Überprüfungskonferenz abzuhalten, um das Abkommen wieder auf seine Aktualität hin zu überprüfen. Des Weiteren waren sich die Vertragsparteien einig, dass zum physischen Schutz von Kernanlagen und Material auch weitere Elemente wie die Cybersicherheit integrale Bestandteile darstellen. Durch den Co-Vorsitz der Schweiz, hat sich das ENSI stark an den Vorbereitungen der Konferenz 2022 beteiligt. Zudem war das ENSI Teil der Schweizer Delegation und beteiligte sich aktiv an der Konferenz mit eigenen Statements und Side Events.

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

Das Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Espoo-Konvention) wurde am 25. Februar 1991 in Espoo (Finnland) abgeschlossen. In der Schweiz trat die Espoo-Konvention am 10. September 1997 in Kraft. Alle Nachbarstaaten der Schweiz sind der Espoo-Konvention ebenfalls beigetreten. Die Espoo-Konvention verpflichtet die Ursprungspartei (Staat, in dem ein Vorhaben geplant wird), die Umweltauswirkungen eines Vorhabens auf den Nachbarstaat (be-



Abbildung 3:
Marc Kenzelmann
und Chairman
Christopher T. Hanson
beim Unterzeichnen
des bilateralen
Abkommens in
Wien 2022.
Quelle: ENSI

troffene Partei) zu prüfen. Weiter sieht die Konvention vor, dass die Ursprungspartei die betroffene Partei über alle Vorhaben in Kenntnis setzt, die voraussichtlich erhebliche, grenzüberschreitende nachteilige Umweltauswirkungen zur Folge haben. Es gibt der betroffenen Partei die Möglichkeit, am Verfahren der Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) mitzuwirken. Der Öffentlichkeit der betroffenen Partei gewährt die Espoo-Konvention zudem die Möglichkeit, im Rahmen der UVP zum Vorhaben Stellung zu nehmen. Schliesslich hält die Espoo-Konvention fest, dass die Ursprungspartei bei ihrem Entscheid auch die Ergebnisse der Anhörung im Nachbarstaat bzw. in den Nachbarstaaten (betroffene Parteien) berücksichtigt. Zurzeit wird der praktische Leitfaden, welcher 2020 verabschiedet wurde und das Ziel verfolgt zu klären, ob und unter welchen Umständen Laufzeitverlängerungen von Kernkraftwerken eine grenzüberschreitende Umweltverträglichkeitsprüfung erfordern, von den Vertragsparteien umgesetzt.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

Auch in der nuklearen Sicherheit und Sicherung ist ein koordiniertes Vorgehen zur Bewältigung von Problemen und gemeinsamen Lösungen gefragt. Diesbezüglich ist die Schweiz, vertreten durch das ENSI, in unterschiedlichen multilateralen Organisationen tätig.

3.2.1 Internationale Atomenergieagentur IAEA

Die IAEA mit Hauptsitz in Wien unterstützt die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Sie wurde 1957 als «Atoms for Peace»-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 175 Mitgliedsstaaten. Sie richtet ihre Arbeit auf die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Überwachung spaltbarer Kernmaterialien aus. Weiter fördert die IAEA die Forschung und Technik für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, Nahrungsmittelsicherheit, Landwirtschaft und Umweltüberwachung. Das höchste Gremium der IAEA ist die Generalkonferenz der Mitgliedsstaaten, die normalerweise einmal jährlich tagt. Das ENSI ist in zahlreichen Kommissionen und Arbeitsgruppen der IAEA vertreten (siehe Anhang B). Das andere politische Entscheidungsgremium ist der Gouverneursrat der IAEA, welcher 35 Mitglieder umfasst. Dieser trifft sich fünfmal pro Jahr und ist hauptsächlich für die inhaltliche Politikgestaltung der IAEA verantwortlich. Im September 2020 wurde die Schweiz für die Amtsperiode von 2020 bis 2023 in den Rat gewählt. Gemeinsam mit Vertretern des Bundesamts für Energie (BFE) und des Eidgenössischen Departements für auswärtige Angelegenheiten (EDA) repräsentiert das ENSI die Schweiz in diesem politischen Gremium.

Die diesjährige 66. Generalkonferenz in Wien war in erster Linie geprägt vom Konflikt in

der Ukraine in Bezug auf die Sicherheit und Sicherung der ukrainischen Kernanlagen. Die Mitgliedsstaaten der IAEA verabschiedeten diesbezüglich eine Erklärung sowie Paragraphen in den für die nukleare Sicherheit relevanten Resolutionen, in denen Kriegshandlungen in zivilen Kernanlagen verurteilt werden. Des Weiteren wurde das Budget des Folgejahres und Resolutionen zu den wichtigsten Arbeitsbereichen der IAEA verabschiedet. Neben den offiziellen Plenardiskussionen traf sich die Schweiz zu bilateralen Gesprächen mit den Aufsichtsbehörden von Kanada, Frankreich, Belgien, der Niederlande und den USA. Dabei ging es unter anderem um den Erfahrungsaustausch in den Bereichen Tiefenlager und Langzeitbetrieb von Kernanlagen. Im Rahmen des Treffens mit den USA unterschrieben die Schweiz und die USA erneut das bilaterale Abkommen über den Austausch technischer Informationen bei Fragen der nuklearen Sicherheit. Erstmals unterschrieben die USA und die Schweiz dieses Abkommen am 9. Dezember 1974. Bisher mussten es beide Vertragsparteien alle fünf Jahre wieder unterschreiben, damit es erneuert wird. Von jetzt an wird das Abkommen automatisch verlängert, ausser eine der Vertragsparteien verlangt eine Änderung. Die Schweizer Delegation traf sich auch mit IAEA-Generaldirektor Rafael Mariano Grossi, sowie der IAEA stellvertretenden Generaldirektorin und Leiterin der Abteilung für nukleare Sicherheit und Sicherung Lydie Evrad.

3.2.1.1 IAEA Safety Standards

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

radioaktiver Abfälle. Sie gliedern sich in drei Stufen:

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

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

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

Die Safety Principles und Requirements werden vom Gouverneursrat der IAEA verabschiedet, die Safety Guides vom Generaldirektor der IAEA. Für die ständige Weiterentwicklung der Safety Standards ist die Commission on Safety Standards (CSS) zuständig. Die Schweiz wird in der CSS seit 2021 bis Ende 2023 von Rosa Sardella, Leiterin des Fachbereichs Strahlenschutz des ENSI, vertreten. Der CSS sind fünf Fachkomitees zugeordnet, bestehend aus Experten der Mitgliedsstaaten, die mit Unterstützung des IAEA-Sekretariats die Safety Requirements und Guides erarbeiten. Dazu gehören das Nuclear Safety Standards Committee (NUSSC, Reaktorsicherheit), das Radiation Safety Standards Committee (RASSC, Strahlenschutz), das Waste Safety Standards Committee (WASSC, Umgang mit radioaktiven Abfällen), das Transport Safety Standards Committee (TRANSSC, Transport nuklearer Güter), und das Emergency Preparedness and Response Standards Committee (EPReSC, Notfallschutz). Das ENSI ist in allen fünf Fachkomitees vertreten.

Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehm-



Abbildung 4:
Petterii Tiipanna,
Leiter der IRRS
Mission 2021.
Quelle: ENSI

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

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. Weltweit wurden insgesamt schon über 130 IRRS Missionen durchgeführt. Die Schweiz hat diese internationale Überprüfung in Art. 2 Abs. 3 der ENSI-Verordnung gesetzlich verankert: «Es [Das ENSI] lässt sich periodisch im Hinblick auf die Erfüllung der Anforderungen der IAEA durch externe Expertinnen und Experten überprüfen.»

IRRS Missionen dienen der Stärkung der behördlichen Aufsicht und staatlichen

Infrastruktur für die nukleare Sicherheit. Aufgrund von schriftlichen Unterlagen, Beobachtungen und Gesprächen mit den Behörden verfasst das Expertenteam – erfahrene Vertreterinnen und Vertreter der Aufsichtsbehörden von IAEA-Mitgliedsländern – einen Bericht, in dem es auf Verbesserungsmöglichkeiten sowie auch auf gute Praxis hinweist. Weniger als vier Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folgemission überprüft, inwieweit das geprüfte Land die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

Die Schweiz liess sich als erste westliche Aufsichtsbehörde bereits 1998 überprüfen. Die Empfehlungen aus dieser Überprüfung und der Folgemission von 2003 trugen massgeblich dazu bei, dass das ENSI eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes geworden ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Erneut erfolgte eine Überprüfung der Schweiz im November 2011 und im April 2015 wurde die Follow-Up Mission durchgeführt.

Unter der Leitung des Direktors der finnischen Aufsichtsbehörde STUK, Petterii Tiipanna, wurde im Jahr 2021, vom 18. bis zum 29. Oktober, die dritte vollständige IRRS Mission in der Schweiz durchgeführt. An der Mission nahmen 20 internationale Expertinnen und Experten aus 15 verschiedenen Ländern sowie drei Mitarbeiter der IAEA teil. Seitens des ENSI wurde das Projekt durch die Sektion Internationales geleitet. Das Missi-

ons-Team traf sich dafür mit allen relevanten nationalen Partnerbehörden wie dem Generalsekretariat des Eidgenössischen Departements für Umwelt, Verkehr, Energie und Kommunikation, dem EDA, dem BFE, dem Bundesamt für Gesundheit (BAG), dem Bundesamt für Bevölkerungsschutz (BABS), Suva, der eidgenössischen Kommission für nukleare Sicherheit (KNS), dem ENSI-Rat, der nationalen Genossenschaft für die Lagerung radioaktiver Abfälle (NAGRA), mit Vertretern der Anlagebetreiber sowie einer NGO. Ausserdem besuchte das internationale Team die KKWs Gösgen, Beznau und Mühleberg, den Forschungsreaktor an der EPFL sowie das PSI.

Im April 2022 erschien der Abschlussbericht der IRRS-Mission 2021, dabei wurden sieben Empfehlungen («Recommendations»), 13 Vorschläge («Suggestions»), zwei gute Praktiken («Good Practices») und neun gute Leistungen («Good Performance») ausgesprochen. Fünf der Empfehlungen sowie einer der Vorschläge wurden an die Schweizer Regierung gerichtet. Die generell grösste Herausforderung sieht das Expertenteam darin, die Kompetenz der für die Sicherheit zuständigen Stellen langfristig zu erhalten und auszubauen, insbesondere in Hinblick auf den Ausstieg aus der Kernenergie. Deshalb soll die Schweizer Regierung unter anderem den Bedarf an Fachwissen evaluieren und Massnahmen ergreifen, um die Sicherheit der in Betrieb befindlichen Kernanlagen, der Kernanlagen in Stilllegung und der Tiefenlagerung radioaktiver Abfälle zu gewährleisten.

Bezüglich des ENSI schlussfolgerte das Expertenteam, dass es eine fortschrittliche, kompetente und unabhängige Aufsichtsbehörde sei. In zwei Bereichen hat das ENSI im internationalen Vergleich vorbildlich abgeschnitten («Good Practice»), dies in Bezug auf die herrschende Aufsichts- und Sicherheitskultur. Direkt formulierte Verbesserungsvorschläge an das ENSI sind unter anderem: Aktualisierung der Vollzugsverfahren für Inspektionen und der Inspektionsprozesse, weitere Harmonisierung des ENSI-Regelwerks mit IAEA-Sicherheitsstandards und weitere

Überarbeitung des Managementsystems. Das ENSI wird sich mit einem Massnahmenplan der Umsetzung dieser Empfehlungen widmen. In den nächsten Jahren wird eine Follow-Up-Mission wiederum die Umsetzung der Empfehlungen begutachten.

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten für mehr als 20 Überprüfungsmissionen in anderen Staaten zur Verfügung. Mehrere Missionen wurden von Vertretern des ENSI geleitet. Die Erfahrungen zeigen, dass durch Teilnahme an solchen internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Im Berichtsjahr haben ENSI Experten an IRRS Missionen in Argentinien, Pakistan, Schweden, Slowenien und der Türkei, sowie an IPPAS Missionen in Finnland und ARTEMIS Missionen in der Slowakei teilgenommen.

3.2.1.3 Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS)

IPPAS-Missionen der IAEA sind spezifisch auf die Bedürfnisse der nuklearen Sicherung ausgerichtet und umfassen von der gesetzlichen Grundlage bis zur effektiven Massnahme vor Ort alle Ebenen. Grundsätzlich werden bei einer IPPAS-Mission die existierenden Regelungen und Praktiken eines Staates mit den relevanten internationalen Instrumenten und Veröffentlichungen der IAEA zur nuklearen Sicherung verglichen. Insbesondere werden die existierenden Regelungen und Praktiken eines Staates dem 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 97 Missionen durchgeführt. Eine IPPAS-Mission wird auf Anfrage eines Mitgliedstaates durchgeführt. Bisher bestanden IPPAS-Missionen aus einem verbindlichen allgemeinen Teil und 4 wählbaren Themenmodulen:

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

Neu soll jedoch noch ein weiteres optionales Modul der IPPAS-Mission hinzugefügt werden:

6. Nuclear Material Accounting and Control (optional)

In Kooperation mit dem BAG und dem BFE bereitete sich das ENSI im Berichtsjahr auf eine IPPAS Follow-Up Mission vor, welche voraussichtlich vom 30. Oktober bis zum 10. November 2023 in der Schweiz stattfinden wird. Die letzte IPPAS Mission fand 2018 statt.

3.2.1.4 IAEA-Datenbanken

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

PRIS gibt es schon seit mehr als 50 Jahren und ist als Informationsquelle für die Kernkraftwerke einzigartig. Die Grunddaten über die Kernkraftwerke der Welt werden beispielsweise von folgenden Organisationen genutzt: IAEA, OECD, Europäische Kommission, World Energy Council, International Centre for Theoretical Physics ICTP, Europäischer Verband für Strom- und Wärmeerzeugung, World Nuclear Association und die World Association of Nuclear Operators. Aus den Datensätzen in PRIS erstellt die IAEA jährlich die Publikationen Nuclear Power Reactors in the World, Country Nuclear Power Profiles und Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States. Die wichtigsten Daten sind im Internet unter <https://pris.iaea.org/pris/home.aspx> abrufbar.

Die Datenbank für Kernenergieliteratur (International Nuclear Information System INIS) wurde 1970 geschaffen, indem bereits existierende Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen Sowjetunion und dem Vereinigten Königreich zusammengeführt wurden. Seither wurde die Datenbank kontinuierlich vergrössert und ihre Funktionen wurden verbessert, z.B. durch Schlagwörter, Mikrofilm-Version, dann elektronische Verfügbarkeit zunächst über CD-Versand ab 1992, später über Internet. Seit April 2009 ist INIS nicht nur für die Mitgliedsländer, sondern frei unter <https://www.iaea.org/resources/databases/inis> zugänglich. Derzeit enthält die Datenbank über 4.3 Mio. Einträge.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Kernenergieagentur Nuclear Energy Agency NEA fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Die inzwischen 35 Mitgliedsländer verfügen zusammen über rund 80% 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 für Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsbasis dienen können. Die Kernkompetenzen der NEA sind die Reaktorsicherheit, Aufsicht über Kernanlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und -haftpflicht, ökonomische und gesellschaftliche Fragen sowie die Information der Öffentlichkeit. Die NEA unterstützt eine Vielzahl von Forschungsvorhaben auf diesen Gebieten. Die meisten der NEA-Berichte sind frei erhältlich unter <http://www.oecd-nea.org/pub>.

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



Abbildung 5:
Der OECD NEA
Hauptsitz im
Boulogne, Paris.
Quelle: OECD NEA

schäftigt sich schwerpunktmässig mit Fragen der nuklearen Aufsicht, das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) mit Forschungsthemen im Bereich der Sicherheit von Kernanlagen. Beide Kommissionen haben eine Reihe von permanenten Arbeitsgruppen und speziellen Gruppen, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist das Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH) aktiv, im Bereich Stilllegung und Altlastenmanagement das Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM), und im Bereich Entsorgung das Radioactive Waste Management Committee (RWMC). Zur Unterstützung der Aktivitäten dienen wissenschaftliche Datenbanken. Geleitet und überwacht wird die ganze Organisation vom Steering Committee for Nuclear Energy.

3.2.2.1 Steering Committee for Nuclear Energy

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie im Steering Committee. Das Steering Committee überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. Im Jahr 2022 wurden folgende Themen diskutiert und angenommen: eine thematische Analyse der Aufgaben der einzelnen Working Groups und deren Priorisierung zum

effizienteren Ressourceneinsatz für 2023–2024; Aktualisierung der NEA-Strategie zur globalen Vernetzung; das NEA-Grundsatzpapier zur «gender balance» sowie aktualisierte Mandate der Standing Technical Committees für 2023-2028.

3.2.2.2 Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das CNRA ist ein Forum für Vertreter der nuklearen Aufsichtsbehörden. Es tagt zweimal pro Jahr und diskutiert Fragen, welche für die Sicherheit von Kernanlagen relevant und aktuell sind. Aus dieser Arbeit leitet das Komitee Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertiefter untersucht werden. Dieses Jahr stand im Mittelpunkt der jährlichen Hauptsitzungen die Umstrukturierung der CNRA, welche Anfang 2023 in Kraft tritt, zur Verbesserung der Wirksamkeit und Effizienz der CNRA. Noch bis Ende 2022 bestehen folgende neun Arbeitsgruppen:

- Working Group on Safety Culture (WGSC)
- Working Group on Inspection Practices (WGIP)
- Working Group on Operating Experience (WGOE)
- Working Group on the Regulation of New Reactors (WGRNR)
- Working Group on the Safety of Advanced Reactors (WGSAR)
- Working Group on Digital Instrumentation and Control (WGDIC)

- Working Group on Codes and Standards (WGCS)
- Working Group on Public Communication of Nuclear Regulatory Organisations (WGPC)
- Working Party on Boiling Water Reactors (WPBWR)

Das ENSI ist in allen Gruppen ausser der WGCS, WGRNR, WGSAR und WGDIC vertreten. An den CNRA-Tagungen erstatten die Arbeitsgruppen jeweils Bericht. Die CNRA koordiniert – wie die anderen Kommissionen – die Tätigkeiten der Arbeitsgruppen und genehmigt die Publikation von Berichten. Dieses Jahr setzten sich alle Gruppen unter anderem mit der Anfang 2023 inkrafttretenden Umstrukturierung auseinander.

Der Zweck der WGSC besteht darin, die Diskussion und den Austausch zu fördern sowie verschiedene praktische Ansätze zur Aufrechterhaltung einer gesunden Sicherheitskultur zu entwickeln. Die Arbeitsgruppe entwickelt Konzepte aus neueren «Green Booklets» weiter, die sich auf die Merkmale und Kultur einer effizienten Aufsichtsbehörde konzentrieren. Während der jährlichen Zusammenkunft wurden zudem die «County-Specific Culture Forum» von Kanada, Schweden und Finnland reflektiert. Weiter wurden auch die zwei Aufgaben der Gruppe, «Leadership» und Einfluss der Aufsichtsbehörden auf Organisationen, welche beaufsichtigt werden unter dem Gesichtspunkt der Sicherheitskultur diskutiert. Die bevorstehende Umstrukturierung wird für die WGSC nur geringfügige Auswirkungen haben. Ab dem 1. Januar 2023 wird sie unter dem Namen «Working Group on Leadership and Safety Culture» (WGSLC) operieren.

Die WGIP befasst sich mit Inspektionstätigkeiten in den Mitgliedsstaaten. Sie bewertet die Wirksamkeit von Inspektionen und analysiert Inspektionsmethoden und -techniken im Zusammenhang mit aktuellen und zukünftigen Herausforderungen bei der Aufsicht über die Kernanlagen. Neben den halbjährlichen Treffen führt sie alle zwei Jahre einen Workshop zu ausgewählten Themen mit einem erweiterten Teilnehmer-

kreis durch. Das Programm für multinationale Inspektionen (Benchmarking Inspection Practices) der Working Group on Inspection Practices (WGIP) wird weitergeführt. Im Berichtsjahr fand der 15. internationale Workshop der WGIP in Warschau statt. Dabei wurden Themen behandelt, wie: das Alterungsmanagement, der «Graded Approach» sowie die Auswirkungen der COVID19-Pandemie auf die Inspektionspraktiken.

Die WGOE hat das Ziel, die nukleare Sicherheit durch den Austausch betrieblicher Erfahrungen insbesondere im Zusammenhang mit Vorkommnissen in Kernanlagen zu verbessern. Dazu betreibt die NEA zusammen mit der IAEA eine Vorkommnis-Datenbank, das International Reporting System for Operating Experience (IRS). Für das ENSI ist die WGOE eine wichtige Quelle für Information zu Vorkommnissen und daraus abgeleiteten Lehren. In der Folge von Fukushima wurden die Vor- und Nachteile klassischer konservativ ausgelegter Kernkraftwerke gegenüber neuartigen Kernkraftwerk-Designs erörtert. Die WGOE hat Vorfälle in Verbindung mit der COVID19-Pandemie analysiert und kam zum Schluss, dass diese nur von geringer Signifikanz waren.

Die Kommunikation mit der Öffentlichkeit ist eine wichtige Aufgabe der Aufsichtsbehörden. Die WGPC befasst sich mit den Themen Transparenz von Aufsichtsbehörden, Information der lokalen Bevölkerung um Kernanlagen, Wahrnehmung der Behörde in der Öffentlichkeit sowie Krisenkommunikation.

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

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

Die erwähnten neun Arbeitsgruppen bleiben in ihrer aktuellen Form noch bis Ende 2022 bestehen und werden ab Januar 2023 in fünf neue Arbeitsgruppen umstrukturiert. Das ENSI wird in allen fünf Arbeitsgruppen vertreten sein. Diese werden die folgenden Themenbereiche umfassen:

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

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

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

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

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

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

3.2.2.3 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

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

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

Das ENSI ist im CSNI-Komitee selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCS vertreten. Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte. Details befinden sich unter https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_24829/committee-on-the-safety-of-nuclear-installations-csni.

Während des diesjährigen CSNI-Komitee Treffens wurde ein neues Projekt zum Thema Brände in Kooperation mit der NEA lanciert: NEA FAIR (Fire Risk Assessment Through Innovative Research Project). Das

Projekt ist der Nachfolger vom PRISME. Zudem wurde der Einschnitt für die Branche durch die COVID-Pandemie diskutiert.

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

Die WGELEC setzt sich mit Sicherheitsfragen zu elektrischen Systemen von kerntechnischen Anlagen auseinander. Die Tätigkeit der Arbeitsgruppe zielt darauf ab, die Sicherheitsleistung kerntechnischer Anlagen zu erhöhen und die Wirksamkeit der Regulierungspraxis in den NEA-Mitgliedsländern zu verbessern. Die 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, 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 WGFS befasst sich mit der Sicherheit von Kernbrennstoffen. Ein wichtiges Thema sind die Sicherheitskriterien für das Verhalten von Brennstoffen unter Störfallbedingungen. Dazu zählen Kühlmittelverlust-Störfälle (Loss of Cooling Accidents LOCA) und Reaktivitätsstörfälle (Reactivity Initiated Accidents RIA). Die WGHO 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 COVID-19, Verfahren zur Identifizierung menschlicher und organisatorischer Faktoren in der Ereignisanalyse und regulatorische Aufsicht und ihre Auswirkungen auf die Sicherheitskultur.

Die WGIAGE befasst sich mit der Integrität und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie der Erdbebensicherheit von Kernanlagen und umfasst drei Untergruppen. Die drei Ad-hoc-Untergruppen befassen sich mit dem Themen a) der Integrität und Alterung von Metallstrukturen und Metallkomponenten, b) der Integrität und Alterung von Betonstrukturen und c) Erdbebeningenieurwesen.

Die WGRISK hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der probabilistischen Sicherheitsanalyse (PSA) in Bezug auf potenzielle Risikofaktoren und damit verbundene Risikominderungsstrategien voranzutreiben.

3.2.2.4 Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Das CRPPH hat den Auftrag, aktuelle Themen und Problemstellungen im Strahlenschutz zu bearbeiten, deren Auswirkungen auf die Sicherheit abzuschätzen und allenfalls geeignete Massnahmen zu empfehlen. Es fördert die Umsetzung wissenschaftlicher Erkenntnisse in Vorgaben für den Strahlenschutz und verfolgt die Ausbildung. Es ist auch ein Forum für den Austausch von Information und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und international im Strahlenschutz tätigen Gremien wie ICRP (International Commission on Radiological Protection), IAEA, WHO (World Health Organization), ILO (International Labour Organization), UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) und IRPA (International Radiation Protection Association). Das CRPPH hat mehre-

re Ad-hoc-Experten- und Arbeitsgruppen zu den Themen berufliche Strahlenexposition, Umsetzung von Empfehlungen der ICRP, Strahlenschutz und öffentliche Gesundheit, Einbezug von Betroffenen, neuester Stand der Technik sowie Notfallschutz.

Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) vertreten. Zudem stellt das ENSI den schweizerischen Verantwortlichen für das Informationssystem für berufliche Strahlenexposition (Information System on Occupational Exposure ISOE), der auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit benutzte ISOE-Datenbank bereitstellt.

Im Zusammenhang mit den Herausforderungen für den Strahlenschutz und die öffentliche Gesundheit von SMRs erstellte das CRPPH eine Arbeitsgruppe. Diese soll die Einführung von Kernkraftwerken mit geringerem Wirkungsgrad untersuchen und darüber berichten. Die Task Force besteht aus Experten von 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 Vertretern der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden sowie Betreibern und sonstigen technischen Experten. Das ENSI hat Einsitz im CDLM wie auch im Präsidium des CDLM.

Das CDLM ermöglicht den NEA-Mitgliedsländern einen umfassenden Austausch nationaler Erfahrungen über Praktiken und bewährte Verfahren. Es erlaubt der NEA, ihre Mitglieder bei der Entwicklung von Strategien der Stilllegung nuklearer Anlagen und rechtlicher Rahmenbedingungen zu unterstützen. Im CDLM erfolgt ein regelmässiger

Austausch von Erfahrungen und Lehren aus Stilllegung und Altlastenmanagement. Das CDLM unterstützt die NEA auch bei der Sammlung, Analyse und Verbreitung wichtiger Informationen auf nationaler und internationaler Ebene und trägt dazu bei, das Wissen und die Erfahrungen von Experten in diesen Bereichen sicherzustellen. Das CDLM bietet auf Anfrage einen Rahmen für die Durchführung internationaler Peer Reviews oder internationaler Expertenbewertungen nationaler Aktivitäten in Stilllegung und Altlastenmanagement.

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

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

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

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

In Verbindung mit den Aktivitäten des Committee on Radiological Protection and Public Health (CRPPH) werden praktische Leitlinien für den Strahlenschutz beim Management von kerntechnischen Altstandorten und der

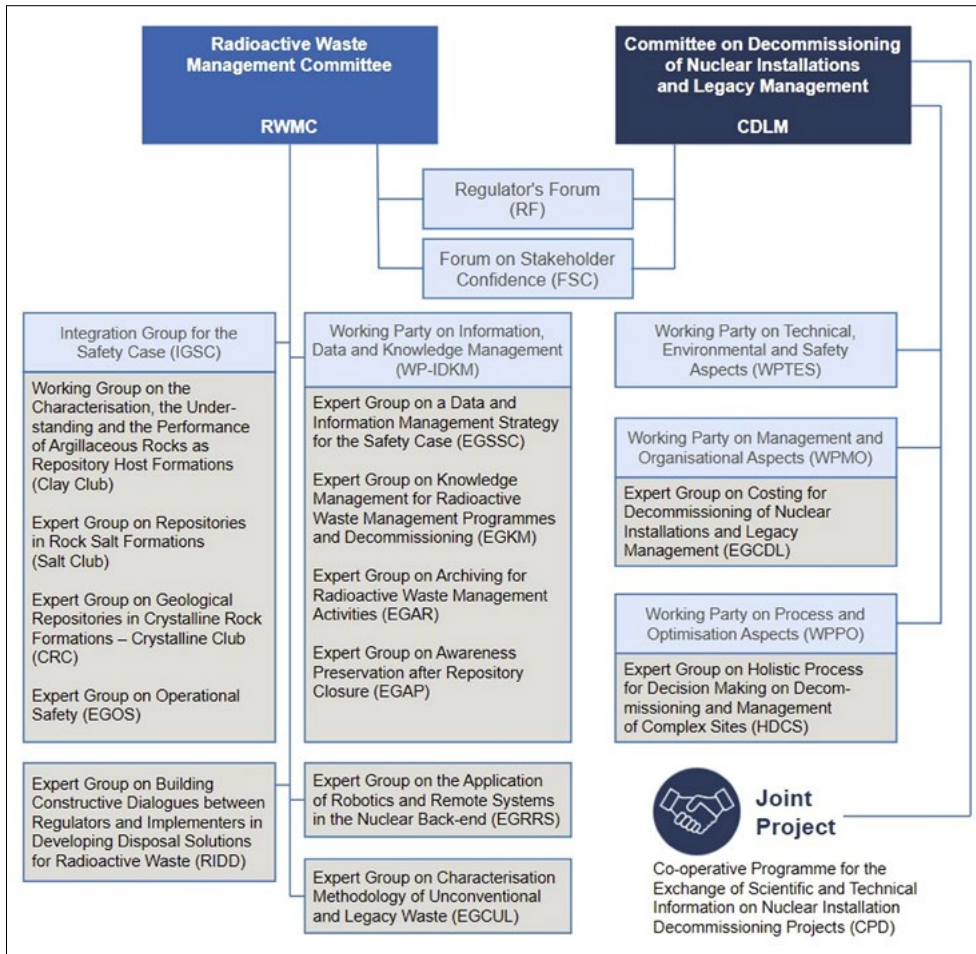


Abbildung 6:
Darstellung des
RWMC und CDLM.
Quelle: OECD NEA

Stilllegung entwickelt, um die Sicherheit der Arbeitnehmer und der Öffentlichkeit sowie den Umweltschutz zu verbessern.

3.2.2.6 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das RWMC unterstützt die Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht dabei die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle. Das ENSI hat Einsitz im Hauptkomitee, in der RWMC-Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC), in der Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) sowie in den Unterarbeitsgruppen der IGSC «Working Group on Measurements and Physical Understanding of Water Flow through Argillaceous Media (Clay Club)» und Expert Group on Operational Safety (EGOS).

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

Das ENSI leitet zudem das Regulator's Forum (RF) des RWMC. Das Forum dient dazu, offene sicherheitsrelevante Fragen von gemeinsamem Interesse unter Vertretern der Aufsichtsbehörden zu diskutieren. Zukunftsweisende Fragen, welche diskutiert werden sind beispielsweise die regulatorischen Herausforderungen in der Multi-Faktor-Optimierung im Hinblick auf die Entsorgung oder der Erhalt des Knowhows in den Aufsichtsbehörden.

Die 55. Sitzung des RWMC der NEA fand nach pandemiebedingten Videokonferenzen

zen, 2022 wieder physisch statt. Dabei wurde der Stand der Arbeiten in den Working Groups des RWMC Integration Group for the Safety Case (IGSC) wurde präsentiert. Zudem wurden Workshop vorbereitet, Dokumente verabschiedet und Mandate 2023-2028 diskutiert.

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 Leiter der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 18 Mitglieder. Die Schweiz ist durch das ENSI vertreten und gehört zusammen mit Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, dem Vereinigten Königreich, Italien, den Niederlanden, Spanien und Schweden zu den Gründerstaaten. Im Jahr 2003 stießen mit Bulgarien, Litauen, Rumänien, der Slowakei, Slowenien, Tschechien und Ungarn die Länder Mittel- und Osteuropas dazu, die selbst über Kernkraftwerke verfügen. Im Jahr 2015 wurde die Ukraine vom Beobachter zum Vollmitglied der WENRA. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten, Belarus, Armenien, Japan sowie seit 2021 die USA nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Neben Russland ist seit 2021 auch Kanada zu einem assoziierten Mitglied der WENRA geworden. Seit 2022 ist auch die USA zum Beobachter geworden. Von 2011 bis 2019 war Hans Wan-

ner, ehemaliger Direktor des ENSI, Vorsitzender der WENRA.

Im Zentrum der Aufgaben der WENRA stehen heute die Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen und die gemeinsame Antwort auf neue Fragen, die sich zu Sicherheit und Aufsicht bei der Kernenergie in Europa stellen. Das Resultat der Harmonisierungsbestrebungen sind technische und organisatorische Vorgaben, so genannte Safety Reference Levels (SRL), die auf jede Kernanlage anwendbar sind und die jedes Land in sein Regelwerk übertragen soll. Die WENRA erarbeitet SRL für die Bereiche Reaktorsicherheit, Stilllegung von Kernanlagen, Lagerung sowie Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen ins Leben, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD). Der Auftrag der beiden Arbeitsgruppen lautet, die unterschiedlichen Ansätze für die nukleare Sicherheit zu analysieren, mit den Sicherheitsstandards der IAEA zu vergleichen und Lösungen vorzuschlagen, wie Unterschiede bereinigt werden können, ohne die Sicherheit zu 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 dritte Arbeitsgruppe, Working Group on Research Reactors (WGRR), wurde 2017 als eine Ad-hoc-Gruppe kreiert, wobei 2021 entschieden wurde diese als dritte Arbeitsgruppe der WENRA weiterzuführen, und 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 sowie im November des Berichtsjahres ab. Im Frühling sowie im Herbst wurden aufgrund der Situation in der Ukraine Rostechnadzor und Gosatomnadzor nicht eingeladen. Im Fokus der beiden Sitzungen standen unter anderem die Aktualisierung der SRLs, der Umgang mit Mitgliedschaftsanfragen bei der WENRA, sowie wie die Aufsichtsbehörde in der Ukraine entsprechend unterstützt werden kann. Zu-



Abbildung 7:
Teilnehmende an
der WENRA-Herbst-
plenarsitzung 2022
in Liverpool.
Quelle: WENRA

dem wurde der bevorstehende TPR (Topical Peer Review) besprochen, der im Jahr 2023 durch die ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group, siehe 3.3.2) durchgeführt werden soll. Im Herbst wurde spezifisch die Diskussion zu einer neuen WENRA-Strategie begonnen. Sowie auch der sich geänderte Kontext in Hinblick auf die Energiekrise für die Aufsichtsbehörden angeschnitten und ein Statement dazu publiziert.

3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

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

EU-Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus.

Die EU ENSREG Konferenz 2022 fand mit dem Schwerpunkt die nukleare Sicherheit in Zeiten schwerer Krisen wie dem Krieg in der Ukraine oder einer Pandemie statt. Die Konferenz befasste sich auch mit der Beteiligung der Öffentlichkeit an der Abfallentsorgung und dem Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken. Weitere Themen waren die regulatorischen Herausforderungen, die innovative Konzepte wie kleine modulare Reaktoren mit sich bringen, sowie die Auswahl von Schlüsselthemen für die Forschung im Bereich der nuklearen Sicherheit.

Während des 51. ENSREG Meeting im November rapportierten die einzelnen Working Groups, welche den Arbeitsplan 2024–2026 am Erarbeiten sind. Zudem ist die ENSREG der «Topical Peer Review II» für das Jahr 2023 am Vorbereiten. Dabei wird der Brandschutz aller Anlagen, die in den Anwendungsbe-

reich der Richtlinie über nukleare Sicherheit fallen, behandelt.

3.3.3 European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)

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

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

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

Die ENSRA hat insgesamt 16 Mitglieder: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Vereinigtes Königreich, Litauen, Niederlande, Norwegen, Polen, Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Slowenien, Tschechien und Ungarn. Im Berichtsjahr stand die ENSRA.

Die jährliche Hauptsitzung 2022 wurde in Bonn abgehalten. Dabei hatte das ENSI den Vorsitz und führt das Sekretariat mit den stellvertretenden Vorsitzenden aus Deutschland und Frankreich. Dies noch bis 2024. Nebst den regulären Themen wie der Berichterstattung der Working Groups wurde auch über die Zielsetzung der Working Groups diskutiert. Diese solle nun im Laufe des nächsten Jahres die geplanten Resultate ihrer Arbeit definieren. Weiter wurde die konkrete Zusammenarbeit der ENSRA mit der WENRA diskutiert im Bereich des Interface Safety-Security.

3.3.4 Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)

Die HERCA ist eine Vereinigung der für Strahlenschutz verantwortlichen Behörden in Europa. Sie wurde 2007 gegründet, und 56 Behörden aus 32 Ländern sind Mitglied der HERCA. Sie besteht aus einem Board of Head (BoH), das sich jährlich zwei Mal trifft, und den Arbeitsgruppen:

- Working 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)
- 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.

Im Berichtsjahr wurde im Rahmen der 2022 neuen HERCA-Strategie mit den Schwer-



Abbildung 8:
Teilnehmende am
29. HERCA Board
Meeting in Budapest
2022.

Quelle: HERCA

punkten Zusammenarbeit, Effizient und Stakeholder eine Umfrage in den Mitglieds-ländern durchgeführt zu den Erwartungen an die HERCA. Weiter wurde eine Taskforce direkt mit der Beobachtung der Situation in der Ukraine beauftragt. Diese soll mit den Behörden vor Ort in Kontakt, mit den Nachbarländern um Instrumente vorzuschlagen damit der HWA Ansatz umgesetzt werden kann. 2021 entschied sich die HERCA ihre Zusammenarbeit mit der International Commission on Radiological Protection ICRP zu stärken und beschlossen, sich aktiv am Projekt zur Aktualisierung der ICRP-Empfehlungen zu beteiligen. Dies ist zurzeit noch ein laufender Prozess.

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 voraus-

setzt. Das ENSI stellt dem SECO seine diesbezügliche Fachkompetenz zur Verfügung. Finanziell trägt die Schweiz nur noch an den Chernobyl Shelter Fund bei.

3.4 Bilaterale Zusammenarbeit

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

Die Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten basiert auf Staatsverträgen.

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

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



Abbildung 9:
40.DSK-Hauptsitzung
2022 in Genf.
Quelle: ENSI

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

Bei der 31. Zusammenkunft in der Schweiz stand im Fokus der Sitzung einerseits die Stilllegung der Kernkraftwerke Mühleberg sowie Fessenheim in Frankreich. Andererseits informierten sich die beiden Länder gegenseitig über den Stand der Arbeiten bei den geologischen Tiefenlagern in der Schweiz und in Frankreich. Auch tauschten sich die Delegationen intensiv aus über Strahlenschutz, Notfallschutz und über die Resultate der Schweizer IRRS-Mission im Jahr 2021.

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

Die DSK wurde 1982 mit einer Vereinbarung zwischen den Regierungen der Schweiz und der Bundesrepublik Deutschland geschaffen. Die Kommission setzt sich aus Vertretern schweizerischer und deutscher Bundesstellen, der Bundesländer Baden-Württemberg und Bayern sowie des Kantons Aargau zu-

sammen. In vier Arbeitsgruppen der DSK vertiefen Fachleute die bilaterale Zusammenarbeit, die von beiden Staaten als wichtig und wertvoll beurteilt wird.

An der 40. Hauptsitzung der DSK 2022 in der Schweiz waren Schwerpunktthemen unter anderem der Stand der Tiefenlagerung und die Rolle der Aufsichtsbehörden im Nuklearbereich im Hinblick auf die Energieversorgung. Die Teilnehmenden diskutierten die grenzüberschreitenden Zusammenhänge beim potenziellen Tiefenlagerstandort Nördlich Lägern. Zudem berichtete die deutsche Delegation, dass sich Deutschland zurzeit in der ersten Phase und in der Methodenweiterentwicklung des Auswahlverfahrens eines Tiefenlagers befindet. In Bezug auf die aktuelle Lage erläuterte die Schweiz ihre Versorgungssicherheit sowie Strategien und Massnahmen. Deutschland hingegen zeigte unterschiedliche Optionen des Streckbetriebs dreier deutscher Kernkraftwerke auf und legte das klare Einhalten der Sicherheitsstandards aus der Sicht der Aufsichtsbehörden dar. Des Weiteren berichteten die vier fachlichen Arbeitsgruppen der DSK zu ihren jeweiligen Themengebieten Anlagensicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und Entsorgung. Die Hauptsitzung in 2023 wird in Deutschland stattfinden.

3.4.3 Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich

Der Schweizerische Bundesrat und die Regierung der Republik Österreich schlossen 1999 ein Abkommen über den frühzeitigen Austausch von Information aus dem Bereich der nuklearen Sicherheit und des Strahlenschutzes ab. Da Österreich über keine Kernkraftwerke verfügt, liegt der Schwerpunkt der Information bei den Vorgängen in der Schweiz.

Das 21. bilaterale NuklearexpertInnentreffen zwischen der Schweiz und Österreich fand im Mai 2022 in der Schweiz statt. Die beiden Delegationen haben sich ausgetauscht über Themen wie die Rechtsvorschriften, Verfahren und Behördenorganisation, Strahlenüberwachung, Notfallschutzplanung, Aufsicht über die Kernanlagen in der Schweiz, radioaktive Abfälle und die IRRS-Mission 2021 in der Schweiz.

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

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

Umweltschutz und -Forschung, wurden an das Inspektorat für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz ISIN übergeben.

Nach einem pandemiebedingtem Ausfall fand 2022 in der Schweiz die neunte Zusammenkunft der CIS statt. Im Zentrum des Treffens stand der Austausch über aktuelle Entwicklungen in den Bereichen Stilllegung und Entsorgung radioaktiver Abfälle. Zudem diskutierten die Sitzungsteilnehmenden die jüngsten regulatorischen Aktivitäten. Die Delegationen berichteten unter anderem über ihr jeweiliges Notfallmanagement sowie über die Lehren, die sie aus der Pandemie ziehen konnten. Ausserdem informierte die Schweiz über die IRRS-Mission 2021.

3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit

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

3.5.1 International Conference on Topical Issues in Nuclear Installation Safety: Strengthening Safety of Evolutionary and Innovative Reactor Design

Die International Conference on Topical Issues in Nuclear Installation Safety der IAEA war dieses Jahr von besonderer Bedeutung für das ENSI, denn Rosa Sardella, Leiterin des Fachbereichs Strahlenschutz des ENSI, war die diesjährige Präsidentin der Konferenz. Sie wurde angefragt aufgrund der aktiven Rolle der Schweiz, der guten Reputation im Bereich der nuklearen Sicherheit und Siche-

rung der Schweiz, sowie der technischen Fachkompetenz und neutralen Haltung gegenüber neuer Reaktorentypen.

Im Fokus der Topical Issues Konferenz 2022 standen Fragen im Zusammenhang mit der Sicherheit evolutionärer und innovativer Reaktorkonzepte und Themen wie die Harmonisierung der Sicherheitsansätze, sowie deren Förderung und rechtlichen Rahmenbedingungen. Darüber hinaus wurde ein besonderer Schwerpunkt auf die Praktiken und Herausforderungen gelegt, die sich aus der Anwendung eines ganzheitlichen Konzepts für Sicherheit, Sicherung und Schutzmassnahmen bei der Auslegung von evolutionären und innovativen Reaktoren ergeben.

3.5.2 Side-Event 25 Jahre Joint Convention

Am 27. September 2022 fand, im Rahmen der 66. IAEA Generalkonferenz, ein Side-Event zu 25 Jahre Joint Convention statt. Der Side-Event wurde geleitet vom ehemaligen ENSI-Direktor Hans Wanner, mit Gastauftritten der Aufsichtsbehörden von Ghana und Kanada sowie dem IAEA-Generaldirektor Rafael Grossi. Der Side-Event war gut besucht, was auf die zentrale Bedeutung der Joint Convention für ein robustes nationales und internationales Abfallentsorgungsregime hindeutet. Immer noch besorgniserregend ist, dass erst 88 der 175 IAEA-Mitgliedsstaaten Vertragsparteien der Joint Convention sind. Es wurde darüber diskutiert, wie Länder mit sehr kleinen Beständen von radioaktiven Abfällen dazu ermuntert werden könnten, der Joint Convention beizutreten. Denn es fordert gewisse Ressourcen, solch ein internationales Abkommen einzuhalten, darüber periodisch zu berichten und an Peer-Reviews teilzunehmen.

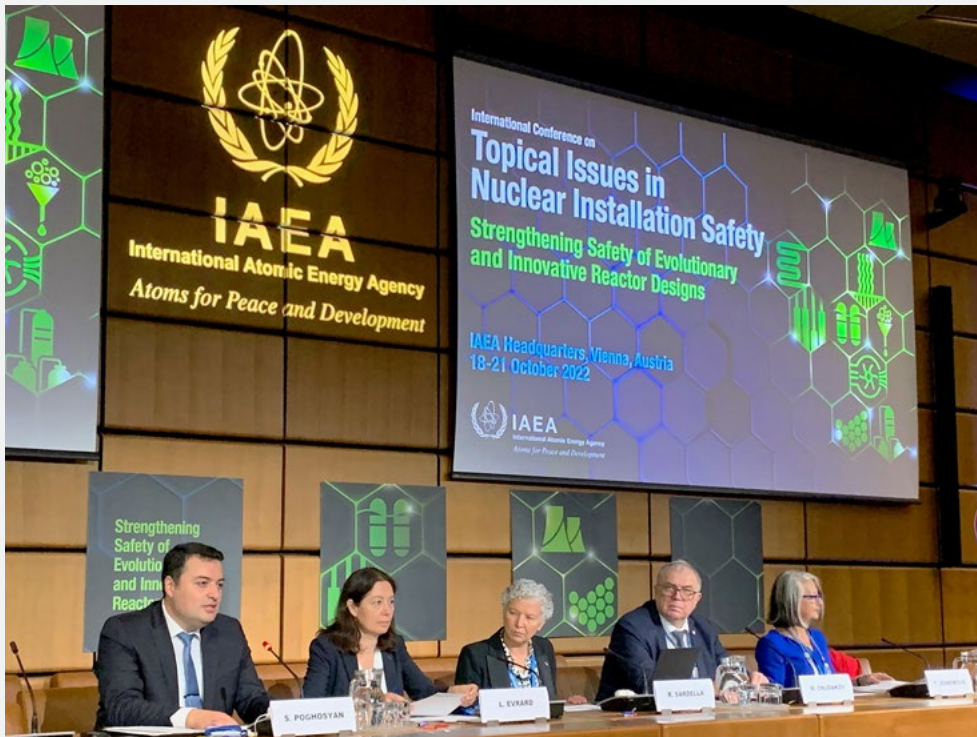


Abbildung 10:
Topical Issues
Conference 2022 in
Wien mit Rosa
Sardella in der Mitte.
Quelle: ENSI



Abbildung 11:
Hans Wanner, 2. v. l.,
und Rafael Grossi,
links daneben,
am Side-Event zu
25 Jahre Joint
Convention.
Quelle: IAEA

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 2022 führte das ENSI die Überarbeitung des Regelwerks weiter. Der aktuelle Stand der Richtlinien kann Anhang D entnommen werden. Sowohl die gültigen Richtlinien als auch diejenigen in Anhörung finden sich auf der Website des ENSI.

Im Berichtsjahr wurden die neue Richtlinie ENSI-B08 «Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen» und die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G09 «Bau- und Betriebsdokumentation» verabschiedet. Zudem wurden die externen Anhörungen der Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G07 «Organisation von Kernanlagen», der neuen Richtlinie ENSI-G18 «Brandschutz» sowie einer Änderung eines Meldekriteriums der Richtlinie ENSI-B03 «Meldungen der Kernanlagen» eröffnet.

4.1 Neue Richtlinie ENSI-B08: Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen

Die neue Richtlinie ENSI-B08 regelt die Anforderungen an wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen sicherheitstechnisch klassierter Behälter und Rohrleitungen von Kernkraftwerken und ist Teil eines Gesamtpakets von Richtlinien, die Anforderungen an die Instandhaltung von sicherheitstechnisch klassierten Behältern und Rohrleitungen (BRK) enthalten. Damit ist der Auftrag in Art. 4 Abs. 4 der Verordnung vom 9. Juni 2006 über sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen in Kernanlagen (SR 732.13; VBRK), die detaillierten Anforderungen an die Instandhaltung der BRK in Richtlinien zu regeln, vollumfänglich umgesetzt. Die neue Richtlinie ENSI-B08 wurde im Oktober 2022 verabschiedet und löst die entsprechenden Vorgaben des Nuklearinspektorats des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI) ab.

4.2 Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G09: Bau- und Betriebsdokumentation

In der Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G09 werden erstmals auch die Pflichten zur Aufbewahrung der Dokumentation und zur Dokumentationsübergabe nach dem Abschluss der Stilllegung präzisiert. Die Richtlinie ENSI-G09 regelt die Anforderungen an die Dokumentation der Kernanlagen. Die Neuausgabe ersetzt die Ausgabe von Juni 2014. Sie behandelt zusätzlich zur Betriebsneu auch die Baudokumentation. Die Aufbewahrungs- und Übergabepflichten, die in der Richtlinie konkretisiert werden, tragen zwei Zwecken Rechnung:

Erstens kann die von den Kernanlagenbetreibern geführte Dokumentation auch nach dem Abschluss der Stilllegung einer Anlage

für eine begrenzte Zeit noch für Aufsichtszwecke von Bedeutung sein.

Zweitens schreibt das Archivierungsgesetz vor, rechtlich, politisch, wirtschaftlich, historisch, sozial oder kulturell wertvolle Unterlagen des Bundes zu archivieren. Da die Kernenergiegesetzgebung eine Ablieferungspflicht der Dokumentation an das ENSI vorsieht, zählen diese Dokumente zu den Unterlagen des Bundes und unterstehen somit dem Bundesgesetz über die Archivierung.

Das ENSI ist dafür zuständig, den Umfang der abzuliefernden Dokumentation, die für die Aufsicht relevant ist, festzulegen. Das Bundesarchiv bestimmt jene Dokumente, die aus historisch-sozialer Sicht als archivwürdig gelten.

Im Rahmen der Neuausgabe wurden auch die Vorgaben zum Informations- und Datenschutz mit dem vom Parlament verabschiedeten Informationssicherheitsgesetz in Einklang gebracht. Dokumente mit sicherungsrelevanter Information sind zu klassifizieren.

Eine bisher in der Richtlinie ENSI-G09 enthaltene Bestimmung zur Staffelung sicherheitsrelevanter Grössen in der Technischen Spezifikation ist neu in der Richtlinie ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke» enthalten.

5



5. Strategie und Ausblick

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

Das ENSI verfolgt weiterhin konsequent seine aktuelle **Forschungsstrategie**. Es setzt seine Schwerpunkte bei den folgenden Themen:

- Fragen des Langzeitbetriebs der bestehenden Kernkraftwerke,
- extreme Naturereignisse,
- Entsorgungsfragen im Zusammenhang mit der Realisierung von geologischen Tiefenlagern.

Bei der Auswahl der Forschungsprojekte hat neben den fachlich-qualitativen Aspekten vor allem die **Anwendbarkeit der Resultate** in der regulatorischen Praxis für das ENSI eine hohe Priorität. Derzeit aktualisiert das ENSI seine Forschungsstrategie, wobei die bislang verfolgten Schwerpunkte auch weiterhin eine wichtige Rolle spielen werden.

Zum Schwerpunktthema **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke**, das heisst Betrieb über 40 Jahre hinaus, laufen verschiedene Forschungsarbeiten insbesondere zur Integrität von Strukturmaterialien in Leichtwasserreaktoren. Generell arbeitet das ENSI im Bereich der Materialforschung seit Jahren sehr eng mit dem Paul Scherrer Institut (PSI) zusammen. So werden beispielsweise im Projekt LEAD-II über einen Zeitraum von drei Jahren in vier Teilprojekten werkstofftechnische Fragestellungen insbesondere zur Spannungsrissskorrosion und Ermüdung der Strukturwerkstoffe von Leichtwasserreaktoren bearbeitet. Eine optimierte Wasserchemie im Primärkreislauf ist Gegenstand des Forschungsprojekts ZINC bzw. des Nachfolgeprojekts INOWAC. Die Zugabe von Zink (Zn) in das Wasser des primären Kühlkreislaufs hat sich als wirksames Mittel zur Absenkung der radioaktiven

Kontamination in den Leitungen und damit zur Reduzierung der Ortsdosisleistungen an den Komponenten herausgestellt. Darüber hinaus haben Untersuchungen darauf hingewiesen, dass die Zn-Einspeisung auch einen positiven Effekt auf die Minimierung der Schädigung von Strukturmaterialien haben könnte. Das Projekt INOWAC wird zudem die (negativen) Effekte untersuchen, die bei der kombinierten Einspeisung von Zink und Platin zu erwarten sind.

Zur Fortführung der wichtigen Arbeiten im Bereich der **Erdbebenforschung** wurde die Zusammenarbeit mit dem Schweizerischen Erdbebendienst (SED) im Sommer 2022 um weitere vier Jahre verlängert. Im Fokus der Arbeiten werden dabei weiterhin Bodenbewegungs- und Abminderungsmodelle sowie numerische Simulationen von Bodenbewegungen stehen.

Die Forschungsarbeiten im Bereich der **Entsorgung** haben in den letzten Jahren an Bedeutung gewonnen und nehmen einen grossen im Forschungsprogramm des ENSI ein. Sie schaffen eine wichtige Grundlage des ENSI bei der Überprüfung der Nagra-Anträge zu Tiefenlager-Standorten. Insbesondere die Anzahl der im Felslabor Mont Terri durchgeführten Experimente ist weiterhin auf hohem Niveau. Mittlerweile liegen eine Reihe von belastbaren Forschungsergebnissen vor, welche vom ENSI für die Beurteilung des im Jahr 2024 erwarteten Rahmenbewilligungsgesuchs der Nagra für ein geologisches Tiefenlager genutzt werden.

Neben den oben aufgeführten Schwerpunktthemen wird das ENSI auch in den kommenden Jahren weitere Forschungsarbeiten, zum Beispiel im Bereich der **Störfallanalysen**, unterstützen. Dies insbesondere mit der Zielsetzung, die Sicherheit der laufenden Kernanlagen weiter zu verbessern. Der Kompetenzerhalt in diesem Bereich ist für das ENSI von zentraler Bedeutung, und verschiedene Arbeiten sind unmittelbar aufsichtsrelevant. So liefert beispielsweise das bis 2025 verlängerte STARS-Projekt mit dem

PSI wichtige Resultate zur Kernausslegung, Thermohydraulik und zum Störfallverhalten des Kernbrennstoffs und der Gesamtanlage. Bei den **ausländischen Vorkommnissen** im Berichtsjahr sind insbesondere die Stillstände mehrerer französischer KKW wegen Spannungsrissskorrosionsproblemen an Rohrleitungen von Sicherheitseinspeisesystemen zu erwähnen. Das ENSI verfolgt die Untersuchungen hierzu laufend und hat auch entsprechende Massnahmen für die Schweizer KKW abgeleitet.

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 IAEA, der Nuclear Energy Agency der OECD und der WENRA beteiligen. So nimmt die Schweiz vom 20.–31. März 2023 an der neunten Überprüfungskonferenz der CNS aktiv teil. Dabei werden die Länderberichte aus dem 8. (durch die Corona-Pandemie bedingt ausgefallenen) und 9. Überprüfungszyklus von den Vertragsstaaten überprüft werden. Zudem werden verschiedene Vorschläge zur Verbesserung des Review-Prozesses diskutiert werden sowie die Lage der nuklearen Sicherheit in der Ukraine behandelt. Ausserdem stehen die Themen Alterungsmanagement und Sicherheitskultur im Fokus der Konferenz. Im Themenbereich der Sicherung wird die Schweiz 2023 die «Follow Up Mission» der IPPAS-Mission organisieren. Dabei wird die IAEA den Stand der Umsetzung der vom IAEA-Team aus der IPPAS-Mission 2018 identifizierten Massnahmen überprüfen. Zudem wird das IAEA-Team neu das Modul 4 «Sicherung des radioaktiven Materials» umfassend überprüfen.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Fuels & Materials

SCIP IV – An international OECD-NEA joint project	163
LEAD-II – LWR Long-Term Operation Concerns due to Environmentally-Assisted Material Degradation	170
ZINC – Zinc injection in nuclear power plants to mitigate environmentally-assisted cracking of structural materials	180
PROACTIV-II – Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants	189

External Events

IMPACT IV – NEREID – Aircraft impact on reinforced concrete structures	198
Seismological research concerning Swiss nuclear installations	208
Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading	219
NEA SOCRAT Benchmark – Seismic Simulation of an Overhead Crane on Shaking Table	226

Human Factors

Reliability of Operators in Emergency Situations – II (ROES-II)	232
---	-----

System Behaviour and Accident Sequences

STARS – Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland	240
Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation	254
MELCOR Further Development	261
Project COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments	268
Project Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development	276

Radiation Protection

Radiation Protection Research at PSI	286
Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection	295
Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically?	301

Waste Management and Disposal

Extension of Z88ENSI: Consideration of the height-specific burn-up of spent fuel assemblies and estimation of the fuel rod cladding temperature	304
Project HELP – Hydrogen Enhanced Localized Plasticity in Zirconium Alloys	311
DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	320
Mont Terri PF Experiment: Progressive Failure of Structurally Controlled Overbreaks	325
The fault slip experiment (FS-B) – Imaging the long-term loss of faulted host rock integrity	334
Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay	342
Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel	350
Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Phase-1	357
Clustering 2D geomechanical models based on fault detection using image processing tools	367

SCIP IV

An international OECD-NEA joint project

Author and Co-author(s): Per Magnusson
Institution: Studsvik Nuclear AB
Address: Studsvik
SE-611 82 Nyköping, Sweden
E-mail: per.magnusson@studsvik.com
Internet address: www.studsvik.com
Duration of project: 2019 to 2024

Abstract

The SCIP project brings together experts from the entire international nuclear community to meet and share their understanding, experience, and knowledge. Representatives from regulatory bodies, utilities, vendors, and research organizations establish a common understanding, enabling a shared view on safety matters, operational concerns, and mechanisms of different phenomena, thus facilitating a safer and more economical production of nuclear electricity. The fourth phase (SCIP IV), started in July 2019, is another five-year project with an organisation similar to SCIP III. The number of potential project members have increased from 33 organisations in SCIP III to 38 organisations in SCIP IV and are, as in SCIP III, from the entire nuclear community such as regulatory bodies, utilities, vendors, and research organizations.

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

Project goals

The technical program of SCIP IV is divided into four main tasks and each task is further divided into subtasks. The background and

objectives of the tasks are summarized more in detail below.

Task 1: Back End

Task 1 is divided in four subtasks as follows:

SCIP IV Subtask 1.1 Creep and hydride reorientation under simulated dry storage conditions

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

SCIP IV Subtask 1.2 Hydride reorientation

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

reorientation and ductile to brittle transition behaviour of the material, based on the understanding of these parameters.

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

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

SCIP IV Subtask 1.4 Failed fuel

In most countries, no standard procedures have yet been established to take care of failed fuel for interim storage and final disposal. For safe long-term stabilisation of failed fuel, the radiological confinement needs to be restored and the geometry and environment needs to be controlled and stable. There are different concepts available to encapsulate damaged and failed fuel rods, either by canning in-pool or by conditioning and encapsulation at a hot cell. In this context, drying of failed fuel is essential to avoid

gas generation by radiolysis of residual water and moisture. The presence of oxygen and hydrogen gas could have undesirable consequences, such as oxidation of the fuel, hydrating of the cladding, corrosion and pressure build-up. Whereas standards have been established for drying of intact spent fuel in dry storage casks, for failed fuel these standard drying procedures may not be sufficient to guarantee the required moisture level for encapsulation. Therefore, test methods to measure moisture content need to be developed and validated to prove that criteria on moisture content can be met. Furthermore, available drying procedures need to be evaluated for failed fuel and possibly optimised. Within this subtask, experimental data on the issue of safe encapsulation and storage of failed fuel rods will be generated, using established characterisation methods and assessment of residual water.

Task 2: Loss-of-Coolant Accidents

Task 2 is divided in four subtasks as follows:

SCIP IV Subtask 2.1 Microstructure related to fuel fragmentation

The existence of a burnup threshold for fuel fragmentation in LOCA scenarios has been a key question in several studies and research efforts. As the experimental evidence grows, it seems that high burnup is only one of several factors determining the susceptibility of the fuel to fragmentation. Several hypotheses have been brought forward to explain this behaviour, such as effects of the power history inducing residual stresses in the pellet or repartitioning of the fission gas inventory to closed grain boundary networks or bubble populations that weakens the integrity of the fuel under a LOCA event. Recent results from **SCIP III** have identified some potentially very important effects related to the development of the fuel microstructure during fuel operation. To study the impact of these phenomena further, it is proposed to continue on the advanced microscopy examinations performed in **SCIP III** on fuels with high burnup that fragment to a large extent in LOCA like conditions, as well as to

study high burnup fuel that appears resistant to fine fragmentation.

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

In **SCIP III**, investigations focused on the performance of “standard fuel”, i.e. UO₂ fuel with relatively small grains, whereas use of large grain fuel with dopants or additives has become more and more common. Moreover, the microstructure of MOX and gadolinia fuel might also develop differently during reactor operation, compared to standard fuel. Work to be performed under this Subtask aims at extending data base and understanding of fuel fragmentation, relocation and dispersal to fuel types that have not yet been investigated within **SCIP III** or elsewhere. The data will support estimates of fuel dispersal in LOCA safety assessments carried out by utilities and regulators, as well as refinement and extension of fuel fragmentation models to be incorporated in fuel performance and transient codes

SCIP IV Subtask 2.3 Separate effects tests

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

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

During a loss-of-coolant accident, rapid and large changes of temperature may cause transient fission gas release from the fuel,

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

SCIP IV Subtask 2.5 Spent fuel pool LOCA

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

Task 3: Pellet-cladding interaction

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

SCIP IV Subtask 3.2 Microstructure and microchemistry

The importance of chemically active agents for stress corrosion cracking is well recognised, but mode of action of these species,

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

Task 4: Modelling

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

Work carried out and results obtained

The work in Subtask 1.1 – Creep and hydride reorientation of fuel rods finished the design and development of a new experimental set-up to test creep properties on irradiated fuel segments. The new test setup is designed for fuel rod segments in contrast with the defueled cladding tubes more commonly used in creep testing. Hence, the equipment will more accurately simulate the actual conditions that nuclear fuel experiences during dry storage. The development of the test setup, qualification and calibration was completed. The first tests of irradiated fuel were performed, studying the creep conditions during transport of spent nuclear fuel. The remaining tests are planned to be performed during 2023.

The Subtask 1.2 – Hydride reorientation consists of two main parts; In-situ SEM studies of hydride cracking, hydride propagation and precipitation, and hydride reorientation heat treatment (RHT) by internal pressure

followed by ring compression testing (RCT) for ductility. During 2022 in-situ SEM studies were performed on irradiated PWR cladding. The tests studied hydride formation, cracking as well as the precipitation of hydrides during cooling. The RHT test series on samples from modern PWR cladding material were completed. Heat treatment tests were carried at different temperatures, cooling rates and internal stress loadings. The reoriented samples were examined by light optical microscopy and the degree of hydride reorientation measured. The test series on BWR cladding material is currently ongoing. Subtask 1.3 – Spent fuel rods in transport and handling operations and in accident scenarios. In total eight 4-point bend tests and eight RCT tests with fuel were performed earlier in the project. The results obtained will be used to assess how vulnerable fuel rods are in different transport and storage events. In 2022 the subtask finished development of a new impact test device including the collection of fuel aerosols. The tests are expected to be carried during the first half year of 2023.

Subtask 1.4 – Failed fuel. The material selection and decision on test matrix was completed earlier in the project. An additional material was selected bringing the total number of fuel rod materials in the test matrix to five, including intact and damaged BWR rods and intact and damaged PWR rods. Pre-test powder samples from four fuel rods were harvested by punching fuel discs to remove centre and peripheral fuel parts. The peripheral fraction was selected for characterization. The pre-test characterization by TGA and XRD was finished in 2022. The fuel drying equipment was designed and built in 2022, tests are expected to be performed during 2023.

Subtask 2.1 – Microstructural effects related to fuel fragmentation. One additional sample was investigated in 2022. A high burnup material that had been tested in a heating test with full cladding restraint and with limited fragmentation. The examinations focused on investigating the driving force for fragmentation during LOCA, by studying the general microstructure, gas bubble pressure

estimation, Cs content. Laser ablation inductively coupled plasma mass spectrometry (LA-ICP-MS) is used to characterize the distribution of isotopes and in particular the fission gases in the selected samples. The laser ablation studies were started in 2022 and will continue in 2023. The final material for examination was decided at the end of 2022, work will be performed during 2023. This subtask has also included an extensive study of the possibility to determine radially local burnup by using measured isotopic burnup indicators from LA-ICP-MS.

Subtask 2.2 – Fuel fragmentation relocation and dispersal (FFRD). This task includes heating and LOCA tests on non-standard fuel. Additional heating tests were performed, including pre- and post-test characterization. The heating tests included both standard and non-standard advanced technology fuels, such as doped fuels. Integral LOCA tests on fuel with standard UO_2 were also performed including post-test examinations. The tests were specifically performed to study fuel with burnups close or below the threshold for fuel fragmentation. There have been some challenges in identifying materials for the tests in this subtask and interest in performing more standard LOCA tests. In 2022 the material and test conditions for two further integral LOCA tests were decided, one test to continue the studies on how plenum size and temperature influence fuel fragmentation, and one test to study the effect of peak cladding temperature. Pre-test characterization has started. Integral testing and post-test examinations and analysis work will continue in 2023, as well as the determination of suitable test rods for the remaining part of the test matrix and obtaining permissions to use them, together with pre-test PIE and specimen manufacturing.

Subtask 2.3 – Separate effects tests is another subtask where two new test systems have been developed to study the effects of depressurization, temperature ramp rate and temperature terminal level. Both systems have been completed and extensively qualified out-of-cell before 2022. In 2022 two additional test series were performed. The fur-

nace for constant ramp rate tests was used to perform a first set of three tests with different temperature terminal level. The second equipment is designed to study the effect of depressurization on fuel fragmentation. Three tests were performed successfully to complete the project total test matrix of six tests.

Subtask 2.4 – Transient Fission Gas Release and axial gas communication. In this subtask, six tests to determine the transient fission gas release (TFGR) with varying burnup and at different temperatures were performed earlier in the project. The data from these tests constitute an important contribution to support development of future models for TFGR under LOCA conditions. The work in this task now continues with the development of new measurement system for axial gas communication. The equipment was finalized during the autumn 2022 and the first tests on irradiated material were performed, testing will continue during 2023.

The last subtask in Task 2 is Subtask 2.5 – SFP LOCA. All three planned integral LOCA tests have been performed, including pre- and post-test characterization. The purpose of this task is to study fuel behaviour and fuel failure in a loss-of-coolant accident in a spent fuel pool. The irradiated fuel rod segments were subjected to slow temperature transient in air-steam mixtures. The actual burst and failure properties were compared against predictions of the FRAPTRAN code. The comparison showed a need for model improvement to accurately predict fuel failure in a SFP LOCA. The remaining work in this task for 2023 is to perform the remaining post-test LA-ICP-MS analysis of tested fuel.

Subtask 3.2 – Microstructure and microchemistry related to pellet-clad interaction (PCI) failure mechanism. All materials for this task have been defined and permissions received. The materials include both failed and non-failed ramp tested rodlets and fuel rods failed by PCI in commercial reactors. Partner organisations has been identified. In 2022 samples were prepared and transported to VTT in Finland for studies with Transmission-electron-microscopy and other tech-

niques. In 2023 material will be sent to the remaining partner organisation for further advanced investigations, to study PCI crack morphology and propagation and collect chemical information from the cladding samples.

The modelling in **SCIP IV** is included in Task 4. As in **SCIP III**, members of **SCIP IV** are invited to contribute modelling work as in-kind and voluntary contributions. Several organisations have expressed interest in participating and contributing modelling work. A BWR modelling benchmark aimed at comparing code predictions of end-of-life rod inner pressure was defined and blind phase was executed during 2021 and the open phase was performed during 2022. There was also interest from the members in a similar PWR rod benchmark. Hence, such a benchmark with open and closed phases was defined and performed during 2022. A modelling workshop on the benchmarks and modelling of LOCA tests took place at the end of 2022. As part of Task 4, an end-of-life database of rod internal pressure is also being developed.

International Cooperation

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

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

The **SCIP IV** project includes the development of several new state-of-the-art test systems for irradiated nuclear fuel and cladding. During 2022 some of these new test systems were used to deliver unique and valuable data on the behaviour of irradiated fuel in accident scenarios and post-operation

storage. These new test techniques included a creep device for studies of fuel segments in intermediate storage and transport conditions. Previous creep test device has tested the cladding creep properties after removing the fuel. The new device allows for study effects on creep such as fuel-cladding bonding and cladding lift-off. A test device to study the axial gas communication of fuel rods at different temperatures was also developed and qualified. Many different tests were performed using these new test techniques as well as in existing test systems at Studsvik.

Depressurisation tests and controlled temperature ramp rate and terminal level tests of high burnup fuel were performed to better determine the lower burnup threshold for fuel fragmentation and to determine the behaviour of advanced technology fuel in LOCA conditions. The results gave new insight the fuel behaviour under such accident conditions. Furthermore, mechanical testing on a range of fuel rods with different oxide thickness and hydrogen content were also performed. Hydride reorientation under transport and storage conditions were studied using irradiated cladding tube segments. The results will be used to assess how vulnerable such rods are in different transport and storage events.

In 2023 the work will continue as planned to deliver unique and valuable data on the behaviour of irradiated fuel in LOCA accident scenarios and post-operation storage. For example, additional integral LOCA tests will be performed to study the influence of plenum volume on fragmentation. Tests will also be performed to study fragmentation behaviour of large grain and additive fuel types. The summary of work carried out provided above also contains outlooks and plans for the work in 2023.

Publications

The SCIP projects operates under confidentially during the project and for a period after the project conclusion, thus no open publications have been made.

References

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

LEAD-II

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

Author 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 und 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.

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

Sub-project-III – Environmental-assisted fatigue (EAF) in austenitic SS: The fatigue tests in air and BWR/HWC environment revealed no statistically significant effect of the gauge length on fatigue life so far. In INCE-FA-SCALE, fatigue tests with load sequences with periodical underload and overload cycles were performed in air and PWR environment. Overload cycles introduce compressive bias to the fatigue strain and lengthen the fatigue life, while underload cycles have the opposite effect.

Sub-project-IV – SCC crack growth in Alloy 82/182 at high & low K_I -values: A strong K_I dependence of SCC growth rates without plateau at high K_I is observed in BWR/NWC environment. The SCC rates in as-welded Alloy 82 and PWHT Alloy 182 seem to be a factor of 2 to 3 lower than in as-welded Alloy 182.

1. Introduction

With regard to the current nuclear legislation and the increased age of the Swiss nuclear power plant fleet (38 to 53 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 as potential SCC mitigation methods.

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 (prematurely terminated at the end of 2021) [4] and the linked participation in the international H2020 MEACTOS project [5–8]. The MEACTOS project was finished in March 2022. The major goals of MEACTOS were to investigate the role of surface conditions and machining 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 several conference contributions [5–7] and journal papers [8] (under review).

The second activity is related to SCC mitigation by cavitation peening. The major goals of this activity are to evaluate the durability of compressive surface residual stress and related microstructures in LTO/HTW and to demonstrate and quantify the SCC mitigation effect of cavitation peening. For this purpose, two Alloy 182 as-welded weld overlays 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 SCC test program and microstructural characterization work is delayed by approximately 18 months due to the issues with the filling of the related Post-Doc position. The new Post-Doc Annesha Das started in October 2022 and the first SCC and long-term exposure tests will begin in 2023.

The following results and conclusions could be derived so far: The various test programs confirmed that the constant extension rate tensile (CERT) tests with flat tapered tensile specimens are a suitable, accelerated and simple screening SCC test method for Alloy 182 in BWR and PWR environment, but have some limitations to assess SCC mitigation effects by surface peening techniques or real component behaviour. The test technique is not suitable for non-sensitized and moderately cold-worked SS, where SCC suscepti-

bility in hydrogenated water was too low [7]. The systematic investigations showed both a high inherent SCC initiation susceptibility and growth rates of Alloy 182 in BWR and PWR environments under representative material and environmental conditions. Early SCC initiation in Alloy 182 is likely and hot cracking susceptibility is high. A high SCC resistance in service thus cannot be claimed for Alloy 182. The reasonable service record is mainly based on beneficial weld residual stress profiles and surface stress states. Mitigation is thus crucial for safe LTO.

SCC initiation is a complex phenomenon. Most parameter trends were similar for SCC initiation and growth (e.g., T), but some were different (e.g., as-welded vs. PWHT). In hydrogenated HTW, a maximum in SCC initiation susceptibility was observed at the Ni/NiO phase transition boundary both in PWR and HWC environments. The SCC initiation susceptibility was somewhat lower in alkaline PWR than in neutral BWR/HWC, whereas the SCC rates were almost identical at the same distance to the Ni/NiO boundary ($\Delta ECP_{Ni/NiO}$) and temperature in both environments. The SCC initiation susceptibility in high-purity oxygenated BWR/NWC was similar or even slightly smaller than in hydrogenated water at the Ni/NiO boundary (moderate HWC). With OLNC (NiO stability region) the SCC susceptibility is lower than in NWC environment. The SCC rates in NWC, on the other hand, are 2 to 3x (high-purity water) and 10x or more higher (with harmful anionic impurities such as Cl⁻, SO₄²⁻) than in HWC environment at the Ni/NiO boundary, where even 100 ppb of impurities have little impact. In case of the presence of harmful anionic impurities (Cl⁻, SO₄²⁻) and high surface roughness, surface defects or of hot-cracks (where occluded crevice chemistry can be formed in the surface defects), the SCC initiation susceptibility in NWC thus can become significantly higher than in HWC, in particular in case of sensitized grain boundaries with Cr-depletion. The real SCC initiation behaviour in NWC is strongly influenced by these aspects and thus water chemistry transients. Temperature had a strong effect under BWR

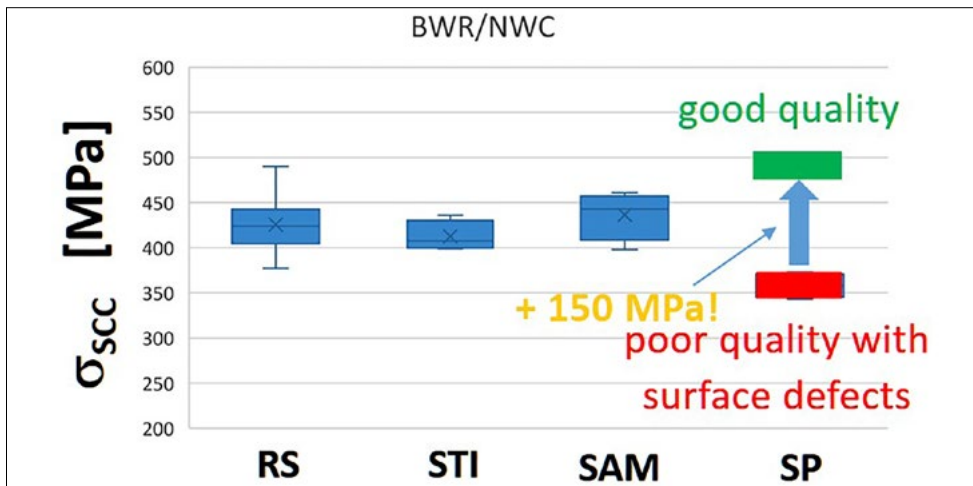


Figure 1: Comparison of the SCC threshold stresses σ_{scc} of Alloy 182 in BWR/NWC environment at 288 C for various surface finishing, machining and modification methods such as optimized grinding (RS), standard face milling (STI), advanced face milling (SAM) and shot peening (SP). Only ("good quality") shot peening shows clear SCC mitigation [5, 6].

and PWR conditions, where both the SCC initiation susceptibility and SCC growth rates strongly increased with temperature between 200 and 350°C.

On the material side, as-welded Alloy 182 revealed only a marginally higher SCC initiation susceptibility than post-weld heat treated (PWHT) or thermally-aged materials both in NWC and HWC environments. PWHT, on the other hand, significantly reduces the SCC rates directly (a factor of 2 to 5) and indirectly through the reduction weld residual stresses and resulting K_I values (~50%). Surface finishing (grinding, polishing, electro-polishing) and machining (grinding, face milling) had little impact on SCC initiation susceptibility, although they result in quite different surface states (surface residual stresses, cold work/hardness, roughness, oxide films). 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. In case of poor quality shot peening with a high density of various surface defects, an adverse effect of peening was observed (Figure 1). The advanced face milling with supercritical CO₂ cooling and minimum lubricants only showed a marginally smaller SCC susceptibility than conventional face milling (STI) or optimized (fine) grinding (RS), but it has additional benefits like higher cutting speed and reduced pollution risk due to lubricants. The thin deformed surface layers (<50 μm) and related surface

residual stress from machining and surface finishing thus likely have little impact on SCC initiation. Clear mitigation or adverse effects by peening or poor quality machining/grinding can only be expected/anticipated for sufficient penetration depths (~1 mm) of compressive surface residual stress or tensile residual and high surface hardness, respectively. It is stressed that the real surface at (non-machined) weld roots with various potential weld root defects and hot cracks strongly differ from lab specimens.

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 Sid-dharth Suman, who left us in October 2022. The possibility of SRO in Alloy 182 was investigated by accelerated thermal ageing (400°C for 800, 2400 and 5500 h), which would roughly correspond to 10, 30 and 70 years of power operation. The selected ageing temperature is a reasonable compromise between acceleration of SRO ageing but only moderate other microstructure modifications. SCC initiation in BWR/HWC environment was not affected by thermal ageing. The SCC growth rates in the thermally-aged Alloy 182 were slightly lower than in the as-welded material in PWR and BWR environments for all aged conditions and the difference decreased with increasing K_I , temperature or with chloride addition in BWR/NWC environment. Thermal ageing thus had no adverse effect on the SCC behaviour. The additional various investigations on SRO in LEAD-II did not reveal any evidence for SRO in thermally-aged Alloy 182. The raised concerns in the literature were thus not confirmed and this work can be finished by a journal publication on the subject in 2023. [4, 9]

In 2022, the planned testing focus was placed on the effect of irradiation damage and thermal ageing on SCC, CF and environmental fracture in RPV steels in BWR/NWC environment. The test material is the well characterized JRQ RPV steel in the as-received (AR, Q+T + PWHT), thermally-aged (step-cooling heat treatment, SC) and irradiated (simulated PWR spectrum at 290°C) conditions. The applied SC heat treatment slightly below the annealing and PWHT temperature provides maximum P grain boundary enrichment with respect to thermal ageing in LTO [10]. The irradiation was done more than 30 years ago in the STILO facility at the SAPHIR test reactor at PSI. Its irradiation and thermal aging sensitivity and conditions are conservatively bounding for the Swiss RPV steels and LTO of 60 years. The fracture resistance in the DBTT region in air in the AR and SC conditions and with additional cathodic H charging was evaluated with quasi-static EPFM tests fatigue pre-cracked small KLST-charpy spec-

imens according to the ASTM E1921 Master Curve method [10]. The absorbed H content of 3 to 5 wppm is somewhat higher than the 1 to 3 wppm that were measured in RPV steels or surveillance specimens after exposure in LWR environment.

The SCC initiation susceptibility of the thermally-aged (SC) RPV steel in oxygenated HTW is slightly lower than in the un-aged AR condition. The SCC threshold stress is in the range of the high-temperature yield stress of the RPV steel in air, which is similar for AR and SC conditions. The marginally better behaviour of the aged steel might be related to a reduced susceptibility to dynamic strain ageing by the SC heat treatment. Likewise, the SCC and CF growth rates of the thermally aged (SC) and AR RPV steel in oxygenated HTW were very similar and slightly smaller (a factor of 2), respectively. There was thus no adverse effect of thermal ageing on EAC susceptibility and growth rates. The EAC rates were in the same range as in our previous investigations with other RPV steels. The evaluation of EAC tests in hydrogenated water are ongoing, but reveal a very low EAC susceptibility in all conditions.

The quasi-static fracture tests with thermal ageing and hydrogen charging revealed some clear 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]. Such a synergy was also observed in the EPFM fracture tests in the upper shelf region in HTW in the PhD thesis of Zaiqing Que [11] in LEAD-I, although the fracture mode was by stable ductile tearing. The higher yield stress at low temperatures and higher strain rates in the EPFM tests in the lower DBTT region facilitates IG cracking, which might partially explain the stronger effect on the fracture resistance than on EAC.

Unfortunately, both the fracture and SCC tests with the irradiated samples were delayed in 2022 due observed misalignment issues in the drop tower and problems with accidentally occurring load drops in the SCC testing system in the hotlab. The misalignment in the drop tower could be fixed by a

new design, whereas the root causes for the load drops could not yet be identified in spite of systematic investigations. Due to the limited number and thus extremely precious irradiated pre-cracked RPV samples for SCC tests, this issue has to be solved first. Thus only four CERT tests with irradiated samples in simulated BWR/NWC environment were performed so far and the evaluation for the last SCC crack in the hotlab SEM/FIB is still pending. The SCC and fracture tests with irradiated samples were postponed to 2023.

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 evaluation procedures were thus developed to capture these environmental effects. There are significant differences between the original (very crude and conservative) fatigue design, lab tests and the real component loading that raise some concerns about the conservatism, transferability and direct relevance of lab tests for real components. [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 [12]. 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.

The design of our EAF testing system was continuously improved in 2022: In EAF tests with hollow cylindrical specimens, cracking frequently occurred outside the extensometer range. This issue could be resolved by a change of the design with water flowing through the pull rod/specimen clamping system. A large set of tests was performed in order to optimize the DCPD configuration for on-line monitoring of EAF initiation and subsequent crack growth, e.g., for the loca-

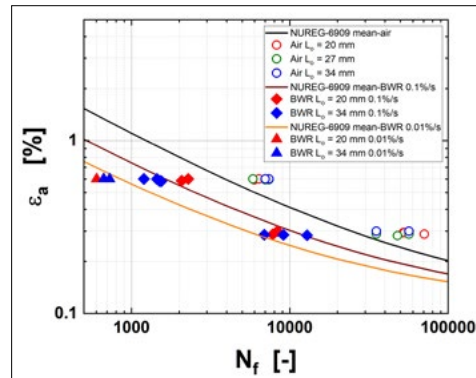


Figure 2: Fatigue and EAF test results with solid and hollow specimens with different gauge lengths in air and BWR/HWC environment.

tion of potential and current probes or electric insulation of the extensometer. In-house designed PEEK inserts for the extensometer for the strain control provide a sufficient insulation resistance. Welding (laser or spot welding) of potential probes frequently led to crack initiation at the welded zones. Therefore, a modular clamping system was developed that avoids this issue. Currently, tests are ongoing to develop DCPD calibration curves for EAF crack initiation and growth in the hollow specimens.

In 2022, the test series about the effect of specimen geometry (solid vs. hollow) and dimensions (gauge length) on the fatigue and EAF life of 316L SS in air at RT and hydrogenated HTW at 300°C was continued, since the previous work revealed relevant differences between hollow and solid bar specimens or the same specimen type with different dimensions that are not yet fully understood [3, 4]. Furthermore, there are significant differences in the specimen geometry between corresponding ASTM and ISO fatigue standards with lax regulations with regard to gauge length. Therefore, additional strain-controlled LCF tests with solid (air) and pressurized (150 bar) hollow samples with three different gauge lengths of 20, 27 and 34 mm were performed in air and LWR environment to improve the statistics of the scattered data. A statistically clear difference between short and long gauge lengths could not be resolved so far with the limited number of tests, although under some conditions (0.6% and 0.1%/s), EAF life of long specimens was consistently shorter (Figure 2).

In the first phase of INCEFA-SCALE, the influence of loading sequences on the EAF life is investigated. Fatigue tests with variable amplitude are conducted in air and PWR environment, some with transitional positive mean or negative mean stress, which are introduced by periodical underload and overload cycles, respectively. The first trends show that overload cycles introduce compressive bias to the fatigue strain and lengthen the fatigue life while underload cycles have the opposite effect. It is suspected that the combination of Goodman mean stress correction and the safety factor introduced for load sequence effects in the fatigue curve development is overly conservative for variable amplitude loading.

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 a first step, the SCC growth behaviour at high K_I -values shall be characterized with sufficiently big specimens under small scale yielding conditions. In a second step, the SCC behaviour of shallow cracks at low $K_I < 15 \text{ MPa m}^{1/2}$ in strongly increasing K_I -fields shall be investigated. 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 and Alloy 82 as-welded and PWHT (620°C/24 h) butt welds were fabricated. The large specimens for the high K_I tests were already cut and fabricated. The air fatigue pre-cracking of these specimens was slightly delayed due a failure of the resonance pulsator machine that had to be replaced by a new facility, as well as due to misalignment problems that are now solved by self-alignment load frames. The SCC testing started in late summer.

The low-frequency corrosion fatigue and SCC growth rates of the as-welded Alloy 82 were about a factor of 2 to 3 smaller than in Alloy 182 weld metal under otherwise iden-

tical conditions. The fatigue growth rates in air or at higher loading frequencies in HTW, on the other hand, were very similar for both materials. The SCC rates in the Alloy 82 weld showed a strong power law K_I -dependence ($da/dt_{SCC} \propto K_I^n$) with an exponent of 2. The SCC rates were in the upper data range of the recently developed SCC disposition lines for Alloy 82 [13], which eventually might be related to higher plastic weld shrinkage strains in our strongly constrained weld configuration. The currently running test indicates that the SCC rates in as-welded Alloy 82 are similar as in PWHT Alloy 182 and a factor of 2 to 3 lower than in as-welded Alloy 182.

4. National Collaborations

The collaboration is focused to the Swiss nuclear community. Close thematic links exist to the ENSI projects ZINC (SCC mitigation by Zn injection), PROACTIV-II (probabilistic LBB analysis for SCC, small sample fracture testing) and to the swissnuclear projects MDIC (multiaxial fatigue, modelling) and MRSD-MW (modelling of weld residual stress in DMWs). In the PIONIC project (NDE of DMW) there are also collaborations with the Swiss Association for Technical Inspections (SVTI). ENSI and the Swiss utilities are periodically informed on the actual project status during the annual project presentation and semi-annual project meetings, as well as in the frame of the annual meetings of the IWG group (swissnuclear projects on structural material ageing). Within the new "On-Call Contract" with ENSI, we have performed an in-depth review of the revised version of catalogue of the ageing mechanisms, which is the basic document of the ageing management programs in the Swiss reactors [14]. In a further small on-call project, we currently are supporting ENSI in the context of the recent SCC incidents in the divider plate of the KKG steam generator.

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

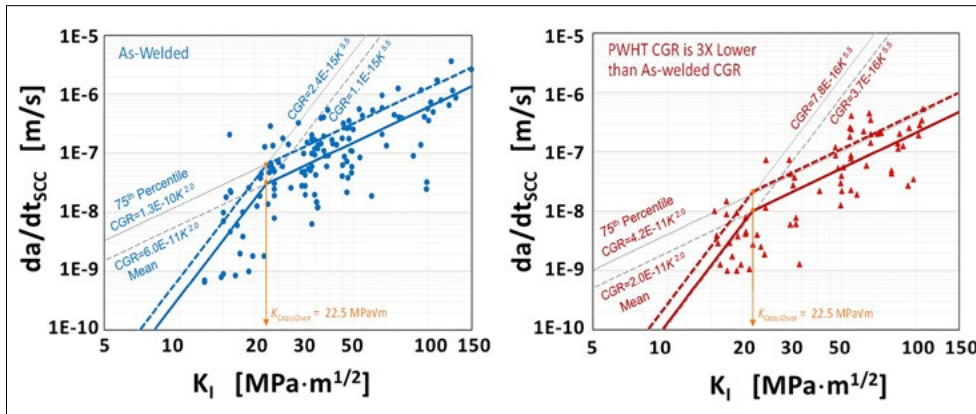


Figure 3: SCC disposition line proposals for as-welded (left) and PWHT (right) Alloy 82 weld metal in BWR/NWC environment at 288°C [13].

Reactor Materials (ICG-EAC, <http://www.icg-eac.org>) and of the European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-common.org/>), as well as of the Working Party 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <http://www.efcweb.org/>), we are staying in very close contact with the international scientific and industrial community in this field. Our own research activities are discussed and coordinated within these groups. Within the ICG-EAC and ECG-COMON we actively participate in round-robin programs, e.g., on oxide films on Ni-based alloys in high-temperature water. Stefan Ritter was the main organizer of the Nuclear Corrosion session of the EUROCORR 2022 and of the ICG-EAC meeting 2022 and elected as the new Chair of the EFC Science & Technology Advisory Committee.

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) [12], MEACTOS (SCC mitigation) [5–8] and FRACTESUS (small sample fracture testing of irradiated RPV steels) [15]. Unfortunately, our Horizon Europe project proposal on exploring the SCC initiation behaviour in additively manufactured steels under LWR conditions (POEAM) was not supported by the EU this year. Thus, for the moment only a small in-kind POEAM round robin SCC test program

with additively manufactured steels will be performed in 2023.

Within a contract project with EPRI, PSI is supporting an international project of EPRI to develop SCC disposition lines for Alloy 82 in BWR/NWC and HWC environment. More than 780 SCC crack growth rate data on various Alloy 82 weld metals in BWR environment were collected, screened and ranked in a very thorough process. SCC disposition curves for as-welded and PWHT Alloy 82 and BWR/NWC (Figure 3) and HWC environment were developed this year [13]. Currently the underlying final report (BWRVIP report) is in the final review process and still scheduled for 2022. Individual submission of the proposal to national Code Bodies (JSME/NRA, ASME BPV) is envisaged for 2023.

We also supported an international scientific advisory review on the very recent SCC incidents in SS piping in the French PWR fleet (Hans-Peter Seifert) as well as a scientific review of the material ageing research program of the French TSO IRSN (Philippe Spätig). 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.

6. Assessment of 2022 and Perspectives for 2023

6.1 Assessment of 2022

In spite of COVID-19 and various personnel issues, the overwhelming part of the project

goals and milestones for the first two project years [3] have been achieved and the project is thus on track. All planned SCC tests in the PhD project of A. Treichel in sub-project-I were performed and analysed with reduced characterization efforts. Only the new activity in sub-project-I is delayed due to recruitment issues for the Post-Doc position and the specific activity requires a cost-neutral prolongation for 18 months, eventually as a part of the LEAD-II follow-up program. The small number of investigations with the irradiated samples in sub-project-II in our hotlab, which were foreseen to be finished in 2022, are delayed for various reasons, but will be performed in 2023 by one of our Post-Docs. 11 project-related reports, journal and conference publications were generated in 2022. 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 development of new SCC disposition lines for Alloy 82 is a current example.

6.2 Perspectives for 2023

The project and related international projects INEFA-SCALE and FRACTESUS are on track and can continue as planned beyond the end of LEAD-II [3]. Major milestones for 2023 are the first SCC and long-term corrosion tests with cavitation peened Alloy 182 specimens in the frame of sub-project-I, as well as the SCC and fracture mechanics tests with the irradiated RPV steel in our hotlab in sub-project-II. The overwhelming part of activities of LEAD-II can be finished as originally planned until the project end in 2023. Possible new topics besides the continuing activities for a follow-up project of LEAD-II will be identified in close interactions with ENSI in the course of 2023. These could for example include emerging issues that are related to the recent SCC incidents in the French PWRs.

7. Publications

In total, 4 journal [8, 16–18] and 5 conference papers [5–7, 9, 10] were published in 2022.

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 Händen 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. Vankeerberghen et al.**, “Effects of Surface Finish and LWR Environment on Environmentally-Assisted Crack Initiation in Alloy 182”, 20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Snowmass Village, Colorado, USA, July 17–21, 2022.
- [6] **S. Ritter et al.**, “Effect of surface machining on the environmentally-assisted cracking of Alloy 182 and 316L stainless steel in light water reactor environments – results of the collaborative project ME-ACTOS”, EUROCORR 2022, Berlin, Germany, 28 August – 1 September 2022.
- [7] **M. Zimina et al.**, “Effect of surface treatment on environmentally-assisted crack initiation threshold of cold-worked type 316L in LWR environments”, FONTEVRAUD 10, 2022, Avignon, France, September 19 – 21 2022.
- [8] **Z. Que et al.**, Corrosion Engineering, Science and Technology 57 (2022) 474–485.

- [9] **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.
- [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] **Z. Que**, “High-Temperature Water Effects on the Fracture Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels”, EPFL PhD Thesis No. 9391, 2019.
- [12] EU-H2020/EURATOM Project Proposal “INCEFA-SCALE – INcreasing safety in NPPs by Covering gaps in Environmental Fatigue Assessment – focusing on gaps between laboratory data and component SCALE”, HORIZON2020-NFRP-01-2019/20, Grant Agreement N° 945300, <https://incefascale.unican.es/>.
- [13] **P.L. Andresen et al.**, “Proposed crack growth rate disposition curves for stress corrosion cracking of Alloy 82 in BWR environments”, 20th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems, Snowmass Village, Colorado, USA, July 17–21, 2022.
- [14] **H.P. Seifert**, “Review der aktualisierten Fassung des KATAM vom 9.12.2021”, PSI-TM-46-22-04, 15.06.2022.
- [15] EU-H2020/EURATOM Project Proposal “Fracture mechanics testing of irradiated RPV steels by means of sub sized specimens”, HORIZON2020-NFRP-2019-2020-04, October 2019, <https://fractesus-h2020.eu/>.
- [16] **Z. Que et al.**, Materials Letters, 308, 131269.
- [17] **S. Ritter, H.-P. Seifert**, Corros. Mater. Degrad. 3 (2022) 178–191.
- [18] **R. Bender et al.**, Mater. Corros. (2022) 1–22.

ZINC

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

Author and Co-author(s): S. Ritter, K. Chen, A. Mackiewicz, H.P. Seifert
Institution: Paul Scherrer Institut
Address: Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address: +41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch
 www.psi.ch and www.psi.ch/lnm
Duration of the Project: October 1, 2019 to March 31, 2023

Abstract

In the context of long-term operation, some of the major concerns of the Swiss (and international) boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) fleet are stress corrosion cracking (SCC) and irradiation-assisted SCC. Zinc (Zn), even added in small amounts to the reactor coolant system, has proven to be an effective method for lowering shut-down dose rates in light water reactors (LWRs). Few investigations have indicated that Zn injection 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 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 under-

stood. Due to Zn application in Swiss reactors, it is of utmost importance to explore in depth the possible impact of Zn on the SCC behaviour to benefit from potential mitigation effects. Therefore, the ZINC project was initiated.

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

Coupons have been exposed to Zn-containing and Zn-free high-temperature water and the oxide films have been studied, showing a thinner but more compact oxide scale after Zn injection. Furthermore, systematic series of accelerated SCC initiation tests, as well as combined slow rising load-constant load tests with compact tension specimens in BWR and PWR environments with and without Zn injection have been conducted. Both type of tests revealed a clear SCC mitigation effect of the Zn water chemistry.

1. Introduction

Stress corrosion cracking (SCC) of Alloy 182/82, as well as (irradiation-assisted) SCC of reactor internals made out of stainless steel are some of the biggest concerns in the context of long-term operation of the international and Swiss light water reactor (LWR) fleet [1]. Zinc (Zn), even added in very small amounts to the reactor coolant system, has proven to be an effective method for lowering shut-down dose rates in both boiling (BWRs) and

pressurized water reactors (PWRs) [2]. Moreover, sparse investigations have indicated that Zn injection might also have a positive effect on minimising the environmental degradation of structural materials [3, 4]. It might result from Zn ions substituting Ni or Fe in the tetrahedral sites of the spinel structures, e.g. Fe_3O_4 . From a thermodynamic point of view the Zn-rich spinels create more stable and seemingly more protective oxide films. Some investigations showed the effectiveness of Zn injection on mitigation of SCC initiation in steam generator tubes (Alloy 600, used in PWRs) [5, 6]. However, the effect of Zn injection on the SCC initiation and propagation for various kinds of materials is poorly studied. Because Zn injection is applied in many reactors worldwide, as well as in Switzerland, it is of utmost importance that the possible impact of Zn on the SCC behaviour is explored in more detail to benefit from the potential mitigation effects.

The current report briefly describes the project's content and objectives, as well as the work performed during the third project year. It also gives a preview on some selected results.

2. Structure and goals of the ZINC project

The ZINC project builds upon previous experience and experimental setups developed during the former ENSI-PSI projects (e.g., NORA, SAFE and LEAD). The project tasks, listed in Table 1, are covered by a project leader, Post-Doc and PhD-student. Scientific specialists and technical staff of the BTS Group and other groups (Laboratory for Nuclear Materials (LNM) and Department Hot Laboratory (AHL) from the Nuclear Energy and Safety Research Division (NES) at PSI) support the "core team".

The general objective of the current project is the detailed and systematic investigation

of the SCC behaviour of structural materials in Zn-containing water for validation of this technique and for studying the mechanisms behind this phenomenon. The special emphasis of this project is placed on examining the SCC initiation threshold stress and SCC growth rates of a Ni-based weld metal Alloy 182 and cold-worked (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 will be characterised. The final objective is making progress on the quantification of the potential positive effects on SCC mitigation via Zn injection and on revealing insights on the underlying mechanisms.

The project supports the safe long-term operation 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 [7]. In addition, the project represents a cross-cutting activity which contributes to the work of several areas at the ENSI.

In the course of the SAFE, LEAD and NORA projects, facilities for performing sophisticated SCC, water chemistry and solution injection experiments, as well as oxide film and crack analytics have already been developed and qualified. Nevertheless, some facilities have been refurbished and new components added, but the ZINC project could still profit from the existing infrastructure and did not need to start from scratch.

In the third project year, the accelerated SCC initiation test series in BWR-hydrogen water chemistry (HWC) and PWR environments has been completed and several long-term

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

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

crack initiation and crack growth tests with compact tension (CT) specimens have been performed. The characterization of the oxide films was another focus during 2022 and a test series investigating the repassivation behaviour ("scratch tests") has been started. Furthermore a master student from Taiwan has been trained in the framework of the ZINC project. In the following Section a small selection of results are presented very briefly.

3. Results from experimental work

3.1 Materials and experimental procedure

3.1.1 Materials and specimens

A Ni-base weld metal Alloy 182 and stainless steel type AISI 316L were selected for the experimental investigations. The chemical composition of both materials is shown in Table 2. In order to increase the SCC susceptibility of the stainless steel, 20% thickness reduction by one-time forging at room temperature in air (20% CW) was applied. Coupons (13×10×4 mm³) were machined out of both materials. Two different surface conditions of the coupons were prepared prior to the exposure tests. One surface was ground with 180-grit SiC paper, to replicate some kind of an as-received surface condition of industrial components and the other surface was ground up to 1 μm, followed by OPS solution (0.02 μm) polishing. For the SCC initiation tests, flat tapered tensile (FTT) specimens were prepared in the orientation, which corresponds to the one most prone to cracking for both materials. The FTT specimens were ground by 180-grit SiC pa-

per on both sides and carefully cleaned prior to the tests. For the combined slow rising load (SRL)-constant load (CL) tensile tests CT specimens with a blunt notch (not pre-cracked) were produced from both materials. The specimen geometry, as well as more details on the test techniques, can be found in our previous work [8, 9].

3.1.2 Experimental procedure

The experiments were carried out in stainless steel autoclaves with integrated loading system. A constant water flow through the autoclave was provided by refreshing high-temperature water loops, which simulate BWR-HWC or PWR primary water conditions. Table 3 shows the parameters of the two test environments. All environmental parameters, including dissolved hydrogen (DH), conductivity, temperature, flow rate, electrochemical corrosion potential (ECP), etc., were carefully controlled and continuously recorded during the tests to sustain the target environmental conditions.

In order to study the effect of Zn injection on the corrosion and SCC initiation behaviour, tests were performed with Zn-free high-temperature water as reference and with 15 or 40 ppb Zn dosing. Concentrated Zn acetate solution was injected into the feedwater flow to achieve the target Zn concentration.

For the exposure tests, coupons were inserted into the autoclave and exposed to the high-temperature water (BWR-HWC or PWR conditions, with or without Zn) for approx. two weeks. To systematically study the SCC initiation behaviour in a reasonable time-frame an accelerated type of test has

Material	Fe	C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	Nb	N
Alloy 182	5.46	0.027	0.58	6.19	69.10	15.90	0.172	2.36	0.0240
AISI 316L	Bal.	0.021	0.25	1.90	11.30	16.70	2.10	-	0.0175

Table 2:
Chemical composition of the Ni-base weld metal Alloy 182 and the 20% CW AISI 316L stainless steel (in wt.-%).

Environment	Temperature [°C]	Pressure [bar]	DH [ppb]	Redox potential [mV _{SHE}]	B / Li [ppm]	pH _T	Zn [ppb]
BWR-HWC	274	90	253	-534	-/-	5.63	0 or 15 or 40
PWR	320	130	830	-813	600/2.25	7.46	0 or 15 or 40

Table 3:
Parameters of the two test environments.

been used, i.e. constant extension rate tensile (CERT) tests with FTT specimens. The CERT tests were performed at a nominal strain rate of $5 \cdot 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ for the Alloy 182 and $1.3 \cdot 10^{-7} \text{ s}^{-1}$ for the 20% CW 316L under BWR-HWC or PWR conditions with or without Zn injection. This type of accelerated SCC initiation testing has been developed and optimized in the framework of a NUGENIA and 7th EU Framework project (“MICRIN/MICRIN+”) and a good introduction into the testing technique can be found elsewhere [10]. To explore the SCC initiation and short crack growth behaviour under more “realistic” (loading) conditions, combined SRL-CL tensile tests with CT specimens, instrumented with in-situ crack length monitoring, were performed in both environments (with and without Zn injection). More details on the testing technique can be found in [9].

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 with and without Zn treatment. The initiated cracks on the surfaces of the FTT specimens were carefully characterized by SEM to ob-

tain the surface crack distributions. The last intergranular (IG) SCC crack along the gauge section towards the wider end was searched on both sides for the stress threshold determination for SCC initiation (see [10] for more details on the procedure). In order to reach a higher confidence level for each test condition set, two tensile tests were performed, thus obtaining four test results. The CT specimens were opened after the SRL-CL tests and the cracks were investigated and crack length was measured by SEM.

3.2 Selected results

3.2.1 Exposure tests with coupons

The coupons made of Alloy 182 and 20% CW 316L stainless steel were exposed to BWR-HWC and PWR environments without, with 15 or 40 ppb Zn for about two weeks. In all cases a clear difference in the surface oxide film morphology could be observed between the Zn-treated and Zn-free surfaces. Less and smaller oxide crystals were formed for the Zn-treated surfaces in both environments, regardless of the surface condition. Figure 1 shows the results of the thickness measurements of the inner oxide film on the

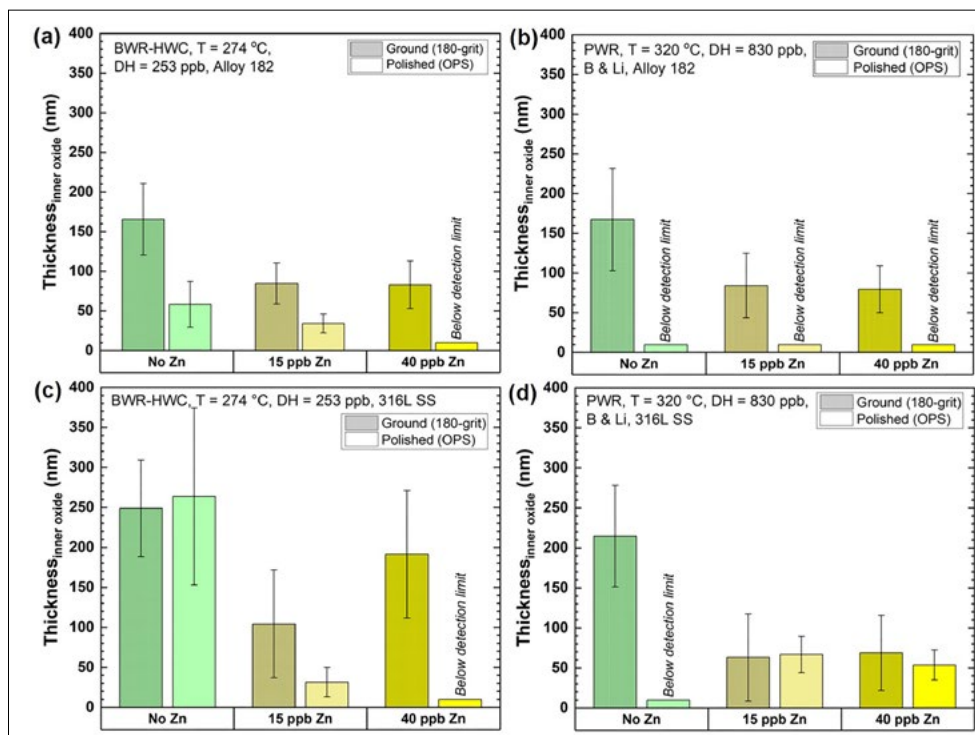


Figure 1: Comparison of the inner oxide layer thickness of Alloy 182 (a, b) and 20% CW 316L (c, d) stainless steel after exposure to BWR-HWC (a, c) or PWR (b, d) environments without or with Zn treatment for approx. two weeks.

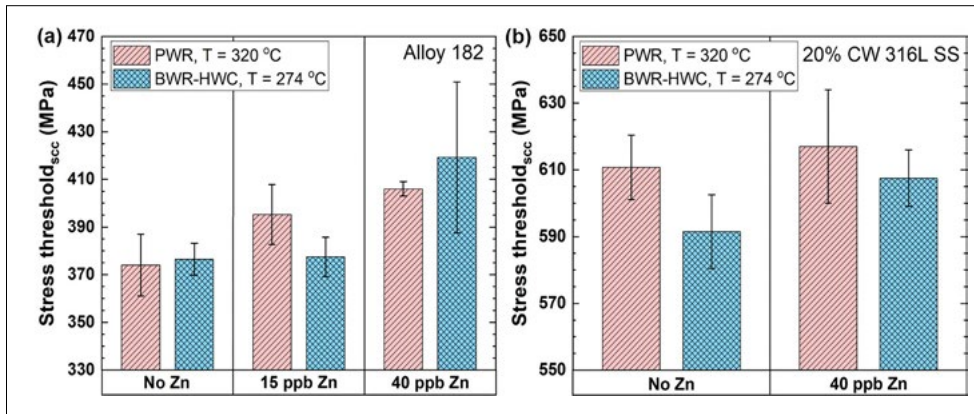


Figure 2: Summary of the stress thresholds for SCC initiation of Alloy 182 weld metal (a) and 20% CW 316L stainless steel (b) in PWR and BWR-HWC environments without, with 15 or 40 ppb Zn injection.

Alloy 182 and CW 316L stainless steel, respectively. For both materials and environmental conditions a clear decrease of the oxide film thickness was observed on the coupons exposed to 15 or 40 ppb Zn containing high-temperature water. This is a clear indication that in the presence of Zn a thinner, but more dense and compact oxide scale seems to be formed, which possibly results in a better protection against SCC. Further oxide film studies (mostly with the Alloy 182 specimens) are ongoing and planned (e.g., Raman spectroscopy, X-ray photoelectron spectroscopy, electron dispersive spectroscopy, electrochemical impedance spectroscopy) to reveal the effect of Zn injection on the oxide film properties and composition.

3.2.2 Accelerated SCC initiation tests with FTT specimens

Figure 2 summarizes the stress thresholds for SCC initiation of Alloy 182 and 20% CW 316L stainless steel in PWR and BWR-HWC environments without Zn, with 15 or 40 ppb Zn addition.

For Alloy 182, higher stress thresholds were observed with 40 ppb Zn injection in both, BWR-HWC and PWR environments (Figure 2a). This means a lower SCC initiation susceptibility, thus indicating a clear mitigation effect by the Zn water chemistry. For the tests with 15 ppb Zn content in the high-temperature water the stress threshold was increased only in PWR environment. But this does not necessarily mean that there is no SCC mitigation effect at 15 ppb Zn in BWR environment.

The CERT test is a very accelerated method, which imposes massive plastic straining in the specimen's gauge section and it may overlook part of the time-based corrosion effects and hide some of the Zn mitigation effects. Therefore also tests with CT specimens were performed (see Section 3.2.3).

Compared to the Alloy 182, the stress thresholds for SCC initiation of the 20% CW 316L stainless steel are much higher (close to the ultimate tensile strength), suggesting a generally higher SCC resistance, despite of the CW condition (Figure 2b). Otherwise, similar trends with higher stress thresholds for the Zn-free vs. Zn-containing (40 ppb) conditions were observed for the BWR-HWC and PWR conditions, although to a lesser extent. Detailed investigations of the cracking characteristics on the surfaces of the FTT specimens (e.g., crack length density) mostly confirmed the observations described above.

3.2.3 SCC initiation and short crack growth tests with CT specimens

From the SRL-CL tests with CT specimens primarily two values are evaluated and compared to reveal the SCC initiation and early crack growth behaviour at the different Zn contents: the stress intensity factor K_I when the crack initiates (during the SRL phase) and the (short) crack growth rate (CGR) after initiation (during the remaining SRL and following CL phases).

The results for Alloy 182 are summarised in Figure 3 for PWR and in Figure 4 for BWR-HWC conditions. In PWR environment the

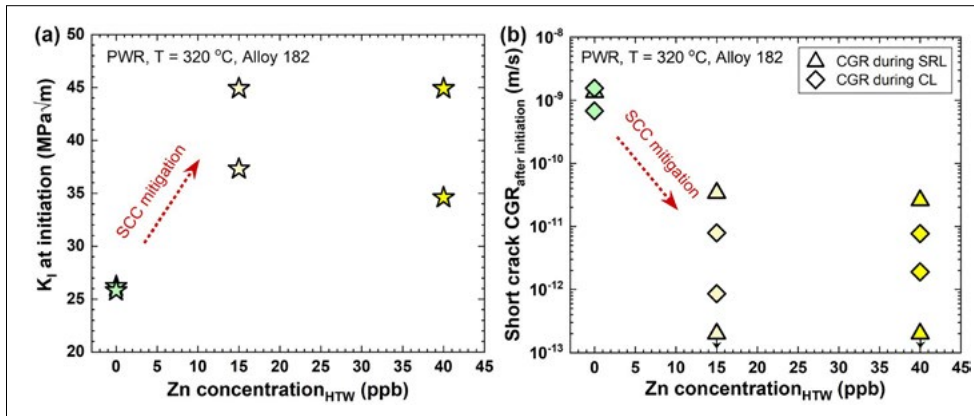


Figure 3: Summary of the K_I at initiation (a) and short crack CGRs (b) after initiation of the Alloy 182 in PWR environment with different high-temperature water Zn concentrations.

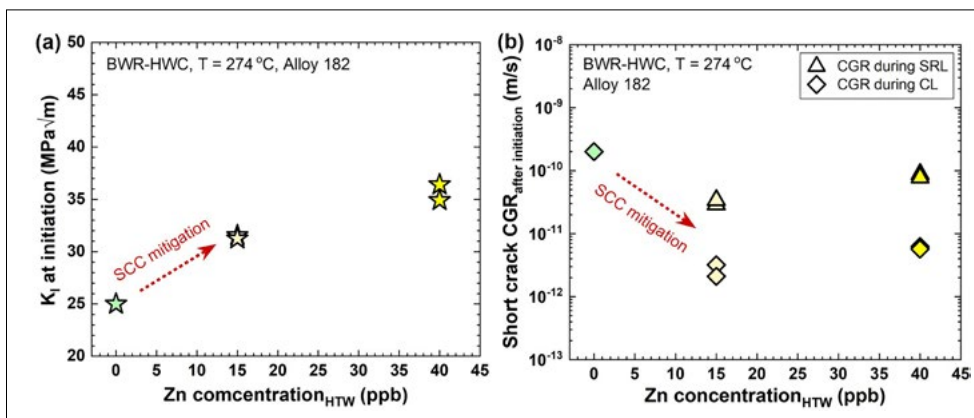


Figure 4: Summary of the K_I at initiation (a) and short crack CGRs (b) after initiation of the Alloy 182 in BWR-HWC environment with different high-temperature water Zn concentrations.

K_I at initiation clearly increased already at 15 ppb Zn content in the high-temperature water and the CGRs decreased by one to three orders of magnitudes. Under BWR-HWC condition the extent of the K_I increase and CGR decrease is somewhat smaller, but still obvious and rather impressive. Therefore, the SCC mitigation capabilities of the Zn water chemistry derived from the CERT tests could be confirmed by the more “realistic” SRL-CL tests. Nevertheless, more tests are needed, especially with even lower Zn concentrations to verify this behaviour (plant reactor water Zn concentrations are usually in the range of 5 to 10 ppb; up to 15 ppb in some cases).

During the SRL-CL tests with the 20% CW 316L stainless steel CT specimens neither in PWR nor in BWR-HWC environment SCC initiation could be detected and therefore a potential mitigation by Zn water chemistry could not be proven by these type of experiments. This is related to the low SCC suscep-

tibility of this steel (even after CW) in reducing high-temperature water. But from the oxide film investigations and from the more aggressive CERT tests, SCC mitigation by Zn water chemistry is generally expected also with the 316L stainless steel.

4. National collaborations

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

5. International collaborations

The involved groups and scientists at PSI are very well integrated in international research projects, networks and communities [e.g., International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Structural Materials (ICG-EAC, <http://www.icg-eac.org/>), S. Ritter is acting as Scientific Secretary and Webmaster), European Co-operative Group on Corrosion Monitoring of Nuclear Materials (ECG-COMON, <http://www.ecg-comon.org/>), S. Ritter is acting as Executive Committee member and Webmaster), Working Party 4 “Nuclear Corrosion” of the European Federation of Corrosion (EFC, <http://www.efcweb.org/>), S. Ritter is Chair of the Working Party 4 and was elected as 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). The project leader was also involved in the Horizon 2020 EU project MEACTOS (September 2017 until February 2022, <http://www.meactos.eu>) dealing with mitigation of SCC initiation. Finally, the Post-Doc (K. Chen) participated in the EU Horizon 2020 Marie Skłodowska-Curie Programme “PSI-FELLOW-III-3i” (<https://www.psi.ch/en/psi-fellow>).

6. Assessment of 2022 and perspectives for 2023

6.1 Assessment of 2022

During the third project year, the major part of the systematic exposure and SCC initiation tests with and without Zn injection have been completed and the focus was on the SCC initiation and growth tests with CT specimens. The experimental facility for the re-passivation/scratch tests has been implemented and the first test series without Zn injection have been conducted. Several methods to characterize the oxide film prop-

erties have been selected and the analysis of the exposed and tested specimens has made progress with a focus on SEM, EDS, Raman spectroscopy and electrochemical investigations (still ongoing). For the first time since the COVID-19 pandemic, international conferences and meetings could be attended again in-person (e.g., ICG-EAC Meeting 2022, Conference on Environmental Degradation 2022, EUROCORR 2022 and Fontevraud 10) and at the EUROCORR 2022 Adrianna Mackiewicz won a prize for the best nuclear corrosion-related poster (for the second time in a row). The fourth and fifth semi-annual project meetings were held on April 1 and October 21 and the annual ENSI-PSI project presentation meeting on December 2. A master student had a three month internship at PSI evaluating tested tensile specimens and developed a set-up for electrochemical measurements. Therefore it can be concluded, that the major goals and milestones of the third project year were not only achieved, but even exceeded.

From the predecessor project NORA-III, results have been presented at an European-Chinese webinar (March 15) and at the EPRI BWRVIP Mitigation Committee Meeting (December 5–8, Orlando, USA). Also the final NORA-III project report has been issued.

6.2 Perspectives for 2023

During the last three months of the project the re-passivation/scratch test programme will be finalized and some further SCC initiation and exposure tests with Zn injection will be conducted to fill some small gaps. The characterization of the oxide film and SCC cracks will be continued with a focus on Raman spectroscopy and electrochemical measurements. Furthermore, several journal papers will be published and project results will be presented at the annual ENSI-PSI project presentation event and at several conferences (e.g., ICG-EAC Meeting 2023, May 2023, Canada; EUROCORR 2023, August 2023, Belgium; Nuclear Plant Chemistry Conference 2023, September 2023, France). The final project report will be prepared and the final project meeting will be organised in April 2023.

Finally, a proposal for a follow-up project will be submitted in January 2023.

7. Publications

In 2022, conferences could be attended again after the pandemic “break”. Please note that three journal papers are submitted at the end of 2022 and early 2023 and that publications from the predecessor project NORA-III are also included here.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Virtanen, “Microstructural Characterization of Alloy 182 Weld Metal in the Context of Its Stress Corrosion Cracking Behavior in LWR Zinc Water Chemistry”, In: **Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials**, ICG-EAC, N.P.O., Tampere, Finland, May 29-June 3, 2022.

■ K. Chen, A. Mackiewicz, S. Ritter, P.V. Grundler, S. Virtanen, and H.P. Seifert, “Effect of Zinc Injection on Mitigating the Stress Corrosion Cracking of Structural Materials in Light Water Reactor Primary Water”, In: **Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials**, ICG-EAC, N.P.O., Tampere, Finland, May 29-June 3, 2022.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Virtanen, “Microstructural Characterization of Alloy 182 Weld Metal in the Context of Its Stress Corrosion Cracking Behavior in LWR Zinc Water Chemistry”, In: **20th Int. Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Systems – Water Reactors**, AMPP-NACE, Snowmass Village, CO, USA, July 17–21, 2022.

■ K. Chen, A. Mackiewicz, S. Ritter, P.V. Grundler, and H.P. Seifert, “Effect of Zinc Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking of Structural Materials in LWR Primary Water”, In: **EUROCORR 2022**, EFC, Berlin, Germany, August 28–September 1, 2022.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Virtanen, “Microstructural Investigation of Oxide Films on Alloy 182 Weld Metal Formed under BWR Zinc Water Chemistry”, In: **EUROCORR 2022**, EFC, Berlin, Germany, August 28–September 1, 2022.

■ S. Ritter, P.V. Grundler and S. Rowthu, “Noble Metal Deposition Behaviour in Boiling Water Reactors - Final Report of the NORA-III Project”, In: **PSI TM**, Report TM-46-22-02, Villigen, Switzerland, March 2022.

■ S. Ritter, “Mitigation of Stress Corrosion Cracking in Boiling Water Reactors: A Decade of Research on Noble Metal Chemical Addition”, In: **Int. Corrosion Protection and Application Webinar Series**, EFC (Brussels, Belgium) and Surface Technology Editorial Department (Chongqing, China), Online, March 15, 2022.

8. References

- [1] S. Ritter (Ed.), “Nuclear Corrosion: Research, Progress and Challenges”, EFC Publications No. 69, Woodhead Publishing, UK, ISBN: 978-0-12-823719-9, 2020, <https://doi.org/10.1016/C2019-0-05522-7>.
- [2] G. Romeo, “Oxidation and Radiation Buildup on Stainless Steel Components of Boiling Water Reactors”, **Nuclear Technology**, 1983, 63(1), 110–120, <https://doi.org/10.13182/NT83-A33307>.
- [3] D.-S. Lim, S.-H. Jeon, B.J. Bae, J. Choi, K.M. Song, and D.H. Hur, “Effect of Zinc Addition Scenarios on General Corrosion of Alloy 690 in Borated and Lithiated Water at 330°C”, **Corrosion Science**, 2021, **189**.
- [4] H.-S. Kim, H.B. Lee, J. Chen, C. Jang, T.S. Kim, G.L. Stevens, and K. Ahluwalia, “Effect of Zinc on the Environmentally-Assisted Fatigue Behavior of 316 Stainless Steels in Simulated PWR Primary Environment”, **Corrosion Science**, 2019, **151**, 97–107, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0010938X18318353>.
- [5] K. 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.
- [6] M.G. Angell, S.J. Allan and G.P. Airey, “The Effect of Primary Coolant Zinc Additions on the SCC Behaviour of Alloy 600 and 690”, In: **9th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors**, TMS, 1999.

- [7] "Forschungsstrategie Des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats Ensi", In: **ENSI Report**, Report ENSI, Brugg, Switzerland, June 2013.
- [8] J. Bai, S. Ritter, H.-P. Seifert, and S. Virtanen, "Using Tapered Specimens to Study the Effect of Hydrogen and Surface Finish on SCC Initiation in Alloy 182 under Boiling Water Reactor Conditions", **Corrosion Engineering, Science and Technology**, 2017, **52**(8), 558–566, <http://dx.doi.org/10.1080/1478422X.2017.1340245>.
- [9] J. Bai, S. Ritter, H.-P. Seifert, and S. Virtanen, "Stress Corrosion Cracking Initiation and Short Crack Growth Behaviour in Alloy 182 Weld Metal under Simulated Boiling Water Reactor Hydrogen Water Chemistry Conditions", **Corrosion Science**, 2018, **131**, 208–222, <http://www.sciencedirect.com/science/article/pii/S0010938X17302391>.
- [10] R.-W. Bosch et al., "Stress Corrosion Crack Initiation Testing with Tapered Specimens in High-Temperature Water – Results of a Collaborative Research Project", **Corrosion Engineering, Science and Technology**, 2020, **56**(2), 103–118, <https://doi.org/10.1080/1478422X.2020.1815460>.

PROACTIV-II

Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants

Author and Co-author(s): K. Freytag,
Ph. Spätig, D. Mora

Institution: Paul Scherrer Institute

Address: Paul Scherrer Institute,
5232 Villigen PSI, Switzerland

Phone, E-mail, Internet address:
+41 56 310 4137, koen.freytag@psi.ch,
www.psi.ch/lnm

Duration of 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, using various sub-sized specimens in fracture toughness experiments, it was found, as expected, that the absolute reference temperatures of the ductile-to-brittle transition depend on the inhomogeneity of reactor pressure vessel steels and on the specimen size. However, the inhomogeneity shift of the reference temperature is dependent on the specimen size, which is postulated to stem from complex constraint losses currently under investigations. In SP-II, the thermal shock facility for the validation of the numerical PTS simulations was constructed, and first thermal shock experiments were

carried out successfully, allowing the observation of crack initiation, growth and arrest. In SP-III, the parameter setup for a reference simulation using the xLPR probabilistic software was completed, and first simulations with a literature-based value distribution for the welding residual stress were completed.

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 main objective of this doctoral project is to separate and quantify the specimen size and macroscopic inhomogeneity effects on brittle fracture toughness of RPV steels using sub-sized specimens. In this context, the macroscopic inhomogeneity has to be understood as a spatial variation of the brittleness in a plate or large component. It has been shown that inhomogeneity and specimen size are factors that significantly affect the fracture behavior in the ductile-brittle transition, in particular the amplitude of the scatter. In situations where small amount of material is available for testing, typically when dealing with irradiated material, it is basically impossible to test a large number of big specimens to avoid constraint loss to minimize the specimen size effect and to make reliable statistics to detect material inhomogeneity. Therefore, appropriate methods need to be robust to take into account

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:
Titles and Efforts for
the 3 Sub-Projects.

Year	2022			
Quartile	1	2	3	4
Testing phase 1: T_0 determination with sub-sized C(T) specimens on two different JRQ plate locations (surface and middle)				
Microstructural characterization at the selected plate locations				
Definition of testing phase 2				
Testing phase 2 (multi-modal MC analysis)				
Finite element modeling in support of experiment design and results analysis				

Table 2:
2022 Time Schedule &
Milestones for SP-1.

the specimen size effect on the scatter prior assessing the material inhomogeneity.

Milestones 2022:

- Testing phase 1: bimodal Master-Curve numerical and analytical evaluation of sub-sized specimens.
- 3D finite element simulations of C(T) specimens
- Definition of testing phase 2

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 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 (Task 1), previous simulations showing that these do not interact with each other. Tests will be carried out in the test facility completed in the first semester of 2022. Goal of the first tests is to check out the operability of the facility and to detect eventual malfunctioning of components. The first tests on samples having notches are intended to show whether the artificially aged material 17MoV84 reaches the brittleness required to initiate, grow and arrest the pre-cracks (Task 2). In Task 3, features of the cracks will be investigated on tested samples. An extensive experimental campaign will be done in the subsequent tasks of this subproject to obtain the data needed for the validation of the XFEM simulations, and to gain a statistically relevant data set of the stochastic fracture process in embrittled RPV steel.

Year	2022			
Quartile	1	2	3	4
Samples manufacturing				
Thermal shock experiment on mock-ups (one crack or multiple cracks)				
Investigation on the tested samples				

Table 3:
2022 Time Schedule & Milestones for SP-2.

Year	2022			
Quartile	1	2	3	4
Parametrization of Reference Simulation				
Sensitivity Study with WRS Focus				

Table 4:
2022 Time Schedule & Milestones for SP-3.

Milestones 2022:

- Samples preparation for thermos-shock experiments
- first experiments on mock-ups and characterization 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 systems 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. In order to do so PSI will propose sets of input variables and present them to ENSI for checking before running extended simulations.

xLPR has a broad capability allowing the study of many different aspects of operational plant safety. In a first project phase, after setting up a simulation that represents

Swiss plant conditions, a sensitivity study will be performed, with focus on the WRS and the material descriptions that are of relevance to WRS. Depending on the outcome of this phase, it is to be decided which other aspects are to be studied in a second phase of the project.

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 2022 task 1 and 50 % of task 2 constitute the planned work. Task 1 concerns the parametrization of a reference simulation. PSI has determined a first parametrization, which was discussed and agreed on with ENSI in due time in August. Task 2 consists of a sensitivity study with WRS focus, the progress in this task is on-going and is expected to be finished in due time as planned. In this task the influence of epistemic uncertainty of the welding residual stresses and the relevant material parameters on the fitness of the component selected in task 1 is to be analyzed, using WRS magnitudes and distributions based on estimates derived from existing reports and scientific literature.

Milestone 1.10.2022:

Reference simulation parametrized

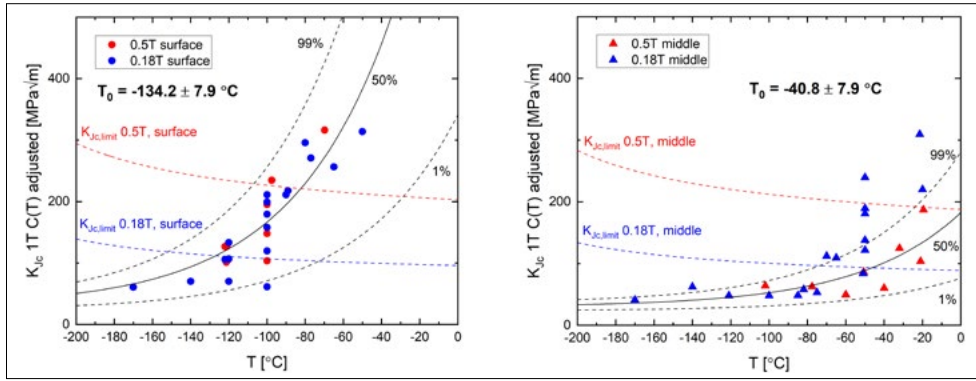


Figure 1:
(Left) Toughness data with Master-Curve for the surface plate;
(Right) Toughness data with Master-Curve for the middle plate.

Work carried out and results obtained

SP-I

The Japanese Reference Quality (JRQ) steel presents a strong toughness inhomogeneity. It is manifested by a plate thickness dependence of the reference temperature T_0 , where T_0 indexes the median toughness-temperature curve of 1T-specimens, referred as to the Master-Curve (MC), on the temperature scale at $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$, which is written as:

$$K_{Jc,median,1T} = 30 + 70 \exp(0.019(T - T_0)) \quad (1)$$

Compact tension (C(T)) specimens of three sizes, 0.09T, 0.18T and 0.5T, and tensile specimens were extracted from two different depth locations of the reference JRQ plate, namely at the middle of the plate and close to the surface. Tensile and fracture tests were performed to characterize the respective mechanical properties at these two locations. T_0 was determined according to the recommendation of the standard ASTM-E1921. So, the measured toughness data $K_{Jc,m}$ of the sub-sized specimens were first adjusted to 1T specimen size according to the following

$$K_{Jc,1T-adjusted} = 20 + \left(K_{Jc,m} - 20 \right) \left(\frac{B_m}{B_{1T}} \right)^{0.25} \quad (2)$$

Furthermore, to minimize constraint loss issue, T_0 was determined with the large 0.5T C(T) specimen data obtained below the $K_{Jc,limit}$. It, 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. T_0 so determined were -134.2°C and -40.8°C for the surface and mid-

dle plates respectively. The difference in T_0 (93.4°C) is clearly large enough to consider the material as being macroscopically inhomogeneous. In addition, the homogeneity screening procedure indicated that the two datasets as such can be reasonably considered to be representative of a material that is macroscopically homogeneous. Figure 1 shows all 1T-adjusted toughness data of 0.5T and 0.18T C(T) specimens from the surface and middle plates.

Notably, a large amount of data of the middle plate lies well above the 99% failure bound due to constraint loss. We also mentioned that for the middle plate most of the 0.18T C(T) data above -100°C and beyond are above the 50% curve, which is also an indication that constraint loss occurred. Since one of the objectives is to define a method to detect macroscopic inhomogeneity in the fracture behavior using small specimens, the temperature dependence of the 0.18T C(T) data was analyzed without any consideration on constraint loss correction on the measured toughness. However, the statistical adjustment associated with the crack front length was maintained. The 0.18T C(T) measured toughness-temperature behavior of the two data sets was optimally fitted with an exponential function with temperature, similar to that of the standard MC (Eq. (1)). However, to take into account the constraint loss on the shape of the toughness-temperature curve, the parameter in the exponential was increased as well as the pre-exponential factor. Furthermore, a new reference temperature $T_{0,200}$ was defined, which corresponds

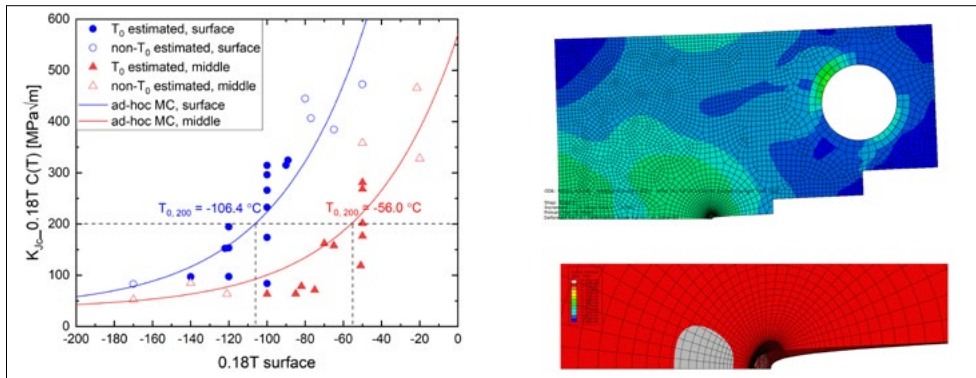


Figure 2:
(Left) Ad-hoc Master-Curve for 0.18T C(T) specimens; (Right) 3D FE model of the C(T) specimens. The grey area indicates the stressed volume encompassing σ^* .

to a median toughness of $200 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ that approximately corresponds to half the measured toughness of the specimen failing at maximum load. Hence, we used the following temperature-toughness equation:

$$K_{Ic,median,0.18T} = 30 + 165 \exp(0.021 * (T - T_{0,200})) \quad (3)$$

which can be regarded as an ad-hoc Master-Curve for 0.18T C(T) specimens. The fits to the data are presented in Figure 2 (left). Note that we have not considered the data of the specimens that failed at a load lower than 90% of maximum load after having passed maximum load. While $\Delta T_{0,200} = 50.4 \text{ }^\circ\text{C}$ is significantly lower than $\Delta T_0 = 93.4 \text{ }^\circ\text{C}$, a clear difference in brittleness is still observed. This difference needs to be clarified in the near future. Several plausible reasons can be invoked. First, even if the 0.5T C(T) data indicate that the material is likely to be homogenous, more testing will be conducted to gain confidence in this conclusion. Second, we found that there is a difference of about 100 MPa in the flow stress between the surface and middle plate (lower flow stress in the middle plate). Therefore, it is expected that the measured toughness is more impact by constraint loss in the 0.5T C(T) middle plate, leading to different variation between T_0 and $T_{0,200}$ in the two plates. In order to gain insight into the constraint loss issue, finite element simulations of 1T C(T) specimens (see Figure 2 (right)) at different temperatures were run to calibrate the local fracture stress σ^* and the stressed volume V^* encompassing opening stresses greater than σ^* . We found that the Master-Curves of the surface and middle plate can be model with the following pairs

of values (2000 MPa , $1 \times 10^8 \text{ } \mu\text{m}^3$ and 1700 MPa , $1 \times 10^8 \text{ } \mu\text{m}^3$) respectively. The lower fracture of the middle plate indicates that larger brittle features (carbide, inclusions...) are located in this region. Simulations and calculations on the 0.18T specimens are in progress to check if this local criterion can explain alone the observed difference between $\Delta T_{0,200}$ and T_0 .

SP-II

The thermal shock (TS) facility entered in operation at PSI, which was designed for heat up, and cool down cylindrical mock-ups to initiate, growth and arrest initial defects on artificially embrittled RPV steel. Figure 3 shows some details of the oven and the injection chamber. Fig. 3(a) displays the oven, which allows heat of the test cylinder up to $300 \text{ }^\circ\text{C}$. Fig. 3(b) presents the holder on which the sample is located and Fig. 3(c) depicts the expected water flow occurring during the injection.

Thermal shock loading without pressure was applied to provoke mode I (opening mode) fracture due to tensile hoop stresses induced by the thermal gradient. Two different geometries of the mock-up were prepared according to the sketch in Figure 4(a). The mock-ups were made of RPV steel 17MoV 8-4 with an artificially (thermally treated material) increased ductile to brittle transition temperature (DBTT) to values similar to a highly-irradiated RPV. Four pre-cracks (axial notches) were introduced to the samples. The experiment simulates a fast cooling at the inner wall surface of the cylinders (from $300 \text{ }^\circ\text{C}$ down to $20 \text{ }^\circ\text{C}$) similar to an emergen-

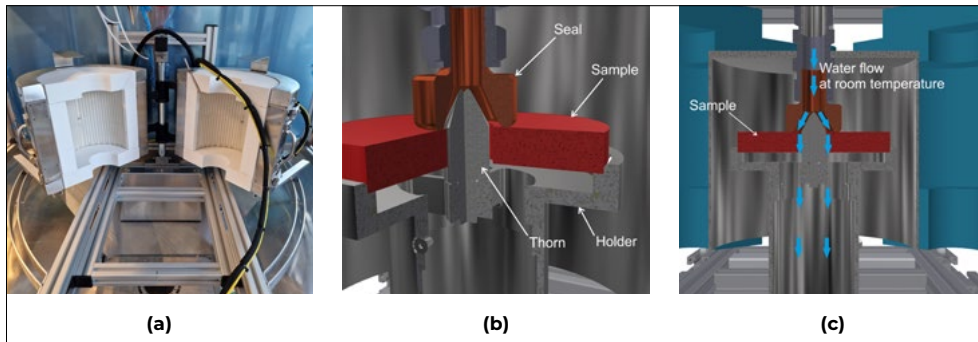


Figure 3: (a) Thermal shock facility at PSI with oven in open position. (b) Interior of the injection chamber with different components. (c) Schematic representation of the water flow during injection (Blue arrows represents the direction of the water injection).

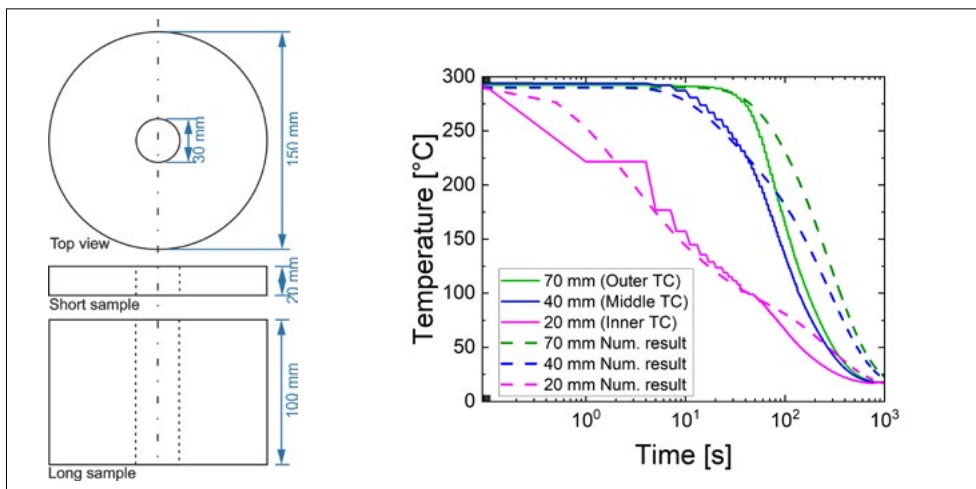


Figure 4: (a) Geometry of the samples used in the thermo-shock experiment. Short sample of 20 mm and long sample of 100 mm. (b) Temperature evolution. Measured and calculated temperatures during the cooling down.

cy cooling due to a loss of coolant accident (LOCA) in an RPV. These conditions represent a rather conservative scenario taking into account that the material is highly embrittled and more than one crack is considered. The measured temperatures (bold line) during the transient in the long sample and their calculated FE temperatures (dashed lines) at the different locations in Fig 4(a) show acceptable agreement. Nevertheless, the cool-down in the experiment measured is slightly faster than calculated, which is probably due to a higher heat transfer coefficient existing in the experiment than in the calculation. As can be observed from the measured temperature at the inner thermocouple (20 mm), there is a change of slope, which is due to a changing heat transfer at the end of the boiling phase. Results in Fig. 4(b) demonstrate that the loading conditions are adequate and that the TS-facility presents proper functioning.

The first TS-experiment was performed on a 20 mm thick, notched specimen and crack growth was observed in all four notches as shown in Fig. 5 (a). Cracks 2 and 3 are displayed in Fig. 5(b) with the corresponding crack depth profiles. The crack profiles show that the crack depth is not uniform having maximum value close the side where the water was injected. These results confirmed that the material can simulate the expected embrittlement and that pre-cracks can propagate and arrest under the stresses generated by the simulated thermo-shock condition. Further experiments together with the results from simulations will enable us to explain the growth and arrest crack processes.

SP-III

The objective of this subproject is to evaluate the application of xLPR in the context of the Swiss nuclear power plants. The first step

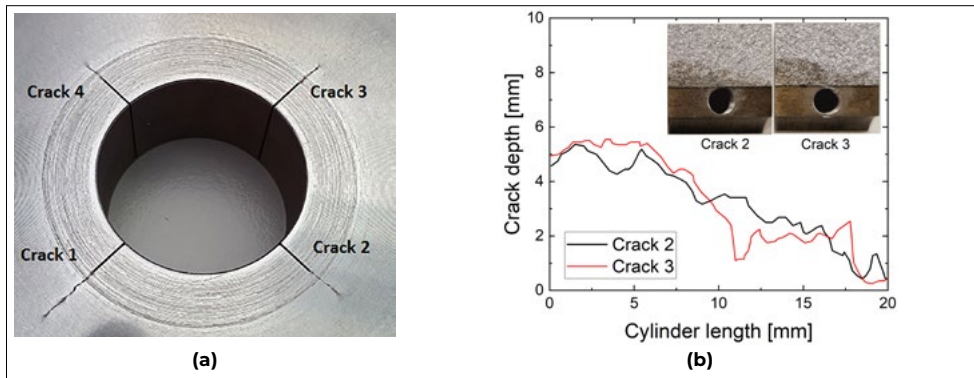


Figure 5:
(a) Crack in the sample after a thermal shock test.
(b) Crack surface.

is to collect the parameter settings for an xLPR reference case that reflects that Swiss context. Once this has been established the focus will be on studying the impact of the welding residual stress distribution on the xLPR prediction. xLPR allows one to analyze a simplified component, namely a welded component consisting of two tubes manufactured of dissimilar metals. This component is submitted to various kinds of loads in an environment that mimics that of a nuclear power plant, based on which xLPR makes a probabilistic prediction of the lifetime of the component, taking into account fatigue and stress corrosion crack initiation and propagation. The reference case is based on the PWR reactor pressure vessel nozzle using parameters taken from an internal report.

The parameters for an xLPR simulation are mostly entered through an Excel Inputs Spreadsheet, which is the primary interface between the user and the global program for any given simulation. It provides dummy values for most of the input parameters, including pipe geometry, material properties, flaw details, operating conditions, loads, inspection, leak detection properties, and mitigation details, as well as uncertainty details for the aforementioned parameters. In addition, the workbook also includes dummy input values for crack initiation, crack growth and transient definitions. **A set of input parameters was proposed and discussed with the experts of ENSI, thereby constituting the reference simulation.** This reference has been kept as simple as possible, only focusing on the minimal set to simulate damage

by crack initiation and propagation, and excluding leak-before-break and inspection considerations. The loading has also been kept simple, for example not including earthquake-based loading. It was agreed these options can be included in a later phase in the project.

The welding residual stresses in the reference simulation are based on a recent publication by Brickstad and Josefson [1], who estimated the WRS for varying numbers of welding passes. Their simulations are performed assuming the absence of post welding heat treatments, in which case early crack initiation and growth is expected. This assumption reduces the computational cost of the probabilistic simulations, which is beneficial to accelerate the initial learning curve in this subproject.

In the reference simulation, the welding residual stresses are constant for all aleatory samples, their values are shown in figure 6. The probabilistic nature of the reference simulation therefore only reflects the uncertainty in the other parameters, such as material properties, geometry and load distributions. In a next step a simulation is performed adding a normally distributed WRS with a given value for its standard deviation. In figure 6 the probabilistic for constant WRS versus one with the standard deviation equal to 50 MPa is shown. This illustrates the substantial impact welding residual stress can have on the occurrence of cracks.

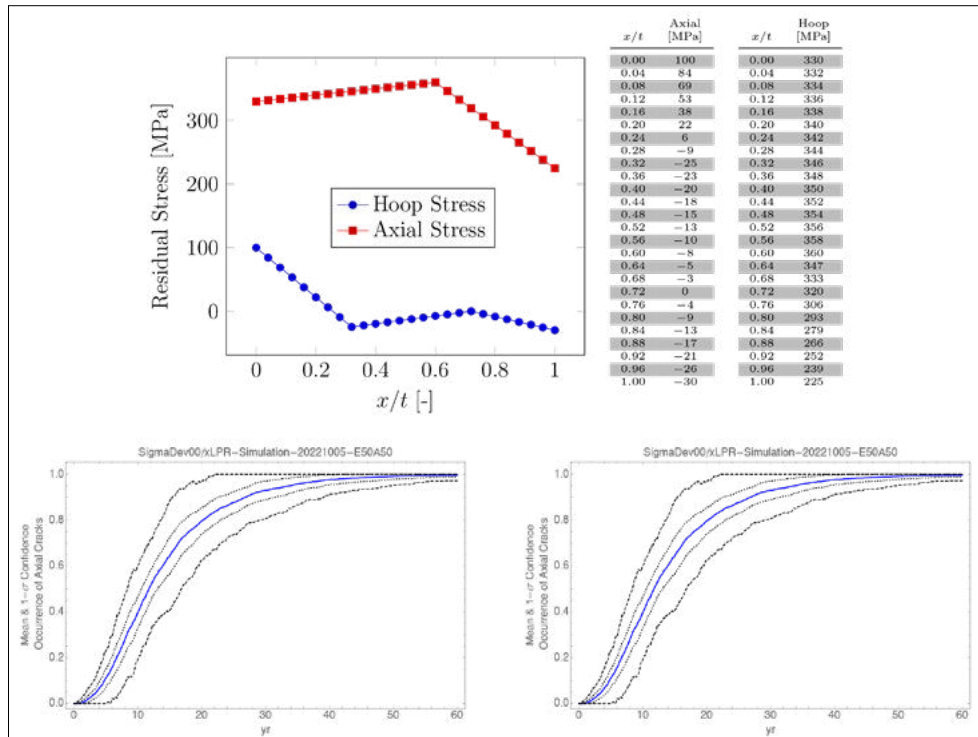


Figure 6: (top) Welding residual stress distributions proposed for the xLPR simulations. Probability of axial crack occurrence (bottom left) for constant WRS, (bottom right) for normally distributed WRS with standard deviation equal to 50 MPa. Dotted line shows 1-sigma, dashed line 3-sigma range.

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 2022 and Perspectives for 2023

SP-I

The testing of phase 1 has been carried out on two plates of JRQ steels with different reference temperatures T_0 . Data have been obtained with two fracture specimen sizes, namely 0.18T and 0.5T C(T). It was found that the difference in the reference temperatures is not the same when measured with one specimen size or another. In the near future, the mechanical testing, the microstructure characterization, and the numerical and analytical analysis, will be designed to gain insight into this issue.

SP-II

The thermal shock facility was built for the validation of the numerical PTS simulation to confirm the application of XFEM to PTS calculations. The first thermal shock experiments on the sample produced with the special 17MoV 8-4 steel were carried out successfully, and crack initiation, growth and arrest were observed. In the upcoming year,

results from the experiments will be used to validate numerical simulation with XFEM.

SP-III

The milestone of finishing the parameter setup for a reference simulation was completed in due time. First simulations with a literature-based value distribution for the welding residual stress were completed. In the upcoming year the focus is to be on a more detailed sensitivity study focused on various WRS distributions.

Publications

- 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.
- 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.

The results of SP-I have been presented in two oral 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.

References

- [1] B. Brickstad and B. L. Josefson. **A parametric study of residual stresses in multi-pass butt-welded stainless steel pipes**. Int. J. Press. Vessels & Piping, 75:11–25, 1998.

IMPACT IV

NEREID – Aircraft impact on reinforced concrete structures

Author and Co-author(s): M. Borgerhoff¹⁾, S. Ghadimi (ENSI), M. Stadler¹⁾, B. Wilding²⁾, C. Schneeberger (formerly ENSI), P. Zwicky²⁾

Institution:

¹⁾ Stangenberg und Partner GmbH, 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 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 also joined in as part of the follow-up projects IMPACT I (2006–2008), IMPACT II (2009–2011) and IMPACT III (2012–2018). As of 2022, 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 new test program has the objective to analyse the influence of the test scaling on the various phenomena observed in the pre-

vious 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 new test program includes impact tests on larger and thicker reinforced concrete 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 has decommissioned the existing test facility and started the installation of a new test facility in 2022. The tests carried out using the previous test facility were completed in 2021.

The IMPACT IV – NEREID test program in 2021 included the study of the structural behaviour in the event of impacts on slabs close to supporting walls. The Near Edge impact test NEX1 took place in November 2021. This allowed calibration calculations of this test to be conducted in 2022. Furthermore, the geometric parameters including reinforcement diameter and spacing of the first Geometrically Scaled test GSX1 as well as the missile type to be used were investigated by means of numerical studies. Therefore, this report deals with numerical studies on the Near Edge impact test NEX1 and the first geometrically scaled combined bending and punching tests GSX1 carried out in the reporting year.

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 impact and aircraft crash experimental data and calculation methods.

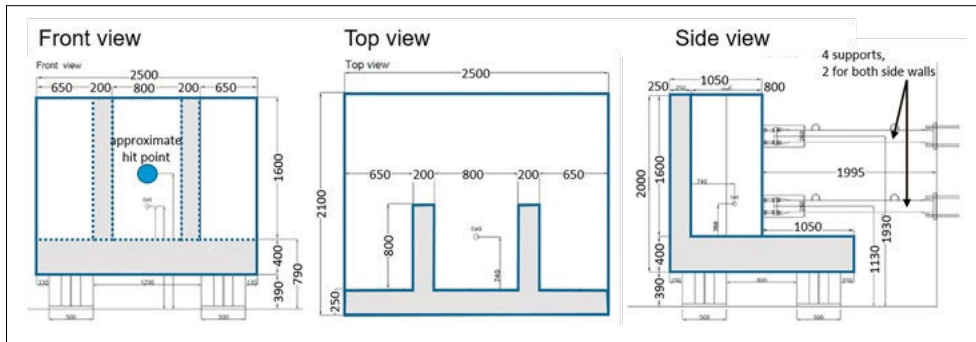


Figure 1:
Geometry of the NEX1
mock-up planned by
EDF and VTT.

The validation of the calculation models promotes a more realistic estimate of the failure limits and the existing capacity margins.

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 objective in the reporting year was to analyse the test results and to conduct calibration calculations of the near edge test NEX1, as well as to investigate the geometrical parameters and to define the test setup of the first geometrically scaled combined bending and punching test GSX1 by means of numerical studies.

Work carried out and results obtained

Near edge impact Test NEX1

The near edge impact test NEX1 studies the structural behaviour of the slabs subjected to impact loading close to their supporting walls. Figure 1 illustrates the mock-up designed and constructed by EDF and VTT for this purpose. The reinforced concrete mock-up has a width of 2.5 m, a total depth of 2.1 m and is 2.0 m high. The 2.5 m wide, 1.6 m high, and 0.25 m thick “impacted” front wall is supported at the rear side by two equally high, 0.2 m thick walls with a clear span of 0.8 m.

All these walls rest on a 0.4 m thick floor slab supported on four steel pedestals, which are anchored to the hall floor. Four steel pipes hold the supporting back walls in the horizontal direction against the rock wall of the test hall.

The test NEX1 is designed based on the combined bending and punching response test X4 from the project phase IMPACT III as the reference test. The “impacted” front wall of 0.25 m thickness corresponds to the slab of the test X4 and is reinforced with bending rebars of $\varnothing 10$ mm c/c 90 mm ($a_s = 8.73 \text{ cm}^2/\text{m}$) in both directions and on both sides. The shear reinforcement consists of closed stirrups with a diameter of 6 mm and adds up to a total reinforcement area of $17.45 \text{ cm}^2/\text{m}^2$. The semi-hard projectile of the test X4 with an impact velocity of 168.6 m/s led to a perforation of the plate with a residual velocity of 25 m/s.

In test NEX1, a projectile with the same dimensions as in the reference test X4 was used. It was additionally reinforced with a sheet metal sleeve (at the cap-pipe connection) in order to avoid unwanted crack formations of the missile. The projectile ($m = 51.06$ kg), which was therefore approximately 1 kg heavier than in test X4, reached an impact velocity of 165.8 m/s in the test. The test NEX1 resulted in some concrete spalling on the impacted side of the front wall and in a pronounced crack pattern on the rear side. This response was far from the perforation observed in test X4.

Computational simulation of test NEX1

The experts from B&H used the LS-DYNA [1] software for the calibration calculation of the reference test X4 and for the blind prediction as well as the calibration simulation of test NEX1.

Solid elements in conjunction with the LS-DYNA Winfrith material model represent the concrete, while beam elements and elastic-plastic material behaviour are used for the reinforcing bars. Shell elements with an elastic-plastic material model represent the projectile.

With respect to the blind prediction simulations of NEX1, the following model modifications/changes have been adapted in the calibration calculations:

- While only half of the test-setup had been modelled in the blind prediction, the LS-DYNA model for the calibration calculations of NEX1 represents the whole mock-up as the missile hit the target with an eccentricity of 35 mm to the left of the mid-point in the test.

- The back pipes at the rear end of the supporting walls were simply modelled as fixed nodes in the blind calculations. Modelling of the supporting nodes is improved using elastic springs with an equivalent stiffness. Additionally, the steel pedestals of the floor slab are modelled explicitly using shell elements with elastic-plastic material behaviour as shown in Figure 2a.

- Material parameters for concrete and steel are adapted to the material tests conducted in conjunction to NEX1, while the material parameters used in the blind prediction were based on the calibration calculations of X4.

- The missile model is enhanced by adding a steel band (a sheet metal sleeve) at its cap-pipe connection.

A comparison of the calculated and measured displacements of the front wall close to the impact location shows a good agreement, in terms of maximum displacement, residual displacement and displacement history, see Figure 2b, c and d. The agreement in terms of maximum displacement could be improved compared to the blind prediction simulation (Figure 2c). There is still a small phase shift in the displacement his-

tory, which may correspond to the simplified modelling of the back-pipes using springs.

Design considerations and computational simulations for geometrically scaled combined bending and punching tests (GSX)

The aim of the geometrically scaled tests is to investigate whether the test results obtained in the previous IMPACT projects are still applicable to larger or full-scale structural members. In order to be able to carry out experiments with larger slabs, VTT decommissioned the existing facility and started installation of a new test facility in 2022; see Figure 3. The steel frame of the new test facility is designed for 3.5 m span square slabs. Compared with 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 ENSI Research Report 2021 describes the design considerations and computational simulations originally carried out by ENSI for the first geometrically scaled combined bending and punching tests (GSX1) with 3.5 m span square slabs. The geometric scaling of the selected reference test X3 from the project phase IMPACT III requires all dimensions of the missile and the target to be multiplied by the selected scaling factor $\lambda = 1.75$. The impact velocity, however, remains unchanged.

While the dimensions of the concrete slab can exactly be scaled, the aim of reinforcement scaling can only be to get as close as possible to the desired scaling factor due to the limited availability of reinforcement diameters and the necessary adjustment of the spacing of bending and shear reinforcement. It is of primary importance that the reinforcement ratio corresponds as closely as possible to the scaled ratio of the selected reference test.

Applying the above scaling principles to the reference test X3 resulted in the three variants of test GSX1 proposed in Table 1.

Exactly scaling the specified dimensions of the X3 projectile ($L = 1304$ mm, $\varnothing = 219.1$ mm, $t = 6.35$ mm, $m = 50$ kg) by a factor of $\lambda = 1.75$

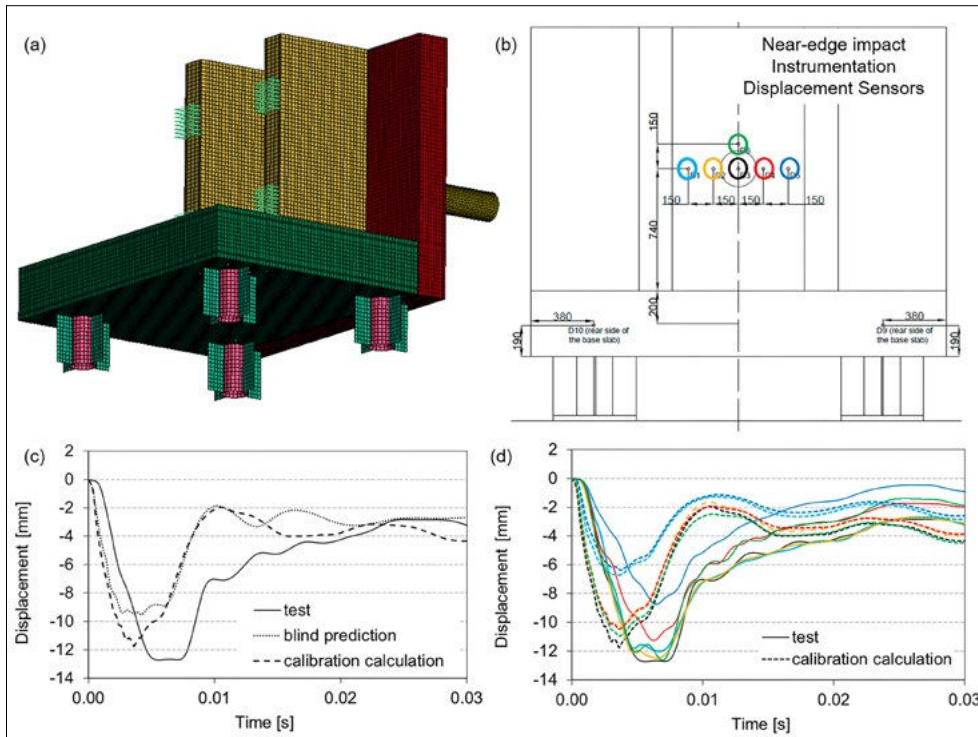


Figure 2: Test NEX1; (a) LS-DYNA model for the calibration calculations, (b) displacement sensors on the back side of the impacted front wall, (c) and (d) horizontal displacements measured in the test (solid lines) and calculated with LS-DYNA [1] (dotted lines).

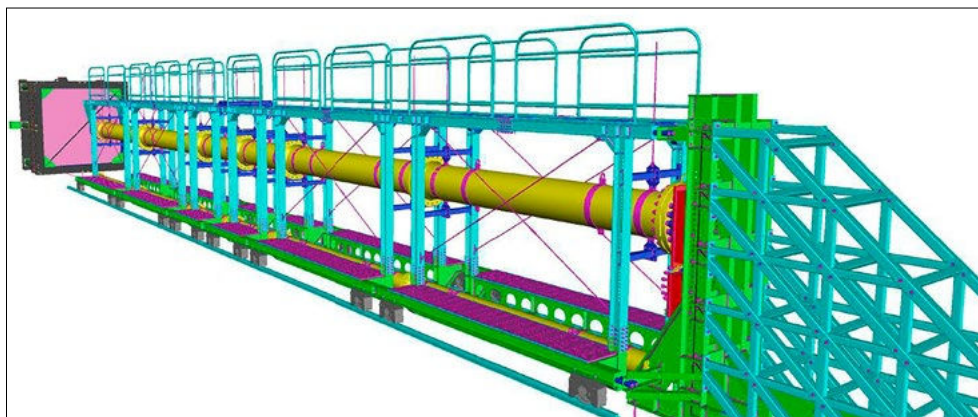


Figure 3: 2nd Generation Impact Facility (2GIF) planned by VTT.

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. VTT conducted a search on manufacturing options for a GSX projectile corresponding as closely as possible to these dimensions. The main problem was that ready-made tubes are only available in selected sizes, which differ significantly from the desired values. The two options presented in Table 2, which differ only slightly, were selected for further investigation. The larger scale projectile tubes are made by bending or pressing cold formed flat steel sheets in both options.

Option 1.2 is based on using the executed test X3 as a reference test. Instead of the nominal tube thickness of 6.35 mm, the measured thickness of the tested missile was approximately 6.0 mm. For this option, the scaling factor is exactly 1.75 for the outer diameter, and 1.67 for the tube thickness. Option 1.1 requires a rerun of the reference test. On the one hand, this choice has the advantage of the best possible geometric scaling of the projectile, and on the other hand, nearly identical concrete properties can be achieved through simultaneous casting of

the slabs of the reference and the scaled tests by using the same concrete batch.

In order to study the crushing behaviour of the projectiles and to determine the load-time histories for the decoupled dynamic analyses of the reinforced concrete slabs, the experts from B&H carried out computational simulations of the X3 and GSX1 projectiles impacting a rigid surface with an impact velocity of 142.7 m/s using LS-DYNA software. The projectiles were modelled with shell elements and elastic-plastic material behaviour. The scaled projectile shows the same deformation characteristics as the reference test X3. The load-time histories of the GSX1 projectiles obtained from the finite element (FE) analyses are compared in Figure 4 with the corresponding load-time functions determined using the Riera method [3]. While the results of the FE analyses slightly differ, the curves obtained using the Riera method are practically the same.

The unfiltered load-time histories of the X3 projectiles obtained from the FE analyses are plotted in Figure 5 together with the results according to the Riera method. Since both the outer diameter and the wall thickness of the X3 projectile options differ from each other, there are small differences between the load-time histories of the two options obtained from FE analyses as well as those obtained applying the Riera method.

A direct extrapolation of the results of experiments or numerical simulations with small-scale models to larger-scale or full-scale mechanical structures requires these results not to be scale-sensitive. Insensitivity to scaling can be confirmed if stresses, strains and velocities remain unchanged, time periods and displacements are multiplied by the scaling factor λ , accelerations, strain rates and natural frequencies are divided by λ and forces are multiplied by λ^2 .

In order to visualise the degree of scaling sensitivity of the projectile options, the force-time histories of the GSX1 projectiles are plotted in Figure 6 together with the scaled force-time histories of the reference test projectiles (timescale multiplied by λ , forces multiplied by λ^2 of the curves in Figure 5). The

comparison of the filtered (400 Hz) force-time histories obtained from the FE simulations in Figure 6, left, results in a good match regarding the maximum forces, vibration frequencies and the load duration. Figure 6, right, confirms that the best approximation of the scaled Riera force-time histories of the reference test projectiles to the GSX1 is as expected obtained with projectile option 1.1 because of the best geometric scaling, see Table 2.

The experts from SPI carried out numerical simulations of the reference test X3 and of the three variants of test GSX1 for the two projectile options by applying the unfiltered load-time histories obtained from the FE simulations as input loading functions. The three-dimensional models of the reinforced concrete slab, which is supported by the steel frame of the test facility, were analysed using the implicit solver of the structural analysis software SOFiSTiK [2], see Figure 7. The slab is modelled with layered shell/plate elements, which comprise a nonlinear material model of reinforced concrete; i.e. nonlinear stress-strain curves are used for concrete and reinforcing steel taking into account the biaxial concrete strength, tension stiffening, and tension softening. Frames and backpipes are modelled using beam elements. Coupling elements define the hinged support of the slabs at span width 2.0/2.0 m or 3.5/3.5 m, respectively.

Only selected analysis results are discussed here. Figure 8 shows the displacement-time histories of slab variant GSX1-1 for projectile option 1.2 plotted together with the scaled displacement-time histories of reference test X3 (timescale and displacements multiplied by λ). The scaled displacements of test X3 around the centre of the slab behind the impact location are significantly lower than the simulation results of test GSX1-1 in the slab centre, but equalize towards the outside (sensors 3 and 5).

The distinguishing feature between the central zone of the slab and the surrounding area is that plastic material deformations occur in the centre, which is highly stressed by the impact, while the structure in the pe-

Test		X3	GSX1-1	GSX1-2	GSX1-3
Slab thickness	[m]	0.25	0.438		
Concrete cover	[m]	0.02	0.035		
Slab dimensions	[m]	2.087	3.652		
Span width	[m]	2.00	3.50		
Scaling factor of slab dimensions		1.00	1.75		
Bending reinforcement		∅ 10 mm, c/c 90 mm ewef *	∅ 16 mm, c/c 120 mm ewef *	∅ 16 mm, c/c 132 mm ewef *	∅ 16 mm, c/c 132 mm ewef *
	[cm ² /m]	8.73	16.76	15.23	15.23
Scaling factor		1.00	1.92	1.75	1.75
Shear reinforcement		∅ 6 mm, c/c 180 mm	∅ 8 mm, c/c 240 mm	∅ 8 mm, c/c 264 mm	∅ 6 mm, c/c 264 mm / 132 mm
	[cm ² /m ²]	17.45	17.45	14.42	16.23
Scaling factor		1.00	1.00	0.83	0.93

* ewef = each way each face (in both directions and on both faces)

Table 1:
Data of slab variants for test GSX1 compared to reference test X3.

Option	X3 projectile	GSX1 projectile	
1.1	t = 5.7 D ₀ = 218.5	t = 10 D ₀ = 382.4	t = 1.75 D ₀ = 1.75
1.2	t = 6.0 D ₀ = 219.1	t = 10 D ₀ = 383.4	t = 1.67 D ₀ = 1.75

t tube thickness [mm]
D₀ outer diameter [mm]
λ scaling factor

Table 2:
Main data of projectile options for test GSX1 and reference test X3.

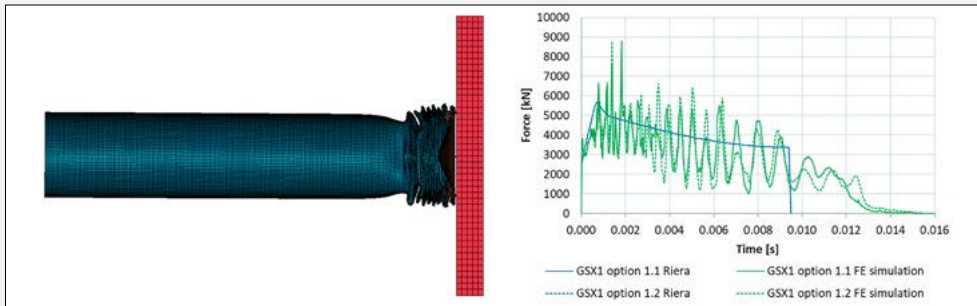


Figure 4:
Deformed upscaled projectile (GSX1, option 1.2) after impact (left), load-time histories for both options (right).

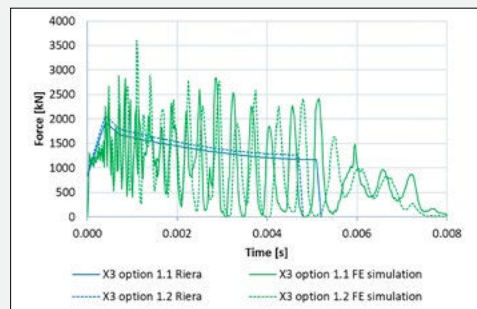


Figure 5:
Force-time histories of the reference test projectile X3.

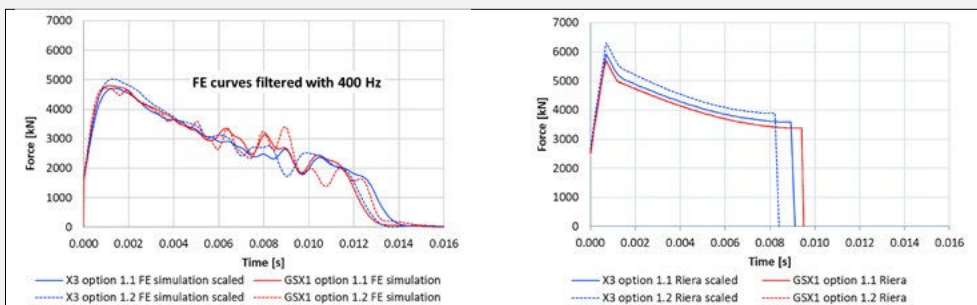


Figure 6:
Scaled force-time histories obtained by the FE analyses (left) and the Riera method (right).

ripheral area mainly remains elastic. There is obviously a scaling sensitivity with regard to the deformations in nonlinearly stressed areas of the structure undergoing plastic deformations.

Figure 9 shows the time histories of the reaction forces (sums of support forces of all backpipes) of the three slab variants of test GSX1 with the projectile option 1.2 plotted together with the scaled force-time histories of reference test X3 (timescale multiplied by λ , forces multiplied by λ^2). The amplitudes of the reaction forces turn out not to be very sensitive to scaling. The differences in vibration behaviour are presumably due to the different support structures (small slab: four backpipes, large slab: eight backpipes).

Table 3 summarizes the main results for the slab variant GSX1-1 in combination with projectile option 1.2. The deviations of the GSX1-1 displacements from the X3 displacements scaled with $\lambda = 1.75$ are highest in the slab centre with an increase of about 19%. This difference is of the same order of magnitude for maximum steel strains (29%) and, therefore, suggests that the resulting scaling sensitivity is a consequence of the disproportionately larger plastic deformations at the slab centre. The approximately 20% lower reaction forces are presumably a consequence of the deviating vibration behaviour due to the different support structures, which would not occur to the same extent if the configuration of the supporting steel structures were the same.

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). Since 2022, 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 2022 and Perspectives for 2023

The work carried out by ENSI together with its experts in 2022 as part of the planning and evaluation of the tests with new impact scenarios carried out in the IMPACT IV – NEREID project has led to valuable findings. In particular, the computational simulation of the near edge impact test NEX1 was able to reproduce the force transmission in the case of a projectile impact on slabs near supporting walls and the force transfer could be simulated accurately until the supports of the system.

VTT decommissioned the existing testing facility and started installation of the new testing facility in 2022, which is a prerequisite for carrying out geometrically scaled tests on larger slabs (with 3.5 m spans). After ENSI suggested three variants for the first geometrically scaled combined bending and punching test (GSX1) resulting from the application of the principles for geometric scaling in 2021, numerical studies in 2022 allowed the participants to refine the geometrical parameters along with the missile configuration. The numerical simulations carried out by ENSI gave indications of a scaling sensitivity due to disproportionately larger plastic deformations.

During the project meeting in November 2022, the decision on final design of the test GSX1 was made. The participants voted for the option GSX1-1 for the slab design in combination with projectile type 1.2. There will be a retake of the reference test with X3 slab design and smaller scale missile type 1.2. The X3-retake slab will be casted together with the GSX1 slab in order to achieve similar concrete properties for both slabs. Proposals for further geometrically scaled combined bending and punching (GSX) as well as geometrically scaled bending (GSB) tests are to be developed in 2023. According to the cur-

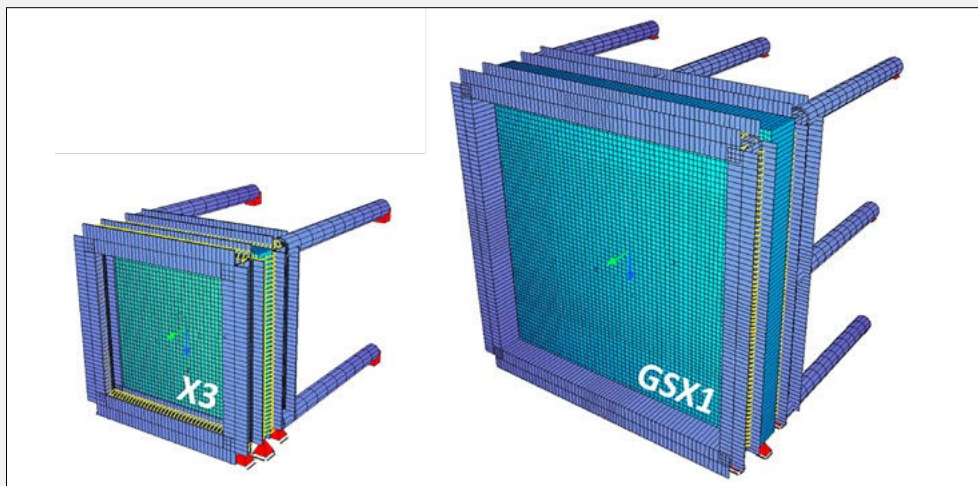


Figure 7: FE models of reference test X3 (left) and upscaled test GSX1 (right).

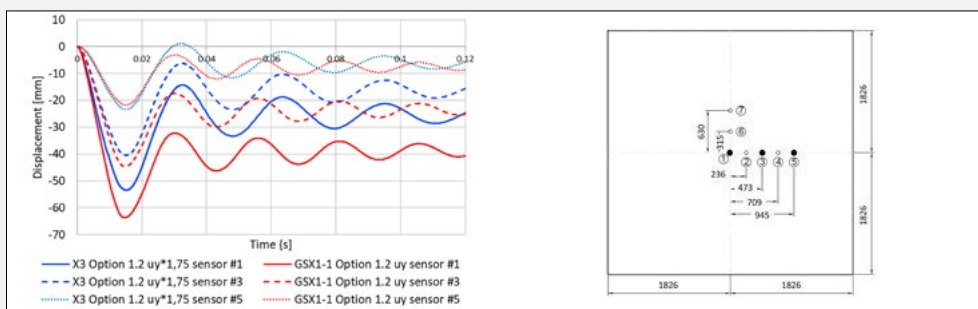


Figure 8: Displacement-time histories of slab variant GSX1-1 compared to reference test X3 for projectile option 1.2 (left), upscaled arrangement of displacement sensors (right).

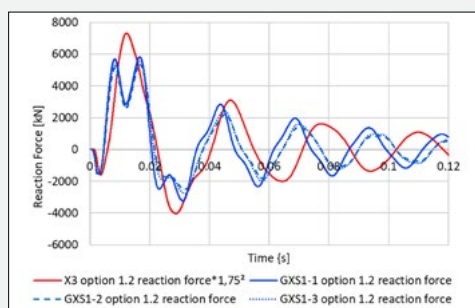


Figure 9: Time histories of the sums of support forces of the three variants of test GSX1 compared to reference test X3 for projectile option 1.2.

Test	X3	GSX1-1	GSX1-2	GSX1-3
Displacement sensor #1 [mm]	-30.5	-53.4	-63.7	19.2%
Displacement sensor #3 [mm]	-23.1	-40.5	-44.7	10.4%
Displacement sensor #5 [mm]	-13.4	-23.4	-21.8	-6.9%
Sum of support forces [kN]	2385	7305	5824	-20.3%
Maximum steel strains [%]	18.9	18.9	24.3	28.6%

Table 3: Comparison of results of test GSX1-1 and reference test X3 for projectile option 1.2.

rent schedule, the first geometrically scaled combined bending and punching test (GSX1) will be carried out in autumn 2023.

Publications

- M. Borgerhoff, C. van Exel, J. Rodriguez, L. Lacoma, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2017): Interaction of Bending and Punching of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Impact by Deformable Missiles in IMPACT III Project Tests, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea
- M. Borgerhoff, M. Stadler, C. van Exel, C. Schneeberger, F. Stangenberg, R. Zinn (2017): Induced Vibrations of a Reinforced Concrete Structure Tested in IRIS Phase 3 Project Subjected to Impact by a Deformable Missile, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea
- S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2017): Evaluation of vibration propagation of reinforced concrete structures subjected to impact loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea
- S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2017): Prediction of combined bending and punching response of reinforced concrete slabs subjected to impact loading, Transactions, SMiRT-24, Busan, Korea
- A. Saarenheimo, M. Borgerhoff, K. Caionius, A. Darraba, A. Hamelin, S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, M. Stadler, M. Tuomala, P. Välikangas (2018): Numerical studies on vibration propagation and damping test VI, Rakenteiden Mekaniikka (Journal of Structural Mechanics) Vol. 51, No 1, 2018, pp. 55–80
- M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Riesner, F. Stangenberg, R. Zinn (2019): Impact induced vibration of reinforced concrete structures determined by linear and nonlinear analyses of tests performed within IMPACT III project, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- M. Borgerhoff, C. Schneeberger, M. Stadler (2019): Improvements in numerical simulation of impact induced vibration and damping behavior of a reinforced concrete structure tested in IRIS Phase 3 Project, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- M. Borgerhoff, C. Schneeberger, F. Stangenberg (2019): Numerical simulation of impact tests on combined bending and punching behavior of reinforced concrete slabs within IMPACT III project, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2019): Vibration propagation of reinforced concrete structures under consecutive impacts, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- S. Ghadimi Khasraghy, A. Karbassi, C. Schneeberger, P. Zwicky (2019): Effect of bending reinforcement ratio on combined bending and punching response of reinforced concrete slabs under impact, Transactions, SMiRT-25, Charlotte, USA
- M. Borgerhoff, F. Riesner, C. Schneeberger (2019): Interaktion von Biegung und Querkraft in Stahlbetonplatten bei Aufprall verformbarer Projektile in Tests des IMPACT-III-Projekts, Tagungsband 16. D-A-CH Tagung Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik, Innsbruck, Austria
- M. Borgerhoff, C. Schneeberger, M. Stadler (2020): Numerische Simulation des stossinduzierten Schwingungs- und Dämpfungsverhaltens von nichtlinear beanspruchten Stahlbetonstrukturen, Berichte Fachtagung Baustatik – Baupraxis 14, 23.-24.03.2020, Universität Stuttgart, S. 147–154
- M. Borgerhoff, M. Stadler, H. Stangenberg, C. Schneeberger (2021): Numerische Simulation der induzierten Erschütterungen und des Dämpfungsverhaltens von Stahlbetonstrukturen infolge Projektilaufprall, Tagungsband 17. D-A-CH-Tagung Erdbebeningenieurwesen & Baudynamik, S. 52–53
- S. Ghadimi Khasraghy, B. Wilding, C. Schneeberger, M. Borgerhoff, M. Stadler, P. Zwicky (2022): Bending damage of reinforced concrete slabs subjected to soft missile impact: Numerical simulation of inclined impacts, Transactions, SMiRT-26, Berlin
- S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, P. Zwicky (2022): Punching failure of reinforced 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] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R11
- [2] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK, Analysis Programs, Version 2018-7.0.9, Oberschleisheim, 2018
- [3] 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, A.P. Rinaldi, P. Bergamo
Institution: Swiss Seismological Service
Address: Sonneggstrasse 5, CH-8092 Zürich
Phone, E-mail, Internet address: +41-44-633 3857, d.fah@sed.ethz.ch, www.seismo.ethz.ch
Duration of project: Phase 3: July 2018 to June 2022 (final report)

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, modelling of the wave propagation in complex media, research on induced seismicity, and applications for deep geological disposal. For subproject 1, we developed a method to assess the ground motion at a depth that can be used for the seismic hazard assessment of deep geological disposals such as nuclear waste repositories. This physics-based method was mathematically formulated and validated by empirical earthquake data from Japan. Then, we started with applications of the method to instrumented borehole sites in Switzerland. This is to adjust it to Swiss conditions and open the path for the seismic hazard assessment of the Swiss nuclear waste repository. Next, a systematic re-assessment and quality control of the determination of the local high-frequency attenuation term κ_0 at Swiss free-field stations was performed. We showed the consistency between the estimated κ_0, V_{s30} couples and the parameters of the Swiss reference rock profile, which is one of the key “ingredients” of the Swiss stochastic model. Within subproject 2, we further validated a 3-D geophysical model of the Upper Rhone valley (Wallis) using observed ambient vibration measurements, and we

applied the model to simulate expected ground motion amplification during earthquakes. It has been deduced that it is important to properly validate 3-D velocity models originating from geophysical and geological methods through numerical modelling and observations, in order to reliably assess the site amplification. Next, we tested a hybrid modelling method to prepare synthetic broadband waveforms that can be used for engineering applications. Within subproject 3, we focus on understanding the geo-mechanical response due to canisters emplacement in terms of fault stability and potential induced seismicity. After investigating the role of rock rheology, in the current reporting period, we have focused on including the gas generation as an additional potential effect generating over-pressurization in the repository.

Project goals

This research project is split 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;
- Induced seismicity and application for deep geological disposal.

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 at depth and at the surface, in the near field, for damaging events, and smaller induced earthquakes as well. The work is based on observations in Switzerland and Japan. Studying the near-surface amplification and attenuation constitutes a key point in our research.

The scope of subproject 2 is to improve deterministic predictions of ground motion, especially with respect to near-field, nonlinear behaviour in sedimentary rocks and soft soils, and new trends in modelling complex source processes. This includes the calibration of material parameters via field measurements and the development of numerical codes to simulate ground motion in three-dimensional complex media. The results of subproject 1 will be linked to deterministic simulations from subproject 2, and the results will be tested and compared to observed data. In subproject 3, we move towards a realistic characterization of seismogenic sources for induced earthquakes. The goal is to adapt existing geo-mechanical models to a situation of deep geological disposal (e.g. nuclear waste repositories), develop and validate new modelling methods, and integrate them into a probabilistic framework for seismic hazard assessment.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

Subproject 1 is aimed at improving 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, slope, lithology). Further, the local effects were studied in detail within this project phase.

First, the local ground-motion attenuation and amplification are linked to the near-surface velocity of seismic waves. In previous years, we developed a Bayesian inversion method that is capable to infer the near-surface shear-wave (S-wave) structure including uncertainties [3]. The approach was tested with the real data measured near seismic stations of the Swiss Strong Motion Network (SSMNet), it was applied to single-station

ambient vibration data recorded on Mars, and it is currently applied to a large dataset in the Basel area to retrieve a 3-D geological-seismological model at an urban scale [4]. As a result, our method developed within this project framework will help to retrieve a velocity model of the Basel-Stadt area including rigorously evaluated uncertainties. The 3-D model can be used for the evaluation of ground-motion amplification maps in terms of the theoretical SH-wave amplification at specific locations.

This year, we put a lot of effort into advancements to characterize the ground motion at depth. This is especially important for seismic hazard assessment of deep geological disposals such as nuclear waste repositories. To tackle this task, we proposed a novel stochastic model to characterize the high-frequency ground motion at depth in the frequency domain by using a set of randomized SH-wave transfer functions. The rigorous theoretical background, comparison with empirical amplification functions at numerous Japanese sites, and examples of its application were published in an international impact journal by Hallo et al. (2022a). The method is introduced and thoroughly investigated by synthetic tests; then, we validate the method through the comparison with empirical surface-to-borehole amplification curves observed in 144 selected KiK-net vertical arrays in Japan (equipped with both surface and borehole seismometers). This verification is done in the broad frequency range of 0.1–50 Hz, and we were able to identify several sites with a good mutual fit of theoretical and empirical amplification curves. This proved that the stochastic model can relate the ground motion at depth and on the ground surface in a broad frequency range. In addition, we made the first attempts to extend the stochastic model to complex 3-D media (Opsal et al. 2022). Next, we demonstrated the performance of the method in some practical applications: I. Bayesian inversion of the empirical surface-to-borehole amplification to retrieve the S-wave velocity model; II. full-waveform prediction of the ground motion at depth

from surface earthquake recordings. The latter is especially important for seismic hazard assessment because full waveforms include all parameters needed by engineers for the design of earthquake-resistant structures. In particular, the ground-shaking caused by earthquakes is characterized by the peak ground acceleration (PGA), peak ground velocity (PGV), cumulative absolute velocities (CAV), Arias intensity (I_A), and acceleration response spectra. The full-waveform prediction of the ground motion at depth was performed at several KIK-net sites in Japan and published in Hallo et al. (2022b, 2022c). An example of the full-waveform prediction of the ground motion at depth from the surface recordings of the 2018 northern Osaka M_w 5.6 earthquake is shown in Figure 1. Indeed, the theoretical prediction is close to the real data measured in the borehole at 110 m depth. This applies to all: acceleration waveform, PGA, PGV, CAV, I_A , and response spectra.

Further, we have already started with the application of our novel stochastic model to characterize the ground motion at depth in Switzerland. In particular, we focus on BOBI, HAMIK, STIEG, ROMAN, WOLEN, and SVISP sites equipped with both surface and borehole seismometers (NAGRA network, SDSNet, and SSMNet). We determined surface-to-borehole amplification functions and performed the prediction of the full waveform at depth from surface recordings of the 2017 M_w 4.1 Urnerboden earthquake (Uri). The preliminary results of this research were presented in Hallo et al. (2022d) and are planned to be compiled into a scientific paper next year. The gained knowledge and developed tools allow us to draw a procedure to evaluate the local seismic hazard for deep nuclear waste repositories in Switzerland (i.e. extension for large earthquakes that can occur in the future). Note, the latter will require broadband waveform modelling from sub-project 2.

Next, in continuity with the research carried out in the previous years, a systematic re-assessment and quality control of the local high-frequency attenuation term κ_0 (e.g.

[5]) at free-field and urban free-field stations in Switzerland was performed. The output is a dataset of verified κ_0 values obtained for 248 temporary and permanent stations in Switzerland (Figure 2a). The procedure by [6], which is routinely applied at SED after every earthquake to determine the source and site terms, was verified in its part related to the estimation of the high-frequency attenuation parameter κ as follows: The parameter t^* (rate of decay of the acceleration spectrum amplitudes at high-frequency, e.g. [5]) was computed for all recordings from the time-period January 2001 – September 2022 fulfilling the quality criteria listed in [6]. The eligible earthquakes have to have $M_L > 2$, epicentral distance R_{epi} larger than 5 km, and a signal-to-noise ratio larger than 3 over at least one log10 unit along the frequency axis at both horizontal components of at least 3 stations. The set of horizontal-component t^* values referring to the same station were linearly regressed versus the R_{epi} of the corresponding earthquakes to retrieve the intercept for $R_{epi} = 0$ km, which is the κ_0 (site-related high-frequency attenuation). To estimate κ_0 consistently with the stochastic model of [1], the path attenuation was represented with a homogeneous Q model valid for a reference halfspace of 3.5 km/s ($Q_{0,3.5}=1200$). The correspondence between the simplifying assumption of [1] and the overall increment of t^* with R_{epi} was verified, resulting in a good agreement.

The result of the above-described procedure is the robust estimation of κ_0 for 248 stations in Switzerland, supplemented by a confidence interval and relevant earthquake metadata (Figure 2a). The median of κ_0 is 0.019 s, 5th and 95th percentiles are 0 and 0.053 s, respectively. As generally performed in regional κ_0 studies, the κ_0 obtained at stations with measured velocity profiles were cross-referenced with the corresponding V_{S30} values (Figure 2b). We would like to highlight that the fitted exponential line at the $V_{S30} = 1100$ m/s (i.e. V_{S30} of the Swiss standard rock profile, [7]) predicts a κ_0 that is very close to that of the reference profile (i.e. 0.016 s). The consistency between the estimated κ_0, V_{S30} couples and the param-

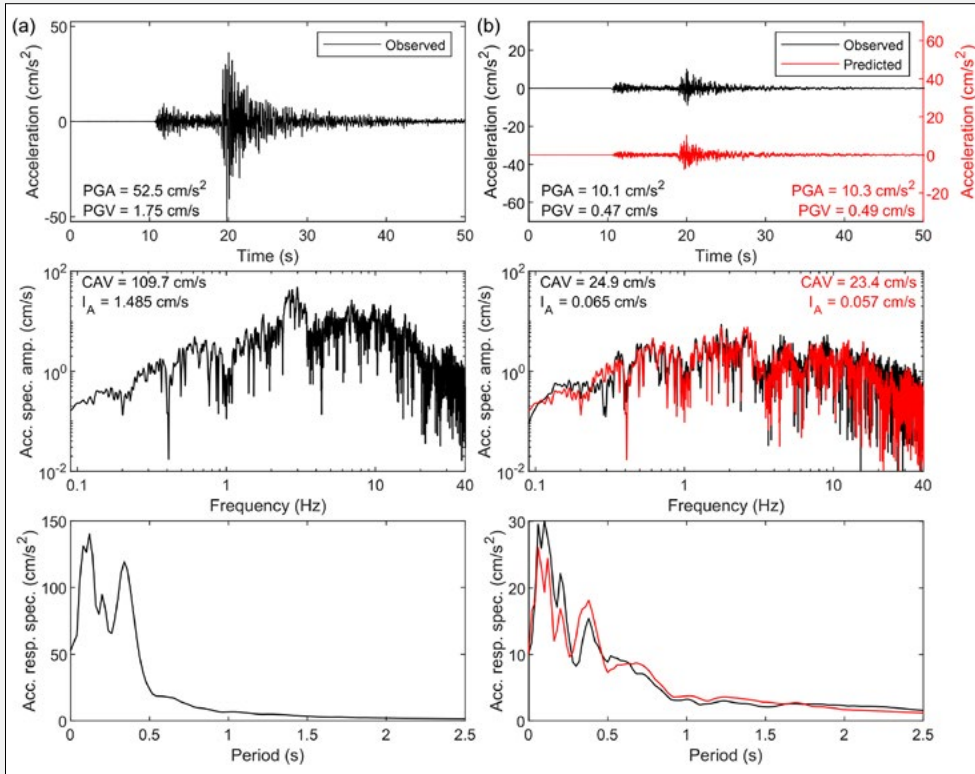


Figure 1: Full-waveform prediction of the ground motion at depth from surface recordings of the 2018 northern Osaka Mw 5.6 earthquake (Japan). It shows empirical data (black lines) and the theoretical prediction by the stochastic model (red lines) at the HYG08 site. Observed and predicted acceleration waveforms, amplitude spectra, and response spectra are shown (a) on the ground surface and (b) in the borehole at 110 m depth.

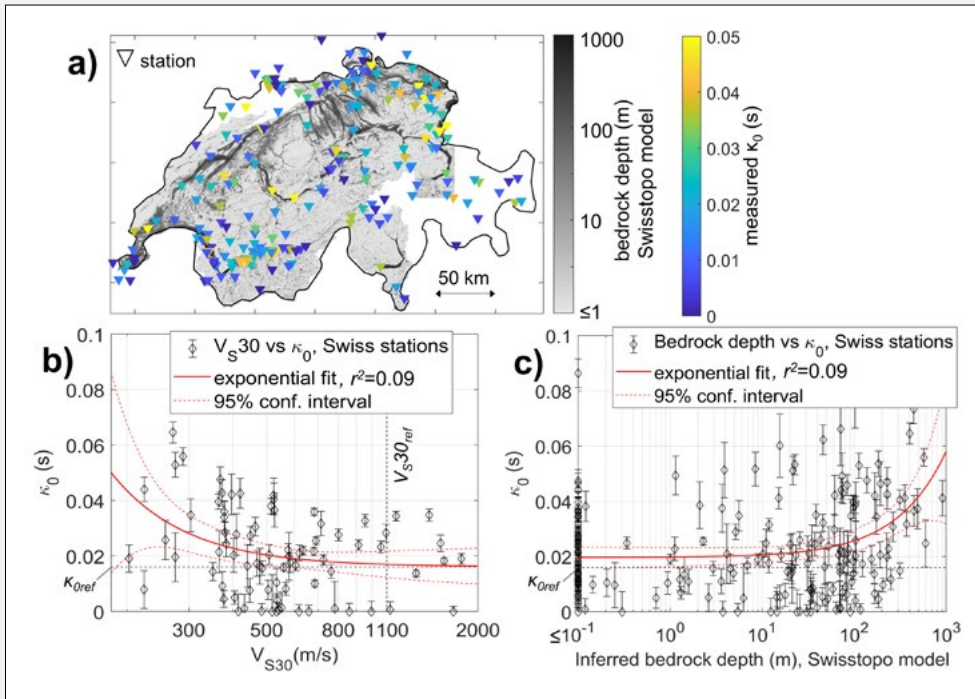


Figure 2: (a) measured values of the κ_0 at 248 (urban) free-field stations of Swiss permanent and temporary networks (coloured triangles). In the background, the bedrock-depth model from [9]. (b) Correlation between κ_0 and measured V_{S30} (for stations with measured V_s profile). Note that the fitted exponential line predicts a κ_0 value very close to that of the Swiss reference rock model (i.e., $\kappa_{0ref} = 0.016$ s) at the V_{S30} of the Swiss reference rock model ($V_{S30ref} = 1100$ m/s). (c) Correlation between κ_0 and the depth-to-bedrock from Swisstopo [9].

eters of the Swiss reference rock profile (i.e. one of the key “ingredients” of the stochastic model of [1]) provides a reciprocal validation for both. Furthermore, the empirical estimates of κ_0 were also correlated with layers of indirect site-condition information (see ENSI research report 2018 and the work carried out for the Earthquake Risk Model Switzerland project in [2] and [8]). The intended purpose is to explore the possibility to infer from such layers the κ_0 term at sites that are not instrumented, even in a mapping framework. Figure 2c displays an example of the correlation with the bedrock depth as estimated by the national geological model of [9]. The correspondence between the two parameters is well represented by an exponential model, as in V_{S30} (Figure 2b). The correlation level is quite low; however, it is comparable to that of established correlations with measured geophysical parameters (namely V_{S30}).

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

Within subproject 2, we performed 3-D model validation using numerical simulations in the context of reconstructing 3-D geophysical models for site amplification inference in the Upper Rhone valley, Valais, Switzerland (Panzera et al. 2022). The research included 3-D modelling of ambient noise vibrations using the code by [10] in order to validate a 3-D velocity model around the city of Visp. Specifically, the modelling of 3-D ambient vibrations was used to predict theoretical horizontal-to-vertical spectral ratios and then compare them to measurements. The results show an overall good agreement between synthetic and observed spectral ratios for most stations involved, especially in terms of the fundamental resonance frequency. The validated 3-D model was then used to produce synthetic seismic site amplification maps of the area using the standard spectral ratio method (SSR). To assess the validity of the synthetic SSR curves, they were compared to the empirically derived amplification functions from earthquake recordings. The comparison reveals a good

agreement for all seismic stations within the valley, which degrades at borders, likely due to velocity model inaccuracies. For different frequencies for which the amplification values were modelled (Figure 3), it was noted that the depth of the sedimentary basin and its accurate implementation in the 3-D model plays a crucial role in the reliability of the inferred amplifications. It has been deduced that it is important to properly validate 3-D velocity models through numerical modelling and observations, in order to reliably assess the site amplification and to investigate the reliability of resulting velocity models derived combining geophysical and geological information.

Second, a finite-difference wave propagation code was used to simulate seismic waves in inelastic media, in order to verify a method that allows a joint estimate of S-wave velocity and damping ratios of the near-surface lithological layers from ground motion recordings. This method is based on the wavefield decomposition approach and can be applied to active seismic surveys. The method and results were published by Bergamo et al. (2023). In that study, the role of numerical modelling was to perform wave propagation simulations and produce synthetic ground motions for well-defined inelastic media, which are then used to verify the performance of the inversion approach. For real data applications shown in that work, the proposed method allows for the modelling of the inelastic local site response.

Further, engineering applications to the earthquake-resistant design of buildings usually require response spectra or design-compatible broadband waveforms. To this end, we tested and used the Statewide California Earthquake Center (SCEC) broadband platform [11] that allows the modelling of broadband waveforms using a hybrid approach. We used this platform in order to compare synthetic waveforms and spectra to those obtained from stations in Switzerland at sites BOBI, HAMIK and STIEG (NAGRA network). The hybrid modelling by the Graves-Pitarka method [12] was utilised and we ran simulations for the $M_w 4.1$ earthquake

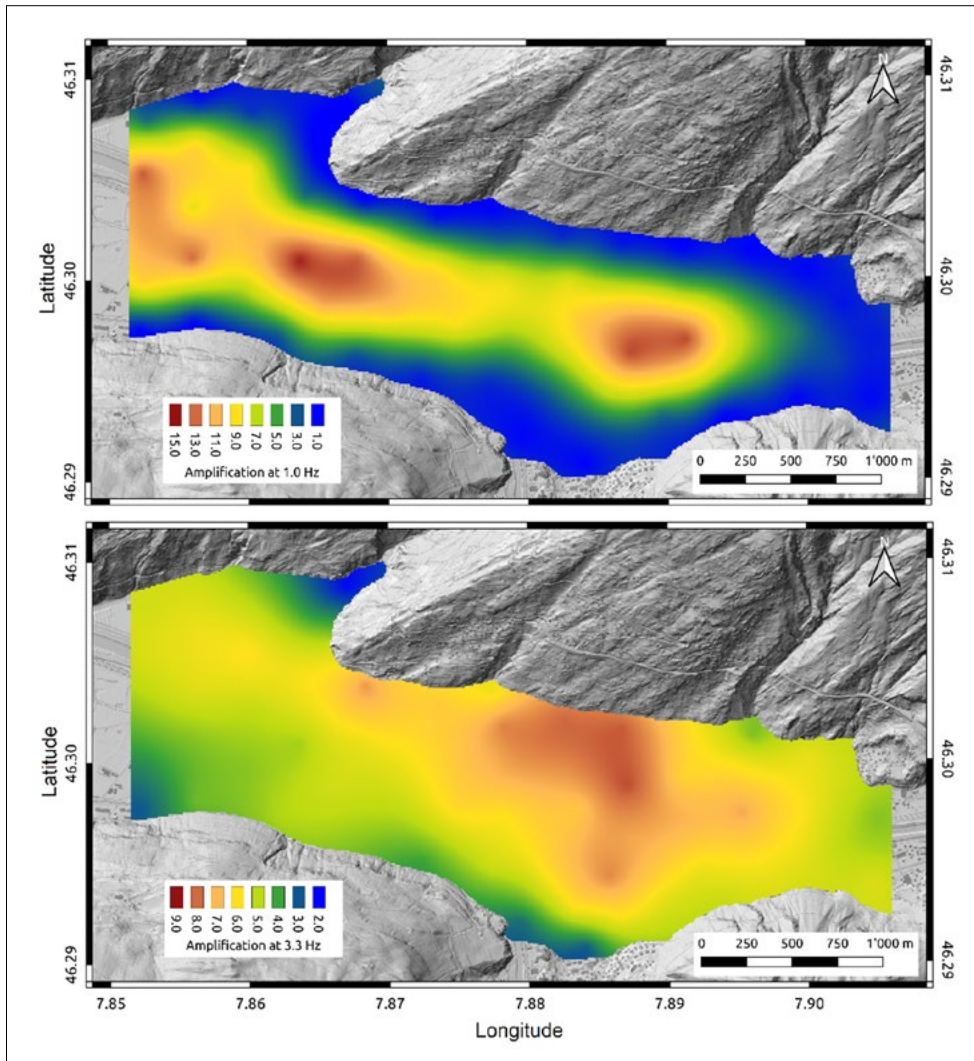


Figure 3: Amplification maps of the Upper Rhone valley (Switzerland) modelled for frequencies 1.0 and 3.3 Hz (top and bottom panels, respectively). The amplification values are referred to the local reference rock in the Visp area. This figure is taken from Panzera et al. (2022).

that occurred at Urnerboden (Uri) on 6th March 2017 [13] with an approximate velocity model to assess the reliability of predicting acceleration waveforms and amplitude spectra. However, due to the lack of a detailed Swiss velocity model within the SCEC broadband platform software, the first comparison was only preliminary. To this end, we will adapt this software in order to properly account for the velocity structure of Switzerland by implementing an existing velocity model of the Swiss Molasse Basin. In perspective, we will simulate past and scenario earthquakes, of larger magnitudes, to predict the surface ground-motion waveforms and spectral parameters at Swiss sites of interest. The preliminary results of this work were presented by Koroni et al. (2022a, 2022b).

3. Induced seismicity and application for a deep geological repository

Research activity within subproject 3 focuses on understanding the geo-mechanical response due to canisters emplacement in terms of fault stability and potential induced seismicity. We developed simplified models of a geological repository that simulates the full thermo-hydro-mechanical response of the rock mass around the repository. The simulated stress evolution is then used with a stochastic seismicity simulator to study potential fault reactivation. After investigating the role of rock rheology, in the current reporting period, we have focused on including gas generation as an additional potential effect generating over-pressurization in the repository.

We used the simulator TOUGH-FLAC that allows modelling a variety of processes, including heating, thermal pressurization, complete equation of state for multi-component, multi-phase fluid flow, as well as complex rheology to simulate stress and strain evolution [14]. In the reporting period, the paper (Rinaldi et al. 2022) presenting the latest version of the software has been published in the journal *Computational Geosciences*. The paper describes the implementation method and the code performances, as well as a base case simulation of nuclear waste disposal according to the Swiss concept as reported in the past. The stress evolution modelled with TOUGH-FLAC is then fed to a stochastic-geomechanical simulator, referred to in the literature as seed-model and extensively used to study induced seismicity [15], [16], [17]. Such an approach was implemented in previous phases of this project and adapted to the case of nuclear waste disposals. Worth noting that a reactivated seed represents a failure event, but the current model does not discriminate between seismic or aseismic failure.

In the reporting period, we have focused on understanding the potential effect of gas generation on the induced failure events outside the repository. We simulated the gas generation as a gas injection source for each element of the emplacement caverns. The gas generation starts at 3000 years after the emplacement, and linearly reaches a maximum of 3.0×10^{-9} kg/s/m at 6500 years. Then it decreases linearly up to 10,000 years. These values are consistent with the ones provided by NAGRA for spent fuel and high-level waste [18]. The time evolution of heat and gas generation for each meter of the emplacement tunnels is shown in Figure 4a. As shown in Figure 4b, the imposed heat source will produce immediate thermal pressurization, with pore pressure rising up to ~9 MPa in the considered case. Then as the heat decreased, the pore pressure tends to stabilize toward the hydrostatic value (~7 MPa), only to rise again when the gas generation starts, reaching up to 8 MPa. Such evolution is consistent with more complex simulations re-

ported in [18]. Figure 4c shows the evolution of the cumulative number of failure events: for the case with gas generation (blue line the average and shaded area the stochastic variation), most of the events are generated within the first 1000 years, with only a very minor number of events induced around 3500 years within the active gas generation phase. The trend is overall very similar to a case with heat-only (red line and shaded area), with most of the observed deviation within the standard deviation of the stochastic realizations.

While the gas generation results in a second peak in terms of pore pressure, in the current model the maximum value reached is quite below the maximum reached during the initial repository pressurization. Furthermore, in terms of stress and strain evolution around the repository, this effect results in very minor changes. Indeed, as reported in the past, the long-term evolution is strongly affected by temperature changes rather than pressurization (see [14], [16]), with the deformation caused by the heat reaching a depth of several hundreds of meters below the repository. These effects motivate the little difference in evolution compared to a case with heat-only.

Additionally, the results from field measurements at the Mont Terri Rock Laboratory about the recent excavation of the Gallery-18 have been published in the current reporting period (Hopp et al. 2022). We reported the deformation observed via various sensors, in particular fibre-optics measurements. Results show how the deformation is mostly confined within the Mont Terri Main Fault zone.

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. The development and validation of the geophysical model for Visp involved Swisstopo and the Canton of Wallis. Code development and high-performance computing benefited

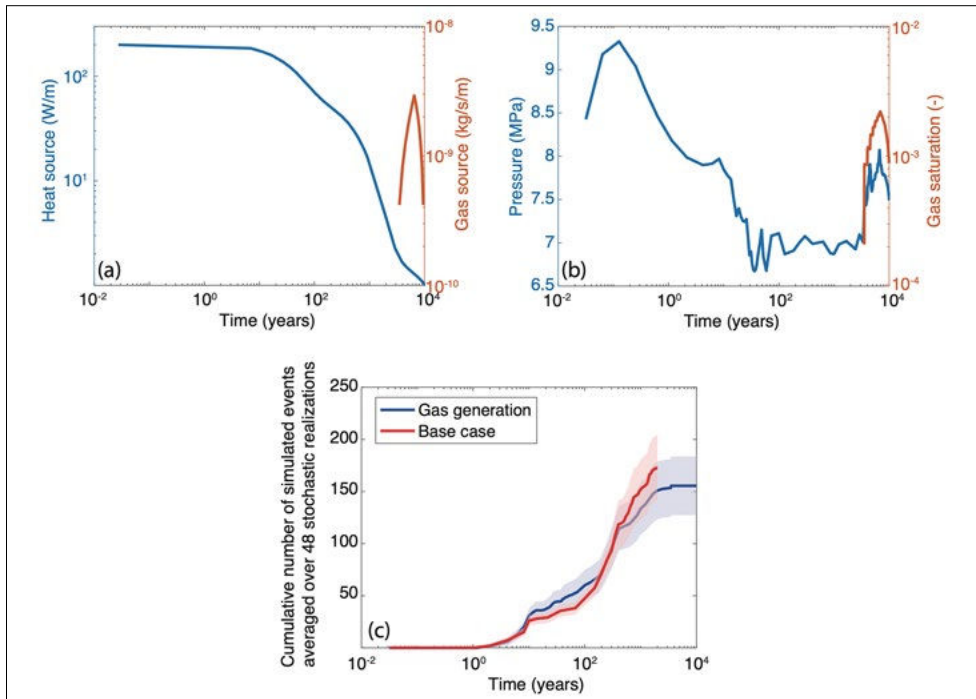


Figure 4:
 (a) Generation rates for heat (blue) and gas (red) for each waste element.
 (b) Resulting pressure (blue in MPa) and gas saturation (red) for a single element of the emplacement tunnel.
 (c) Comparison of the simulated number of failure events for two cases, with and without gas generation (blue model with gas and heat, the red base case with only heat).

from the infrastructure at the Swiss National Supercomputing Centre. We also collaborated with various teams performing experiments at the Mont Terri Underground Lab (FS-B, GT, CS-D).

International Cooperation

Modelling of the surface-to-borehole amplification in the complex 3-D media is carried out with the Institute of Geophysics of the CAS (Prague, Czech Republic). Modelling of non-linear soil response is performed in collaboration with the French Institute of Science and Technology for Transport, Development and Networks IFSTTAR (Paris, France). The broadband waveform modelling was discussed with experts from the Statewide California Earthquake Center SCEC (Los Angeles, USA), and the National Institute of Geophysics and Volcanology INGV (Catania, Italy). Research on induced seismicity during the operational phase is currently carried out in collaboration with the Lawrence Berkeley National Laboratory LBNL (Berkeley, USA). We also took part in international initiatives to benchmark and validate hydro-mechanical models (BENVASIM, DECOVALEX).

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

Lessons learned and results gained in the third phase 2018–2022 of the project are very satisfactory. This may be emphasized by a large number of publications acknowledging ENSI as the main supporter of research activities this year. There are also some innovations resulting from the project. For instance, the novel stochastic model to characterize the ground motion at depth and its potential usage in the seismic hazard assessment of deep geological disposals. Regarding perspectives for 2023, future work in subproject 1 will involve applications of the stochastic model to characterize ground motion at depth to Swiss sites. In particular, we will focus on NAGRA monitoring sites instrumented with both surface and borehole seismometers, and we will predict full waveforms at depth for a historical earthquake and an earthquake scenario that can occur in the future. Next, we will extend the surface-borehole stochastic model to the surface-outcrop case, which can be used for the theoretical prediction of the amplification observed on the ground surface driven by a velocity model. Further, we plan to implement the

double-corner-frequency source spectra in the Swiss national stochastic ground-motion model as a preparation of the next generation ground motion model. As far as the study on local high-frequency attenuation (κ_0) is concerned, the perspective for 2023 is testing the possibility of its prediction in a multivariate framework, using as predictor variables measured geophysical parameters (V_s profile) and indirect site condition indicators (e.g. multi-scale topographical indexes, inferred bedrock depth). In subproject 2, we will perform complex deterministic 3-D waveform modelling using spectral elements and high order finite-differences together with high-performance computing in order to assess the role of the thickness of sedimentary basins, interfaces between bedrock and sediments and account for complex full wave effects on waveforms of frequencies up to 10 Hz. Next, we plan to develop a hybrid modelling method based on Generative Models for stochastic simulations of high-frequency waveforms and high-performance deterministic modelling for lower frequencies. It will be developed in collaboration with the Swiss Data Science Centre. This technique will allow us to perform scenario simulations with conditional Generative Models to site parameters and for large magnitude earthquakes. In future work, the subproject 3 will focus on time-dependent probabilistic seismic hazard assessment for emergency and communication planning with regard to nuclear facilities.

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.*, 3, 1560–1579, DOI: 10.1093/gji/ggad010.
- **Hallo, M., Bergamo, P., and Fäh, D. (2022a).** Stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth validated by KiK-net vertical array data. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 112, 1997–2017, DOI: 10.1785/0120220038.
- **Hallo, M., Bergamo, P., and Fäh, D. (2022b).** Predizione della forma d'onda dello scuotimento in profondità, a partire da registrazioni di terremoti in superficie: applicazione a siti ed eventi giapponesi. 40° Convegno del Gruppo Nazionale di Geofisica della Terra Solida, June 27–29 2022, Trieste, Italy. [extended abstract]
- **Hallo, M., Bergamo, P., and Fäh, D. (2022c).** Full-waveform prediction of high-frequency ground motion at depth from surface recordings in Japan. In: Arion, C., Scupin, A., Țigănescu, A. (eds), *Proceedings of the Third European Conference on Earthquake Engineering and Seismology - 3ECEES*, September 5–9 2022, Bucharest, Romania, Compress, Bucharest, pp. 4914–4921.
- **Hallo, M., Koroni, M., Imtiaz, A., and Fäh, D. (2022d).** Prediction of broadband waveforms at depth from earthquake recordings on the surface in Switzerland. 20th Swiss Geoscience Meeting, November 18–20 2022, Lausanne, Switzerland. [presentation]
- **Hopp, C., Guglielmi, Y., Rinaldi, A.P., Soom, F., Wenning, Q., Cook, P., Robertson, M., Kakurina, M., and Zappone, A. (2022).** The effect of fault architecture on slip behavior in shale revealed by distributed fiber optic strain sensing. *J. Geophys. Res. – Solid Earth*, 12, e2021JB022432, DOI: 10.1029/2021JB022432.
- **Koroni, M., Hallo, M., Imtiaz, A., and Fäh, D. (2022a).** Broadband waveform simulations of earthquake scenarios in the Swiss Molasse basin using the BBP tool from SCEC. SCEC Annual Meeting, September 11–14 2022, Palm Springs, USA. [poster]
- **Koroni, M., Hallo, M., Imtiaz, A., and Fäh, D. (2022b).** Broadband waveform simulations of earthquake scenarios in the Swiss Molasse basin. 20th Swiss Geoscience Meeting, November 18–20 2022, Lausanne, Switzerland. [presentation]
- **Oprsal, I., Hallo, M., Fäh, D., Burjanek, J. (2022).** Modelling of the surface to depth spectral amplification in 3D media. *Seismological Society of America Annual Meeting*, April 19–23 2022, Bellevue, USA. [poster]
- **Panzer, F., Alber, J., Imperatori, W., Bergamo, P., and Fäh, D. (2022).** Reconstructing a 3D model from geophysical data for local amplification modelling: The study case of the upper Rhone valley, Switzerland. *Soil*

Dyn. Earthq. Eng., 155, 107163, DOI: 10.1016/j.soildyn.2022.107163.

■ **Rinaldi, A.P., Rutqvist, J., Luu, K., Blanco-Martín, L., Hu, M., and Sentís, M. (2021).** Parallel modeling of coupled processes: the recent development of TOUGH-FLAC. AGU Fall Meeting, December 13–17 2021, New Orleans, USA. [poster]

■ **Rinaldi, A.P., Rutqvist, J., Luu, K., Blanco-Martín, L., Hu, M., Sentís, M., Eberle, L., and Kästli, P. (2022).** TOUGH3-FLAC3D: a modeling approach for parallel computing of fluid flow and geomechanics. *Comput. Geosci.*, 26, 1563–1580, DOI: 10.1007/s10596-022-10176-0.

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., Panzera, F., Cauzzi, C., Glüer, F., Perron, V., and D. Fäh. A national ground motion amplification model for Switzerland based on site proxies and incorporating local response observations at instrumented sites. In: Arion, C., Scupin, A., Țigănescu, A. (eds), *Proceedings of the Third European Conference on Earthquake Engineering and Seismology - 3ECEES*, September 5–9 2022, Bucharest, Romania, Conspress, pp. 3840–3848, 2022.
- [3] 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.
- [4] 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.
- [5] Ktenidou, O.-J., Abrahamson, N.A., Drouet, S., and F. Cotton. Understanding the physics of kappa (κ): insights from a downhole array. *Geophys. J. Int.*, 203, 678–691, 2015.
- [6] 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(4), 611–621, 2013.
- [7] Poggi, V., Edwards, B., and D. Fäh. Derivation of a Reference Shear-Wave Velocity Model from Empirical Site Amplification. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 101(1), 258–274, 2011.
- [8] Bergamo, P., Hammer, C., and D. Fäh. Correspondence between Site Amplification and Topographical, Geological Parameters: Collation of Data from Swiss and Japanese Stations, and Neural Networks-Based Prediction of Local Response. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 112(2), 1008–1030, 2021.
- [9] Swisstopo, Swiss Federal Office of Topography. Mächtigkeitmodell des Lockergesteins, available at https://www.geocat.ch/geonetwork/srv/ger/md.viewer#/full_view/99eb4571-4c34-48cc-bd6a-32fd-9decc2a7/tab/complete, 2019.
- [10] Petersson, N.A., and B. Sjögreen. SW4, version 2.01. Software, available at: <https://doi.org/10.5281/zenodo.1063644>, 2017.
- [11] Maechling, P.J., Silva, F., Callaghan, S., and T.H. Jordan. SCEC Broadband Platform: System architecture and software implementation. *Seismol. Res. Lett.*, 86(1), 27–38, 2015.
- [12] Graves, R.W., and A. Pitarka. Broadband ground-motion simulation using a hybrid approach. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 100(5A), 2095–2123, 2010.
- [13] Diehl, T., Clinton, J., Cauzzi, C. et al. Earthquakes in Switzerland and surrounding regions during 2017 and 2018. *Swiss J. Geosci.*, 114, 4, 2021.
- [14] Urpi, L., Rinaldi, A.P., Rutqvist, J., and S. Wiemer. Fault Stability Perturbation by Thermal Pressurization and Stress Transfer Around a Deep Geological Repository in a Clay Formation. *J. Geophys. Res. Solid Earth*, 124(8), 8506–8518, 2019.

- [15] Gischig, V.S., and S. Wiemer. A stochastic model for induced seismicity based on non-linear pressure diffusion and irreversible permeability enhancement. *Geophys. J. Int.*, 194(2), 2013.
- [16] Rinaldi, A.P., and M. Nespoli. TOUGH2-seed: A coupled fluid flow and mechanical-stochastic approach to model injection-induced seismicity. *Comput. Geosci.* 108, 86–97, 2016.
- [17] Ritz, V.A., Rinaldi, A.P. and S. Wiemer. Transient evolution of the relative size distribution of earthquakes as a risk indicator for induced seismicity. *Commun. Earth Environ.*, 3, 249, 2022.
- [18] Diomidis, N., Cloet, V., Leupin, O.X., Marschall, P., Poller, A., and M. Stein. Production, consumption and transport of gases in deep geological repositories according to the Swiss disposal concept. *Technischer Bericht NTB 16-03*, 2016.

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 23 32, karrer@ibk.baug.ethz.ch,

www.kaufmann.ibk.ethz.ch

Duration of the Project: 2021–2024

Abstract

Recent earthquakes have shown that the performance of reinforced concrete structures, in particular shear walls, differed from what had been anticipated. To date, the international research community still 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 three years, aims at developing a non-linear finite element analysis (FEA) tool for the calculation of reinforced concrete (RC) members subjected to seismic excitations. In contrast to existing software programs, mainly standard material properties are used as input, and the FEA is based on consistent mechanical models. These models were developed, extended and validated at **ETH Zürich** 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, the **Tension Chord Model (TCM)** was extended for cyclic loading using spatial discretisation of the chord. Comparisons between **TCM** simulations and experimental data of 1D RC tension chords have shown good agreement. The **Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R)** for cyclic loading was implemented. The plausibility of the results was successfully ensured using the established **CMM-R** algorithm for non-cyclic loading. In parallel, a library was built for subordinate material models of steel, concrete and bond that relate stresses to strains or vice versa.

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. Of particular interest is the behaviour of shear walls under cyclic loading since shear walls are commonly used as lateral load resisting members in structures, but their performance in recent earthquakes was not as anticipated [1], [2]. In fact, the load-deformation behaviour of these members is often inadequately predicted by existing software programs. Intensive international research is being conducted in this field, and there are promising approaches [3]–[5]. Nevertheless, the international research community still lacks a reliable method for predicting the behaviour of shear walls under seismic excitation.

The state of the art, on which this project builds up, consists of two pillars. The consistent mechanical models for reinforced

concrete were 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 the (i) **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 generalization 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 reinforced concrete 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 reinforced concrete material model (CMM-Usermat-C)**.

Goals for the year 2022

The project is divided into five work packages. The first work package, scheduled to be completed by the end of 2022, contains the extension of **TCM**, **POM**, **CMM-R** and **CMM-F** to cyclic loading by integrating new theo-

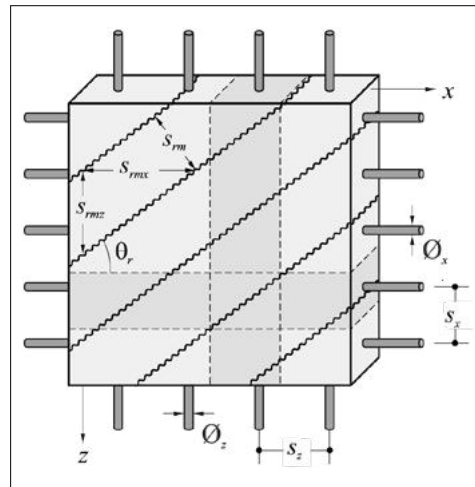


Figure 1: Representation of Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R) [8].

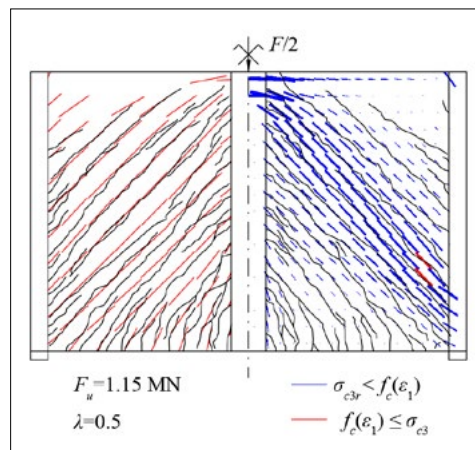


Figure 2: Recalculation of a plate test carried out by Leonhardt and Walther [17]: Crack pattern and principal concrete compressive stress in the main girder [15].

retical findings on bond degradation [18], crack 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.

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_c , 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 reinforced concrete structures has been used for a long time. However, the underlying material models for reinforced concrete [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 reinforced concrete 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 reinforced concrete material models. It is important to note that if parameters have to be estimated, the predictions of different users, calculated with the same material model, typically scatter strongly. Therefore, it is a great advantage of the **CMM-Usermat-U** that it only uses three model parameters (crack spacing and bond shear stress before and after yielding of the

reinforcement, respectively) in addition to the classical material parameters used in conventional design, and that these parameters were even assumed to be constant in all analyses carried out so far.

Computational Performance: The computational performance of the algorithms is crucial for the extension of the existing **CMM-Usermat-U** to the **CMM-Usermat-C**, as significantly more computing steps have to be executed and more memory capacity has to be available. The algorithm for the **CMM-Usermat-U** generally converges stably and is fast. It can be used as a benchmark for the newly developed **CMM-Usermat-C** algorithm.

Work carried out and results obtained

A key component of the **CMM-R** and **CMM-F** used for modelling 2D membrane elements subjected to shear forces is the **TCM**. The **TCM** enables the calculation of the force-deformation response of cracked 1D RC chords subjected to tension forces. The **TCM** relates the steel stresses at the cracks to the average strain of the RC chords. The same relationship is used for cracked membrane elements to relate the strains in the reinforcement direction to the steel stresses at the cracks. In the following, the implementation of the **TCM** and then the **CMM-R** is described.

Implementation of the TCM for cyclic loading (including POM)

An analytical solution for the relation between average strain and steel stress at the crack, as used for unidirectional loading, is challenging to achieve, given the infinite number of possible load histories. Therefore, an algorithmic solution was implemented by dividing the 1D chord into finite slices and calculating stresses, strains and displacement in the reinforcement and concrete section by section (see Figure 3). It is assumed that the bond shear stress τ_b is constant over the width of the slice. All variables except the bond shear stress τ_b are evaluated at the grid points between two adjacent slices.

Bond models		
no bond	$\tau_{b,j} = 0$	
full bond: (standard for unidirectional load)	$\tau_{b,j} = k_{L-RL} \cdot k_t \cdot f_{ctm}$, where $k_t = 1$ for: $ \sigma_s > f_{sy}$, $k_t = 2$ for: $ \sigma_s \leq f_{sy}$;
Approach from Koppitz, Kenel and Keller [25]	$\tau_{b,j} = k_{L-RL} \cdot k_t \cdot f_{ctm}$, where $k_t = 2$ for: $ \sigma_s \leq f_{sy}$ and initial loading, $k_t = 1$ for: $ \sigma_s > f_{sy}$ or not initial loading

Table 1: List of the subordinate bond models (no bond, full bond, Koppitz et al.) available in the library. The variable k_{L-RL} switches between 1 and -1 for loading and reversed loading, respectively.

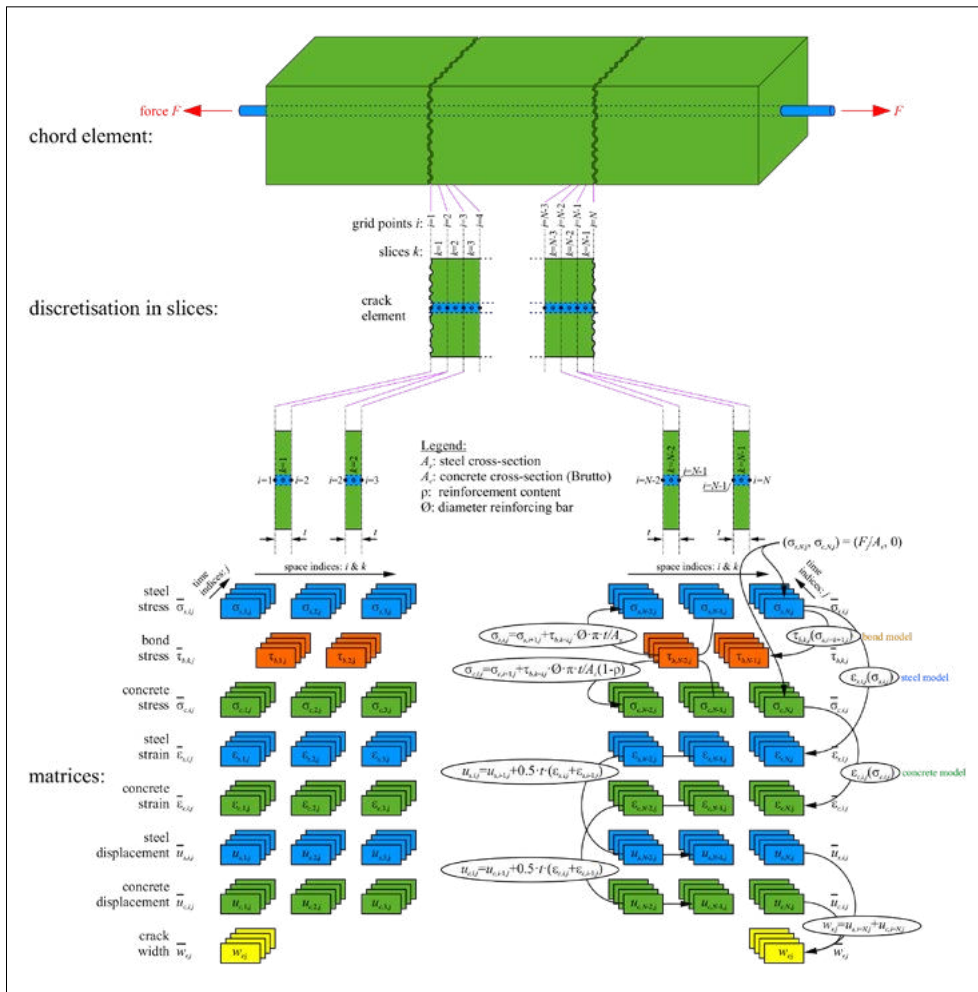


Figure 3: Schematic representation of the TCM calculation, which consists of three levels: chord element, discretisation in slices and matrices.

A library of subordinate material models for bond, steel and concrete has been created relating the calculated stresses in steel ($\sigma_{s,i}$) or concrete ($\sigma_{c,i}$) at grid point i to strains ($\epsilon_{s,i}$, $\epsilon_{c,i}$) or bond stresses ($\tau_{b,k}$). The library is modular and can be expanded. Table 1 provides an overview of the bond models currently implemented. Subordinate steel models according to SIA 262 [23] and to Menegotto and Pinto [24] have been implemented so far. The concrete is only exposed to low forces in the

TCM. Therefore, a simple linear-elastic material behaviour is assumed for concrete. With the algorithm implemented in Python, tensile tests on RC chord elements can be simulated. The results of three simulations and an experiment performed by Pfy [26] are presented in Figure 4. The RC chord is loaded until cracks form, and the steel exceeds the yield limit. The load is then reduced to zero and increased again until failure is reached. The comparison shows that the TCM simula-

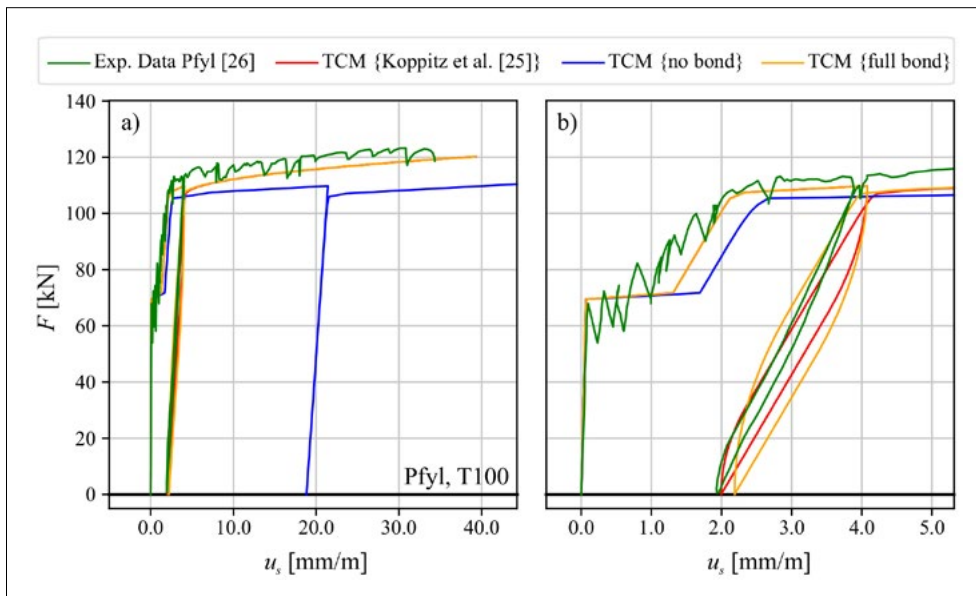


Figure 4: Force-deformation curves of TCM simulations with different bond models and experimental data (Pfy1 T100 [26]): (a) force-deformation curves are depicted in full; (b) stretching of the deformation axes for the elastic and cyclic part of the force-deformation curves.

tions capture the overall behaviour well with significant differences between bond models {full bond, Koppitz et al.} and {no bond}. The latter does not account for tension stiffening in the cracked elastic domain and overestimates the deformations in the plastic domain. Therefore, this simulation will not be discussed further. The **TCM** simulations with bond model {full bond, Koppitz et al.} overestimate the energy dissipation during unloading and reloading (hysteretic loop), whereby the bond model of Koppitz et al. [25] deviates less from the experimental curve. The results of the simulations are satisfactory. Nevertheless, not many experiments with tension chords have been cyclically loaded. Therefore, the verification is not extensive. The latest experimental research instrumenting reinforcing bars with distributed strain sensors [18], [27] documented the bond stress behaviour in cyclic-loaded RC tension chords. Based on this, improvements can be made to the bond models in the next phase.

Implementation of the CMM-R for cyclic loading

The **CMM-R** relates a vector of applied strains at the time step j ($\varepsilon_{x,j}$, $\varepsilon_{y,j}$, $\gamma_{xy,j}$) to a vector of resulting stresses ($\sigma_{x,j}$, $\sigma_{y,j}$, $\tau_{xy,j}$). Unlike the **TCM**, the simpler implementation of the **CMM-R** is deformation driven, as the strains

define the variable fictitious crack angle θ (equivalent to the principal compressive direction). The inverse problem for the **TCM** (ε_j is given; $\sigma_{sr,j}$ is unknown) has been solved by a regula falsi iteration, which leads to stable and fast solutions. In addition to the **TCM**, the **CMM-R** relies on a sound concrete material model for compression that considers strain softening. A simple subordinate material model for concrete under compression [8] has been added to the material model library.

Several calculations for given strain states showed good agreement with calculations made by the well-established **CMM-R** algorithm defined for non-cyclic loading. Various simulations of experiments on membrane elements are planned. For this purpose, the inverse problem of the **CMM-R** (σ_x , σ_y and τ_{xy} are given, $\varepsilon_{x,j}$, $\varepsilon_{y,j}$, and $\gamma_{xy,j}$ are unknown) must also be solved, which is numerically more intricate. This will be the next step to be carried out.

National Cooperation

None.

International Cooperation

None.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

The first work package was scheduled to be completed by the end of 2022, but due to staff shortages in the first half of 2022, which are no longer present, there will be a delay of approximately half a year. Work has been progressing steadily since the summer. It is planned to complete the first work package by the middle of the year 2023.

The calculation tool currently under development is modular as it can easily be extended by additional subordinate material models and can be applied to arbitrary load history. The **TCM** simulations can well capture the behaviour of RC chord elements. However, since few experiments on cyclic tension chords are available, the verification is not comprehensive but provides promising results. The number of parameters used in the simulation is slightly higher than for the **TCM for unidirectional loading**, because of the discretisation of the chord in slices. Since, in this early project phase, relatively simple subordinate material models are chosen, the number of parameters is low. The computational cost for the **TCM** simulation is low since an iterative approximation is only required for the subordinate material model of steel. The real computational challenges will come at a later stage of the project.

The second work package includes the extension of the cyclic material model for plane stress states to a layered model [10]. With this extension, shell elements can be simulated. It is planned to validate the model on published shell tests subjected to cyclic loading. Due to the time delay mentioned above, the planned completion of the second work package is postponed to the end of 2023.

Publications

None.

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*. 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*. 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*. 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] Schweizerischer Ingenieur- und Architektenverein, *SIA Norm 262 Betonbau*, 2013 Version. 2013.
- [24] Marco Menegotto and Paolo Emilio Pinto, "Method of analysis for cyclically loaded R.C. plane frames including changes in geometry and non-elastic behaviour of elements under combined normal force and bending", *IABSE reports of the working commissions*, vol. 13, 1973.
- [25] R. Koppitz, A. Kenel, and T. Keller, "Tension Chord Model Modification for Uniaxial Unloading and Reloading in Elastic and Plastic States", *Journal of Structural Engineering*, vol. 140, no. 10, p. 04014077, Oct. 2014, doi: 10.1061/(ASCE)ST.1943-541X.0000999.
- [26] T. Pfyl and P. Marti, *Versuche an stahlfaserverstärkten Stahlbetonelementen*, vol. 268. 2001. [Online]. Available: <https://doi.org/10.3929/ethz-a-004273447>
- [27] Yasmin Lemcherreq, Carlos Zanuy, Thomas Vogel, and Walter Kaufmann, "Experimental and analytical assessment of Fatigue Damage in Reinforced concrete tension Members", (will be published soon), 2022.

NEA SOCRAT Benchmark

Seismic Simulation of an Overhead Crane on Shaking Table

Author and Co-author(s): J. Attinger¹⁾,
S. Ghadimi (ENSI), M. Borgerhoff²⁾,
J. Rodriguez³⁾, M. Stadler²⁾,
C. Schneeberger (formerly ENSI),
P. González³⁾, J. Reboul³⁾, P. Zwicky¹⁾,
P. Rangelow¹⁾

Institution: ¹⁾ Basler & Hofmann AG,
Consulting Engineers, Zurich, Switzerland

²⁾ Stangenberg und Partner GmbH,
Consulting Engineers, Bochum, Germany

³⁾ Principia Ingenieros Consultores, S.A.,
Madrid, Spain

Address: ¹⁾ Forchstrasse 395, CH-8032
Zurich, Switzerland

²⁾ Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum,
Germany

³⁾ Príncipe de Vergara 33, E-28001 Madrid,
Spain

Phone, E-mail, Internet address:
+41 44 387 12 43,

jan.atinger@baslerhofmann.ch,
www.baslerhofmann.ch

Duration of project: 2020 until 2022

Abstract

The SOCRAT international benchmark (Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table), organised by the OECD-NEA (Nuclear Energy Agency) in collaboration with IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) and EDF (Electricité de France), was launched in 2020 with 22 participating teams. The benchmark aims to identify best modelling practices of bridge cranes accounting for nonlinearities such as frictional sliding and local shocks. The project includes a selected set of tests from an experimental campaign on a scaled model of an overhead bridge crane, carried out in 2015, on the shaking table of the French Alternative Energies and Atomic Energy Commission (CEA).

In Stage 1 of the benchmark, the participants calibrated their finite element models of the

overhead crane with selected experimental tests of the SOCRAT benchmark. As Stage 1 was completed in 2021, the results were already discussed in the ENSI Research Report 2021. In Stage 2, the participants performed blind calculations for high seismic intensities using the model parameters calibrated in the previous stage. Comparison of the blind predictions of the 22 teams with the experimental measurements (e.g. sliding displacements, support forces and nodal accelerations) laid the foundation to identify best modelling practices. It was concluded that a) the physics of the local shock and fictional sliding at the wheel-rail interface governed the overall response of the bridge crane, b) the dynamic behaviour could not be reproduced exactly (also experimentally) and sensitivity studies are mandatory for reliable and meaningful predictions using numerical simulations and c) linearized models with welded interfaces are conservative with respect to support forces, and therefore offer a legitimate simplification in new designs.

This report outlines the contribution of the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) and its consultants Basler & Hofmann AG, Stangenberg und Partner GmbH as well as Principia Ingenieros Consultores to the SOCRAT benchmark.

Project goals

According to the organizers [1], the objectives of the SOCRAT international benchmark are to identify best modelling practices of crane bridge devices, as well as to identify relevant failure criteria. A longer-term objective, which is not included in the scope of this benchmark, is to improve knowledge of crane bridge modelling practices in assessing the associated seismic fragility with a high confidence level.

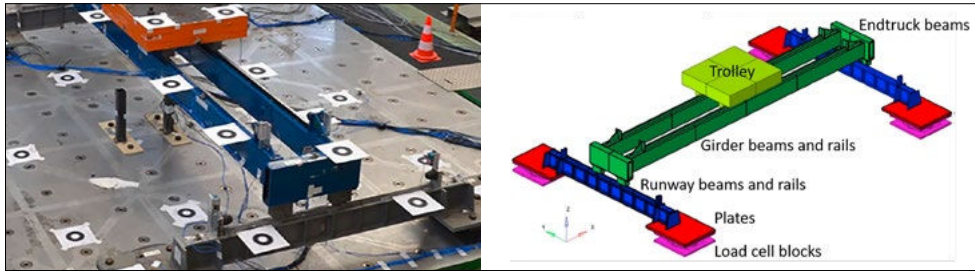


Figure 1:
Overhead crane
mock-up on shaking
table (left) and CAD
model (right)
according to [1].

An experimental campaign on a simplified 1/5 scaled model of an overhead crane with a 22.5 m long crane bridge (see Figure 1) was carried out in 2015 on the shaking table of the French Sustainable Energies and Atomic Energy Commission (CEA) and produced a large experimental database. These data are used for characterising and calibrating the modelling assumptions in the first stage and for assessing the predictive capabilities of the simulations at high seismic intensities in the second stage of the SOCRAT benchmark.

The benchmark participants had to perform computational simulations of the experimentally tested overhead crane mock-up. By participating in the SOCRAT benchmark together with three teams consisting of experts from Stangenberg and Partners (SPI), Basler & Hofmann (B&H) and Principia Ingenieros Consultores (Principia), ENSI ensures its competence in assessing the structural safety of large lifting equipment such as overhead cranes in the event of earthquakes. Presentation of findings from this project at the benchmark workshops as well as international conferences provides the opportunity for regular exchange with experts and nuclear supervisory authorities in other countries and thus lends a significant contribution to the safety of the Swiss nuclear facilities.

Work carried out and results obtained

Description of the SOCRAT benchmark

In the benchmark project SOCRAT, numerical simulations of the dynamic behaviour of a crane bridge under earthquake excitations are carried out. A selection of the measured data from tests performed on a scaled

model of a double-girder overhead crane on a shaking table serves as a basis for the benchmark exercise. The mock-up shown in Figure 1 is a simplified 1/5 scale model of a 22.5 m long overhead crane bridge consisting of a trolley, rails and wheels, two girder beams, two endtruck beams, two runway beams, and four load cell blocks (included in the supports between the shaking table and the crane bridge). Besides the load cells, the mock-up is equipped with accelerometers and displacement sensors.

The benchmark comprises of two stages as shown in Table 1. In the seven exercises of the first stage, participants calibrated their modelling assumptions using modal and transient analyses (for both low and high seismic intensities) by comparing the numerical results with the measurements. The Stage 1 calculation results and their comparisons are published in the former ENSI Research Report 2021. In the five exercises of the second stage, the predictive capabilities of the numerical models are assessed using blind nonlinear simulations at high seismic intensities. The exercises differ in the position of the trolley and the crane bridge (centred or decentred) and the setting of the wheels (whether they can roll or not) of the trolley and the bridge crane (mixed or sliding wheel configurations), see Figure 2. The sliding wheels configuration corresponds to a setup where all eight wheels are fixed (i.e., cannot roll) and can only slide (with friction) on their rails. In the mixed wheels configuration four wheels are fixed and can slide and the other four can roll.

Stage 1		Stage 2	
Ex. 1-3	Model calibrations of the load cells, runway beam & the mock-up	Ex. 8	2D Input (PGA = 1.5g), centred, mixed wheels
Ex. 4	Merged with Exercise 5	Ex. 9	2D Input (PGA = 1.5g), centred, sliding wheels
Ex. 5	Friction & damping calibration, pulse, centred, sliding & mixed wheels	Ex. 10	2D Input (PGA = 1.5g), decentred, sliding wheels
Ex. 6	Local shock calibration, 3D Input (PGA = 1.0g), decentred, sliding wheels	Ex. 11	2D Input (PGA = 1.5g), decentred, mixed wheels
Ex. 7	High level calibration, 3D Input (PGA = 0.5g), centred, sliding wheels	Ex. 12	3D Input (PGA = 1.0g), centred, mixed wheels

Note: PGA = Peak Ground Acceleration

Table 1:
Overview of exercises.

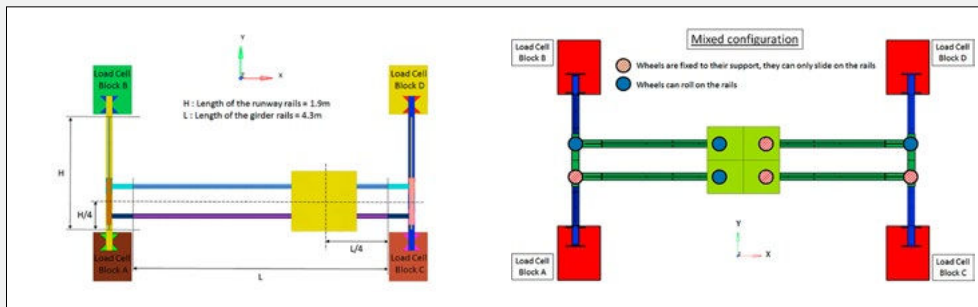


Figure 2:
Decentred mock-up (left) and mixed wheels configuration (right).

Team	Software	Solver type	Damping	Damping rate	Friction lower wheels	Friction upper wheels
B&H	LS-DYNA [3]	Explicit	Band-limited	2%	$\mu = 0.2$	$\mu = 0.3$
SPI	SOFISTIK [2]	Implicit	Rayleigh	1%	$\mu = 0.16/0.24^*$	$\mu = 0.26/0.3^*$
Principia	Abaqus [4]	Explicit	Band-limited	1%	$\mu = 0.25$	$\mu = 0.3$

* Different friction coefficient for each side

Table 2:
Overview of modeling parameters.

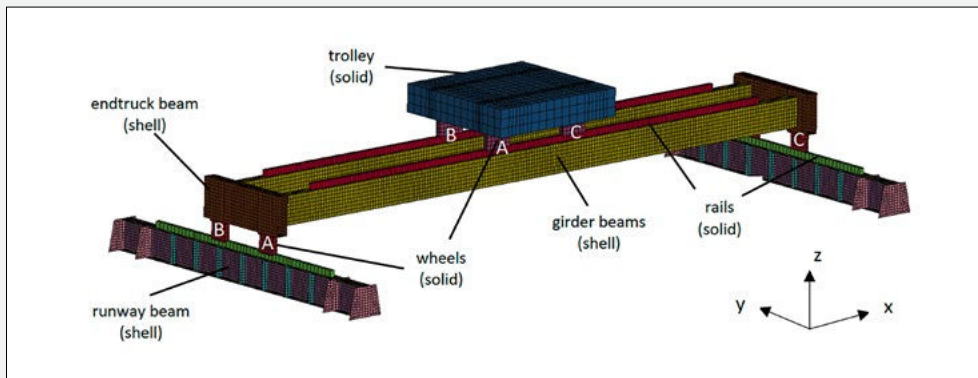


Figure 3:
Finite element "blind prediction model" of the bridge crane in LS-DYNA (Team B&H).

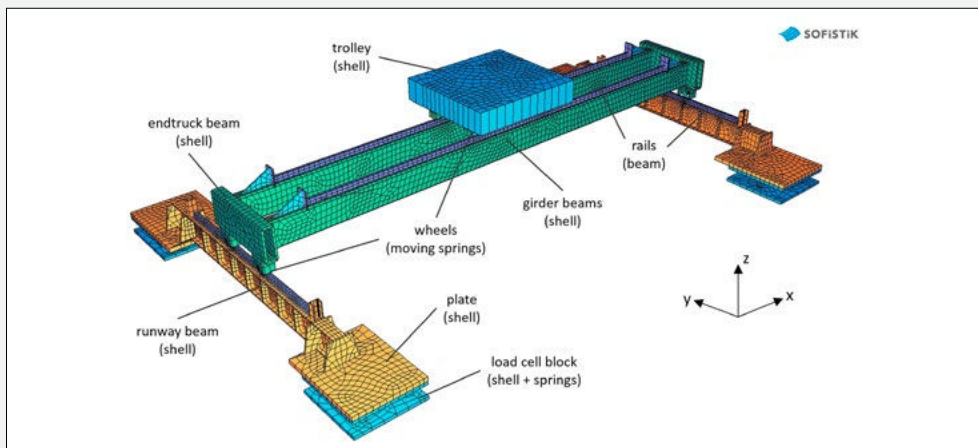


Figure 4:
Finite element "blind prediction model" of the bridge crane in SOFISTIK (Team SPI).

Numerical analysis methods

The three ENSI teams carried out the numerical analyses of the SOCRAT benchmark with independently created finite element (FE) models and using different finite element analysis software as listed in the Table 2. The FE models shown in Figures 3, 4 and 5 used for the blind predictive analyses in Stage 2 of the benchmark include information on the element types of each model. See Table 2 for more information on the modelling parameters.

Results of the blind prediction (Stage 2)

In the following, only selected results of the blind prediction of the Exercise 9 (centred trolley and sliding wheel configuration) are presented and discussed.

With simulations of the bridge crane under seismic excitation in Exercise 9, the three ENSI teams are able to predict relevant sliding motion characteristics, such as the magnitude and direction of the sliding movements in both directions, as shown in Figure 6 and 7. For example, the simulations of all three teams predict a jerky sliding of the trolley of approximately 20 mm in negative x-direction at $t = 7.3\text{s}$, which agrees well with the measurement (see Figure 6).

For the motion of the crane bridge in y-direction, the measurement shows diverging displacements for the wheel sides A-B and C-D over time, i.e., the bridge crane is rotating about the vertical axis during this excitation (see Figure 7). This rotation is presumably triggered by an asymmetric trolley position or asymmetric sliding friction, which the teams only partially captured in their simulation models. Hence, the predicted sliding displacements in y-direction are rather uniform on the opposing sides and do hardly show a rotatory motion of the bridge crane in the simulation. Nonetheless, the average sliding displacements in y-direction of both sides A-B and C-D were well predicted by all three teams.

A comparison of the maximum lateral support forces at load cell location A is shown in Figure 8 and 9. In the experiment, maximum support forces of $F_x = 24\text{kN}$ and $F_y = 10\text{kN}$

were measured in the load cells at the support. Since the maximum support forces are governed by horizontal impact between wheel flange and rail, the numerical prediction of this nonlinear process is challenging. Nonetheless, the teams succeeded to predict the order of magnitude of the support forces in both x and y direction. Furthermore, the team B&H linearized its model by welding the contacts and compared the support forces with the nonlinear models as well as the experiment. The results show that the linear model, which does not capture the dissipative behaviour of frictional sliding, overestimates the support forces by a factor of 2 or 6 in x and y direction respectively.

Conclusion of the Benchmark

Blind prediction calculations for high seismic intensities are performed in the five exercises of the Stage 2 with the relevant model parameters chosen based on the calibrations of the Stage 1 and the results are compared to the experimental data.

Comparing the numerical results of the ENSI teams with the experimental measurements, three main conclusions can be drawn. First, the teams demonstrated that the dynamic behaviour of the bridge crane can be well predicted with different software (numerical approach), geometric detail and calculation settings. Crucial for the accuracy of the prediction is the representation of local shocks and sliding physics. Second, it became apparent that the measured dynamic response of the bridge crane cannot be reproduced exactly (even experimentally) due to the high nonlinearity of the problem and the associated uncertainties. The test campaign showed that the test runs with same initial and boundary conditions produced diverging results and thus an exact match between simulation and experiment could not be expected. Therefore, sensitivity studies on the key parameters (e.g. friction coefficient and gap distances) are necessary using numerical analyses in order to make reliable statements on the system's behaviour. Third, the comparative linear calculations are conservative with respect to the support forces,

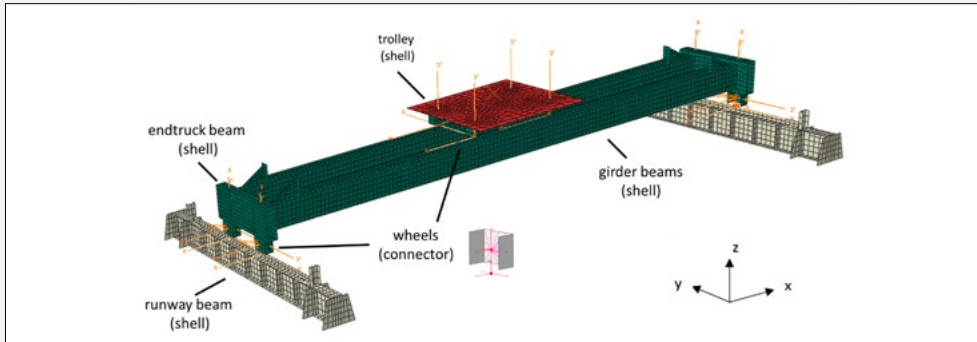


Figure 5: Finite element “blind prediction model” of the bridge crane in Abaqus (Team Principia).

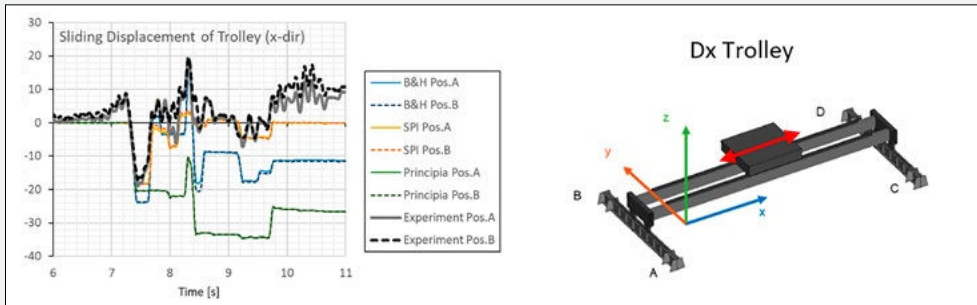


Figure 6: Blind prediction of the relative displacement (sliding motion) of the trolley in x-direction for seismic excitation (Exercise 9).

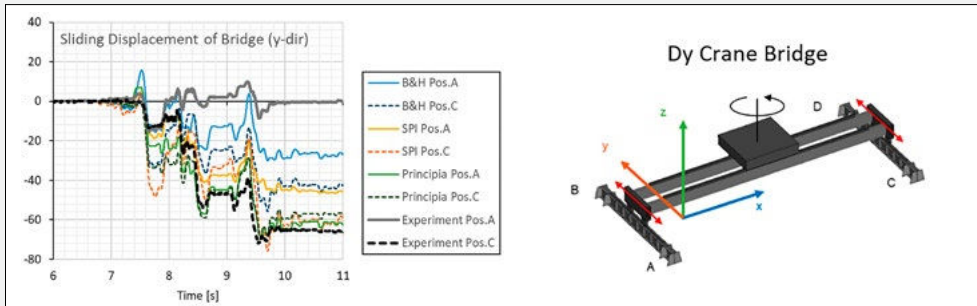


Figure 7: Blind prediction of the relative displacement (sliding motion) of the bridge in y-direction for seismic excitation (Exercise 9).

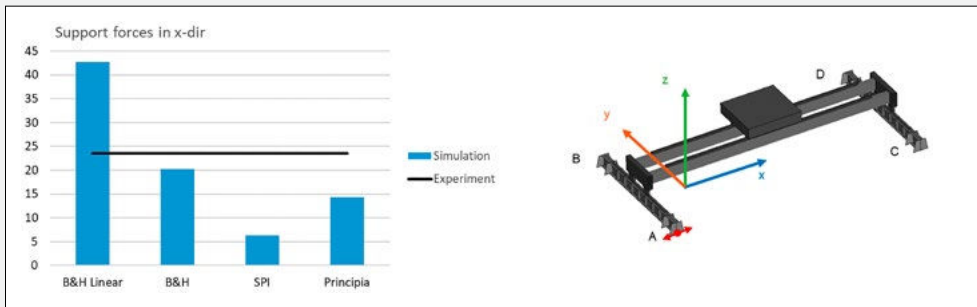


Figure 8: Blind prediction of the support forces in x-direction for seismic excitation (Exercise 9).

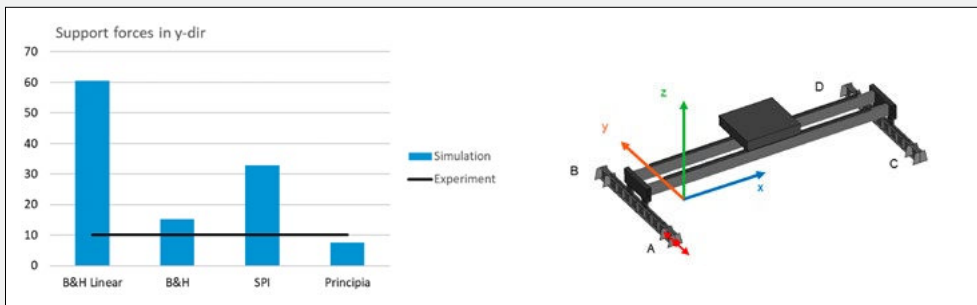


Figure 9: Blind prediction of the support forces in y-direction for seismic excitation (Exercise 9).

since sliding is a significant source of energy dissipation. Hence, linearized models with welded interfaces offer a legitimate simplification in new designs.

National Cooperation

From Switzerland, Basler & Hofmann AG (Zurich) is involved in the NEA SOCRAT benchmark.

International Cooperation

ENSI takes part in the SOCRAT benchmark together with three teams consisting of experts from Basler & Hofmann (Switzerland), Stangenberg and Partners (Germany), and Principia Ingenieros Consultores (Spain). A total of twenty-two teams from eight countries are participating in the benchmark.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

The participation of ENSI in the benchmark project SOCRAT together with its three teams of experts has resulted in a valuable expansion of the technical expertise and practical experience with the numerical simulation of overhead cranes under earthquake loads. The modelling practices of such crane bridge equipment have been improved, particularly with regard to the nonlinear effects caused by friction and shocks, by calibrating the FE models with the test data from an experimental campaign carried out with a 1/5 scale model of a crane bridge on a shaking table. Since safety-relevant system parts of overhead cranes in a nuclear facility (e.g., polar crane in reactor building) can be associated with a high hazard potential, extensive requirements must be met for their safe design or re-evaluation. Therefore, the findings obtained from the numerous numerical simulations within the framework of the SOCRAT benchmark are of great significance for ENSI's regulatory practice.

The organising committee hosted the final workshop of the SOCRAT benchmark in Paris in March 2022 and organised a Special Session at the SMiRT 26 conference in Berlin in July 2022. The ENSI teams presented their results in both events, which allowed inter-

esting discussions and exchange with international experts and nuclear regulators from other countries. Furthermore, the organisers are working on a summary report of the SOCRAT benchmark, which will be reviewed by OECD seismic subgroup in January 2023.

Publications

- S. Ghadimi Khasraghy, J. Attinger, C. Schneeberger, P. Rangelow (2022). SOCRAT Benchmark: Seismic Analyses of an Overhead Crane in LS-DYNA, Transactions, SMiRT-26, Berlin
- M. Borgerhoff, M. Stadler, H. Stangenberg, C. Schneeberger (2022). Numerical Simulations of the Nonlinear Seismic Interaction of Bridge Crane Components in the SOCRAT Benchmark, Transactions, SMiRT-26, Berlin
- J. Rodríguez, J. Reboul, P. González, M. Crespo, M. Borgerhoff, C. Schneeberger (2022). Modelling of an Overhead Crane under Seismic Excitations (SOCRAT), Transactions, SMiRT-26, Berlin

References

- [1] Geodynamique & Structure: SOCRAT Benchmark, Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table, <https://www.socrat-benchmark.org>
- [2] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK Analysis Programs, Version 2020-8, Oberschleißheim, Germany
- [3] Livermore Software Technology Corporation (LSTC): LS-DYNA, Keyword User's Manual, Version LS-DYNA R11/R12
- [4] SIMULIA: Abaqus Analysis Documentation, Version 2021

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

Author 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,

www.psi.ch/rhr/

Duration of project: 2020–2023

Abstract

An appropriate and comprehensive treatment of human performance and of its impact on safety provides an essential input to the safety management of nuclear power plants. Project ROES-II aims at the development of a practitioner-oriented guidance (a “cookbook”) to extend Probabilistic Safety Assessment to the treatment of decision-related failures that may lead to the performance of undesired actions, referred to as Errors of Commission (EOCs). A second focus is the collection of plant-specific human performance data in simulated emergencies and its use in the estimation of human failure event probabilities. Other areas of ROES II are dependencies among different human failures and the empirical evaluation of HRA methods recently developed internationally. The main topics addressed and the results obtained in 2022 include:

- The task performance measure proposed to support the use of performance data collected in simulators for HRA applications was further elaborated as an article for peer review. This documentation includes a preliminary evaluation of the measure’s capacity to distinguish among performance reliability levels, based on previously collected simulator data.

- The analysis of operational events involving multiple operator failures, to identify and characterize the performance influences that shape dependence across these failures. Dependence entails the need to modify the probability of the failure events to address coupling factors, otherwise neglected when the failures are analyzed singularly. The project identified shortcomings concerning coverage of some of these factors by current HRA practice and derived recommendations accordingly.

- The basis for the second stage of the HRA method evaluation framework was set up, in particular with the identification of the operator actions subject of the benchmark and of the relevant data for empirical evaluation. The set of actions was selected to be representative for PSA applications. An approach was also developed for use of data from a recent international data collection initiative coordinated by the US Nuclear Regulatory Commission.

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 methods¹.

The main goals for 2022 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 step-by-step guidance (a “cook-book”) for EOC analysis, encompassing the application of the CESA method for EOC identification [1], [2], the updated CESA-Q method for the quantification of EOC probabilities, as well as example analyses.

The goal for 2022 addressed finalization of the CESA-Q method for quantification. An important goal was to translate the technical developments achieved in earlier phases of ROES-II in a publication in an international scientific journal, to increase the method acceptance. Furthermore, model calibration dates back to [3]: a goal for 2022 was to assess the calibration values in light of new data made available by recent international data collection efforts, [4] and [5].

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. Suggested by previous work, the collection framework 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 2022 goals for the subproject were to further elaborate the TRI and associated data collection methods as a publication for peer review. A second goal was to interact with the Swiss NPPs to collect information on the training data currently available and to obtain their feedback on the prospective application of the proposed 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 2022 was to identify and analyze empirical evidence concerning dependence across multiple human failures and to evaluate current HRA practice in light of this evidence.

Evaluation of HRA quantification methods

This subproject will develop the technical basis for extending the list of acceptable HRA quantification methods in the Swiss regulatory guidelines (ENSI-A05) to include newer methods used in international PSAs as well as important emerging methods. The identified HRA quantification methods are evaluated in two stages. The Stage 1 evaluation, completed earlier in the project, assesses the methodologies against a set of qualitative criteria representing desirable features for PSA applications. These criteria

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.

are intended to ensure that the Stage 2 evaluation includes only methods that have detailed user guidance/instructions, have matured beyond academic demonstration and would support analyses meeting the ENSI guidelines for the PSAs of Swiss nuclear installations. Five HRA methods were then selected for Stage 2, which focuses on their quantitative features and benchmarks the method results for selected Human Failure Events (HFEs).

The main goals for 2022 were to define the list of HFEs guiding the evaluation, as well as to identify applicable empirical data to obtain the reference failure probabilities in support of the benchmark.

Work carried out and results obtained

Errors of Commission

Part of the 2022 work was dedicated to preparing the scientific publication addressing the Bayesian Belief Network-based model for quantification of EOCs, which is now published (Podofillini et al. 2023).

The model published in Podofillini et al. (2023) addresses the prediction of the “Error Forcing Impact” (EFI) index on the basis of the nine CESA-Q input factors. The EFI index is calibrated to a scale of probability of the occurrence of the EOC, for incorporation into the probabilistic safety assessment. The current calibration is based on [3], where a generic estimate of probability of EOC occurrence is required, independent of the operational context. The value of $1.7e-2$ was estimated in [3], from 3 EOCs observed in 180 reactor trips from US licensee event reports. A first relevant source of recent data is the Human Reliability data EXtraction (HuREX) system, maintained by the Korean Atomic Energy Research Institute (KAERI) [4]. A recent analysis by KAERI of APRI400 simulator runs identified two EOCs with aggravating consequences over 107 simulator runs of 12 emergency scenarios [6]. The resulting estimate of $1.9e-2$ EOCs per scenario ($2/107$) reinforces the appropriateness of the original CESA-Q value.

Another potential source of data is the SAC-ADA collection system (Scenario Authoring, Characterization, and Debriefing Application, [5]), a USNRC initiative to collect data from training simulators. However, in the currently available format (<https://www.nrc.gov/data/index.html>, under NRC’s High-Value Datasets, Human Reliability Analysis), EOCs are not distinguished from other human failures, therefore not allowing a specific estimate. An agreement with the USNRC is being sought for accessing more detailed data information.

HRA data from simulator

The motivation for the development of the TRI is to differentiate task performance reliability levels more strongly than in other data collection framework, which have focused primarily on whether specific tasks are performed (or not) within a given time. The collection of performance data centered on the TRI will yield a “richer” set of data to be used as empirical evidence for HRA. This is achieved by accounting for multiple levels of success when examining the plant outcomes as well as observed issues and challenges in the performance of the tasks. The work carried out examined how the plant and task performance sub-measures can be combined into the TRI and the relation between the TRI and failure probabilities. The application of the proposed measure and method to data from the HRA Empirical Studies is included to illustrate the methodology. This work will be submitted for peer-reviewed publication. Among the next steps is the operationalization of the plant and task performance sub-measures that make up the TRI. Operationalization in this case refers to bridging the gap between simulator observations and the sub-measure index values; what is needed are rating scales, behavioral anchors, and other approaches to systematize the observations so as to allow for consistent and coherent ratings from observations over time and among different observers. While the operationalizations will build on existing performance measures, some adaptation is needed for the human reliability context.

Furthermore, the practical implementation in training simulators and the constraints of training exercises need to be addressed. The interactions with the Swiss NPPs could not be arranged in 2022; obtaining this feedback and these inputs will be a key goal for this sub-project in 2023.

Empirically-based HRA dependence analysis

Empirical evidence was searched in the operational events included in the International Reporting System for Operating Experience (IRS) (<https://nucleus.iaea.org/Pages/irs1.aspx>), managed by the International Atomic Energy Agency (IAEA).

Since it was not possible to directly identify IRS events involving multiple human failures, the search proceeded by progressively restricting the set of potentially relevant events. The IRS events characterized by “multiple failures or multiple errors” were first selected (about 2000 events). Then, for only selected Countries to further restrict the search, the titles of the events were quickly reviewed in search for events possible involving multiple human failures (considered countries: Belgium, Czech Republic, Finland, France, Germany, Sweden, Switzerland, USA - counting about 500 events). This led to the selection of about 50 events, which were further screened on the basis of the information included in the event overall description. Finally, six events were retained for further analysis.

The narratives of each operational event and of each human failure were reviewed, along with the contributing factors as identified by the corresponding IRS event report. By comparing the contributing factors across the multiple failures, the common influencing factors are identified, referred to as “coupling factors”. The small number of cases available for analysis does not allow generalizing conclusions, yet some remarks can be derived, specifically for the analyzed cases. Indeed, the identified coupling factors from the event analysis can be grouped as:

■ Work practice-related: e.g. related to deficiencies in supervisory control, safety attitude, application of informal procedures, questioning attitude;

■ Task-related: characteristics carrying over across multiple tasks, e.g. some common elements of complexity, concerns in previous task influencing decisions on the subsequent task;

■ Knowledge-related: training, experience, general plant knowledge, e.g. simulator fidelity issues, inadequate plant knowledge, precursor learning.

Task-related factors have the strongest influence on dependence, because they generally manifest as specific performance drivers for the multiple tasks. Work practice-related and knowledge-related factors do not appear as main drivers for the dependence, rather as secondary, detrimental influencing factors.

The state-of-the-art approach to HRA dependence analysis is based on decision trees, a representative tool being presented in [7]. In such decision trees, each branching point of the tree represents a factor that influences the dependence level; the tree guides the analyst in selecting a value for each factor in order to determine the dependence level. The decisions refer to these selections of the analysts. Each event was subject to analysis via the decision tree from [7], to check adequate coverage of the dependence factors. The decision trees aim at high-level characterization of the task similarities, e.g. in terms of the performers, the timing, the location, under the assumption that the more the tasks are similar, the more the potential for common failure drivers.

The results obtained are plausible when the tree returns some level of dependence (in practice, this occurs when task-related coupling factors are identified). However, the analysis identified cases for which the assessment of independence by the tree does not seem appropriate based on the event narrative. In one instance, the literal application of the “intervening success” tree header would result in zero dependence, while some coupling factors emerged from the narrative. In another instance, zero dependence accord-

ing to the decisions tree results from the large time separation between the failures (allowing for a crew shift change).

Another comment concerning the decision tree approach relates to the fact that the tree mostly covers task-related factors, while it does not cover a number of work-practice related and knowledge-related factors. From the analysis cases addressed in the present work, when task-related factors are identified, the lack of coverage of the other two groups of factors do not seem problematic (because of the stronger impact on dependence of task-related factors). However, when task-related factors do not appear, the decision tree application would most likely return zero dependence.

The above considerations led to the recommendation that, for the cases in which no task-related factors apply, for which the tree would therefore return zero dependence, the analyst should perform a plausibility check especially in case the subsequent failure probability is low. The development of guidance for the plausibility check is not in the scope of the 2022 work and will be addressed by future activity.

Evaluation of HRA quantification methods

One of the activities addressed the identification of the HFEs supporting the evaluation of the methods selected for the Stage 2 evaluation. The methods are: EPRI HRA, for the Electric Power Research Institute's method toolbox [8]; HuRECA, 'The human reliability analysis method for computer-based advanced control room [9]; IDHEAS, 'An Integrated Human Event Analysis System' [10]; NARA, Nuclear Action Reliability Assessment [11]; SPAR-H, Standardized Plant Analysis Risk Human Reliability Analysis [12].

Table 1 presents the identified actions, showing their diversity, to allow a broad evaluation of the methods across typical PSA actions. The set features actions required short-, mid-, long-term after the initiating event, actions from the main control room and implemented locally, simple and more complex actions. The actions are not connected to a specific

PSA, but will be described generic enough to allow for general evaluation of the methods. The availability of empirical data to obtain reference failure probability values was then investigated. The most recent and comprehensive publicly available data set for HRA applications originates from USNRC's SACADA [5]. in the currently available format (<https://www.nrc.gov/data/index.html>, under NRC's High-Value Datasets, Human Reliability Analysis), SACADA data is broken down according to five operator cognition activities: attending to alarms, reading and monitoring indicators, situation understanding, decision-making, implementation of the actions. Each data record is characterized by a different combination of performance factors ([5]) and the corresponding statistics: the number of observed failures ("unsatisfactory performances" as defined by SACADA) and the number of observed opportunities.

Within the number of possible SACADA factor state combinations (over 60,000 [5]), the latest SACADA release only covers 489 combinations, with overall 149 failures observed over 18,096 opportunities. Indeed, given this data status, it is not credible to obtain reference probabilities for the benchmark HFEs as a direct match of the HFE performance factors with a single SACADA record. The approach developed in this work selects combinations that match a subset of HFE performance factors and that allows estimates of acceptable statistical relevance. Then, these combinations are analyzed to determine if the estimate represents a credible match or eventually an upper or lower bound.

The identification of data relevant for action "Cooling down through steam dump to condenser, steam generator tube rupture scenario" is given as an example. Taking the cognitive activity "reading and monitoring indicators", the states of the SACADA factors that are most representative of the action are selected. For example, concerning the SACADA factor "Detection mode", the state "Procedure-directed monitoring" is selected as relevant for the specific action, as opposed to other options that do not foresee direct use of procedures (e.g. knowledge-based).

Tasks	Types	Timing requirements			Implementation location		Overall complexity		Plant power state	
		Short term	Mid term	Long term	MCR	Local action	Simple	Complex	At Power	Shut-down
Operator fails to manually connect hoses and open required valves for alternate injection										
Operator aligns alternate emergency power, loss of offsite power scenario										
Cooling down through steam dump to condenser, SGTR (single tube) scenario										
Primary pressure decreasing (pressurizer spray), SGTR (single tube) scenario										
Operator fails to start the residual heat removal in shutdown-cooling mode from the alternate shutdown control room										

Table 1: Overview of the actions identified for Stage 2 HRA method evaluation.

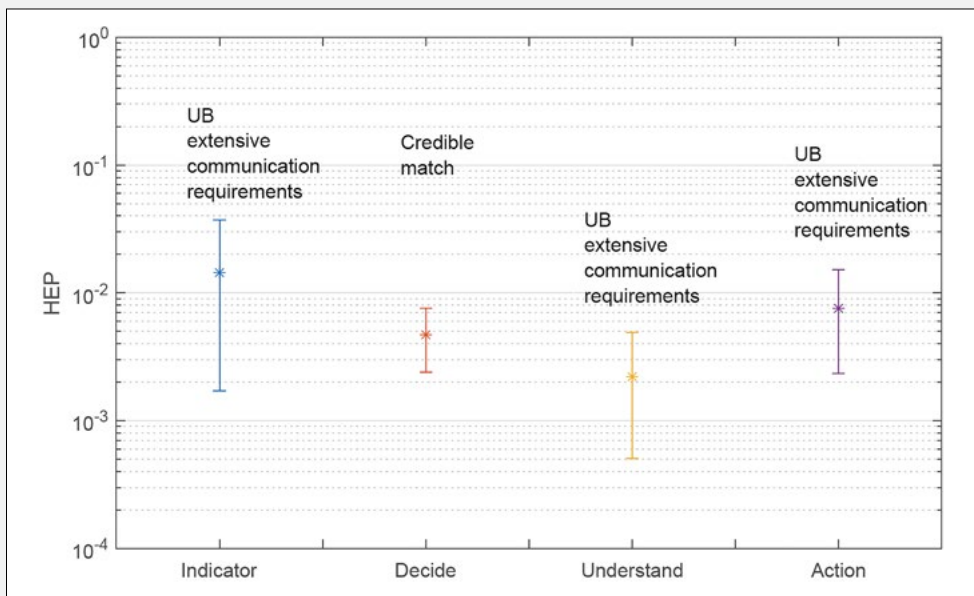


Figure 1: Reference values of failure probabilities for different cognitive activities for benchmark action “Cooling down through steam dump to condenser, steam generator tube rupture scenario”. Bayesian estimates obtained assuming uninformative prior. Error bar indicate 5th and 95th percentile. Reason for the Upper Bounds (UBs) indicated: The HEPs were derived from SACADA data records with extensive communication requirements as a performance factor, while normal communication requirements apply to the benchmark action under consideration. Source: SACADA public release 2019: <https://www.nrc.gov/data/index.html>.

Concerning the workload factor, the states “nominal” or “concurrent demands” are also set as relevant, as opposed to the state “multiple concurrent demands” which relates to situations where workload is a strong performance influence. Proceeding in this way, the set of relevant SACADA data records is reduced to six (in this example); overall, one failure was observed over the 102 opportunities covered by the 6 records. Since the benchmark action under consideration does not feature communication requirements beyond normal while the failure record include situations with extensive communication requirements, the obtained estimate is interpreted as an upper bound for the reference value. Proceeding in the same way for the remaining cognitive failure modes relevant for the action, one obtains relevant data that can be then labeled accordingly as upper bound, lower bound or credible match. The result for the action “Cooling down through steam dump to condenser, steam generator tube rupture scenario” is shown in Figure 1. The estimates in Figure 1, along with others obtained for the rest of the benchmark actions represent reference values to compare the quantitative method predictions. For a proper comparison, the failure decomposition of the SACADA cognitive activities would need to be matched to that of each HRA method. This would entail aggregating the SACADA values, because generally the HRA method’s decomposition is coarser.

National Cooperation

In the current project, achievement of the goals on the topic **HRA data from simulators** will depend on inputs from nuclear power plants. The project will relaunch its effort to develop a cooperation with a Swiss NPP for the pilot data collection.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

Errors of Commission

The publication of the CESA-Q quantitative model in an international scientific journal solidifies technical basis to the method. In-

itial work addressing validation of the CESA-Q prediction with new data recently made available within the scientific community provided promising results. Building on these results, the upcoming work in 2023 will close the project activity with the finalization of the EOC step-by-step guidance, the “cookbook”.

HRA data from simulators

The overall data collection methodology was documented as a article for peer review. For the detailed implementation of the methodology, including but not limited to the operationalization challenges mentioned above, obtaining information from the Swiss NPPs on the currently available training data is a first step. In 2023, the main goals for this sub-project detailed are to collect this information and present the methodology for data collection and its application to the Swiss NPPs, with the aim to collect inputs to ensure the feasibility and the practicality of the methodology.

Evaluation of HRA quantification methods

The developed list of benchmark actions provides a representative set of typical PSA actions, allowing addressing some key concerns for the HRA: long time windows, recovery, role of coordination within and outside the main control room. With the developed approach to use SACADA data to obtain reference probability values, the project is equipped with the elements to carry out the Stage 2 evaluation. The work in 2023 requires determining reference values for all identified benchmark actions and carrying out the actual Stage 2 evaluation, thus leading the project task to finalization.

HRA dependence analysis

The analysis of operational events have provided an important empirical basis to evaluate current HRA practice concerning dependence analysis. The identified shortcomings led to the good practice recommendation of combining the dependence analysis with a plausibility analysis when

state-of-the-art HRA methods suggest that no dependence exist. The envisioned work to finalize the project involve derivation of guidance to perform the plausibility analysis and, in coordination with ENSI, the development of quality requirements for dependency analysis to be included in regulatory guidelines.

Publications

■ 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, 2023, 108903, <https://doi.org/10.1016/j.res.2022.108903>.

■ L. Podofillini, V.N. Dang: **Developing Bayesian Networks from Operational Events Analyses and Expert Judgment: a Human Reliability Application**. Proceedings of the 32nd European Safety and Reliability Conference, ESREL 2022, 28th August – 1st September 2022, Dublin, Ireland (abstract only).

References

- [1] B. Reer, V.N. Dang, S. Hirschberg: **The CESA method and its application in a plant-specific pilot study on errors of commission**, Reliability Engineering & System Safety, 83(2) 187-205, 2004.
- [2] L. Podofillini, V.N. Dang, O. Nusbaumer, D. Dres: **A pilot study for errors of commission for a boiling water reactor using the CESA method**, Reliability Engineering & System Safety, 109, 86–98, 2013.
- [3] B. Reer: **An Approach for Ranking EOC Situations Based on Situational Factors**, LEA 19-304, Villigen PSI, Switzerland, 2019.
- [4] W. Jung, J. Park, Y. Kim, S. Choi, S. Kim: **HuREX – A framework of HRA data collection from simulators in nuclear power plants**, Reliability Engineering & System Safety, 194, 2020, 106235.
- [5] Y.J. Chang, D. Bley, L. Criscione et al.: **The SACADA database for human reliability and human performance**, Reliability Engineering and System Safety, 125 (2014) 117–133.
- [6] Y. Kim, S. Choi, J. Park, J. Kim: **Empirical study on human error probability of procedure-extraneous behaviors**, Reliability Engineering & System Safety, 227 (2022) 108727.
- [7] EPRI/NRC-RES **Fire Human Reliability Analysis Guidelines**. EPRI 1023001 / NUREG-1921, 2012.
- [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. 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.
- [10] 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.
- [11] B. Kirwan, H. Gibson, R.J. Kenned: **Nuclear action reliability assessment (NARA): A data-based HRA tool**, in Probabilistic Safety Assessment and Management, 1206-1211, Springer: London, 2004.
- [12] D. Gertman, H. Blackman, J. Marble et al.: **The SPAR-H human reliability analysis method (NUREG/CR-6883)**. Washington, DC: USNRC. 2004.

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-014-22

Author and Co-author(s):

Hakim Ferroukhi, I. Clifford, A. Vasiliev
and Project Team

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: Forschungsstrasse 111,
CH-5232 Villigen PSI

Phone, E-mail, Internet address:
056 310 4062, Hakim.Ferroukhi@psi.ch,
<http://www.psi.ch/stars>

Duration of the Project: 1.1.2020–31.12.2022

Abstract

During 2022, 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, the TRACE validation was continued with analyses of IBLOCA tests conducted at PKL. A new spacer grid droplet breakup model was also developed in collaboration with the NRC. Regarding bundle flow simulations, machine learning was deployed to accelerate COBRA-TF for BWR CPR analyses and first developments towards using CFD for thermofluid simulations of fuel assemblies were undertaken. Finally, regarding uncertainty analysis, participation to the new OECD/NEA ATRIUM benchmark aimed at applying inverse methods to choked flow separate effect tests was started.

For core physics, the assessment of SIMULATE-5 for BWR analyses was initiated with a first validation against core support plate pressure drop measurements. The CMSYS platform was also upgraded to supply downstream multi-physics solvers with pin power histories for all Swiss operated fuel rods. Concerning reactor dynamics, bifurcation stud-

ies were performed in relation to the effects of core design changes on BWR stability. Also, first studies to assess the performance of current methods for best-estimate predictions of time-dependant full core -3D decay heat distributions were conducted. Regarding multi-scale neutron transport, the coupling of CMSYS with Monte-Carlo codes was continued with focus on the transfer of sub-pin resolved nuclide vectors.

Concerning fuel modelling, the coupling of FALCON with FRELAX was further validated in relation to axial gas transport and a participation to the FIDES-II HERA RIA program was started. Moreover, a multi-core capability to accelerate FALCON/GRSW-A simulations was implemented. With regards to hydrogen uptake, the CMSYS/FALCON coupled scheme was refined in order to use explicit pin power histories for the burnup calculations. Finally, first assessments of the 3-D OFFBEAT solver for base irradiation analyses of Swiss fuel rods were started.

For multi-physics, three main activities were undertaken. First, a CMSYS/CTF/CASMO scheme was developed to provide high-resolution coolant properties for the validation of lattice depletion solvers. Secondly, participation to the OECD/NEA LWR-UAM-III benchmark on multi-physics uncertainty quantification was started with focus on nuclear data uncertainty propagation. Finally, new research towards acceleration of reactor dynamics simulations and UQ based on low precision arithmetic was launched.

Project Goals

The STARS collaboration with ENSI aims at scientific support and research related to multi-physics multi-scale modelling and simulations of Light-Water-Reactors (LWR) with emphasis on best-estimate safety analyses with uncertainty quantifications for the Swiss reactors. For 2022, the anticipated ob-

Plant System and Thermal-Hydraulics	Validation of TRACE based on the PKL integral test facility
	Complete PSI contribution to OECD/NEA RBHT and start detailed investigations of TRACE code bias for RBHT test facility.
	Validation of COBRA-TF for BWR assemblies based on Frigg and HTRF experimental data
	Consolidate coarse mesh CFD developments including the assessment of openFOAM thermal-hydraulics for LWR applications
	Further development and application of uncertainty and analysis methods for PTS analyses
Core Behaviour and Reactor Physics	Complete transition to SIMULATE-5 for Swiss PWRs with assessment of sub-cooled boiling models
	Assessment of S3K simulated noise methodology using measured signal data from recent KKL Cycles
	Study of 3-D decay heat evolution during LOCAs with validation of the CMSYS/SNF scheme against gamma scan measurements
	Evaluation of intra-assembly thermal-hydraulic heterogeneities on validation against PIE data of higher-order depletion solvers
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Refinements of the F2F coupled code system for effects of axial gas transport during base irradiation and fast thermal transients
	Development of a MultiCore tool for parallel solution of the integrated GRSW-A model rate equations
	First assessments and testing of OFFBEAT for Swiss fuels
Multi-Physics	Development of MPACT/CTF and nTF schemes for BWR and PWR single assembly 3-D multi-physics depletion
	Validation of Swiss PWR hydrogen uptake fractions and oxidation using CMSYS/FALCON scheme
	Perform UQ for Oskarshamn-2 stability event in the framework of UAM activities

Table 1:
Perspectives 2022.

jectives of the STARS/ENSI research project were as shown in Table 1.

Multi-Scale Thermal-Hydraulics and Plant System Analyses

This year, verification and validation (V&V) of the US-NRC system thermal-hydraulics code TRACE continued with studies in the context of two separate projects, the OECD/NEA ETHARINUS project and the Passive Systems Simulating the Thermal-hydraulics with Experimental Studies (PASTELS) European project. Both projects consider the Primärkreislauf-Versuchsanlage (PKL) integral test facility. One PKL small break (SB) loss of coolant accident (LOCA) and two intermediate break (IB) LOCA tests were analysed within the framework of ETHARINUS project (Fig. 1). Within the framework of PASTELS European project, blind and post test analyses of two tests were completed, both considering the performance of a passive Safety Condenser (SACO) connected to the PKL steam generator secondary side. Also in PASTELS, blind test analyses of a containment wall cooling (CWC) system installed in the PASI test facility have been completed (Fig. 2)

This year marked the end of the OECD/NEA Rod Bundle Heat Transfer (RBHT) project. This project highlighted deficiencies in the reflood closure models of TRACE; Improvement of these models has been a focus for 2022. Reflood conditions exhibit complex two-phase flows in fuel assemblies featuring spacer grids. Spacer grids can shatter or split dispersed droplets thereby significantly re-

ducing their diameters, increasing the local heat and mass interfacial transfer, and reducing peak cladding temperature (PCT). In a collaborative development with the US NRC, an advanced spacer grid droplet breakup model available in open literature was implemented into the new three-field version of the TRACE code. The effect of the droplet breakup model was assessed against the available RBHT experimental data, for which TRACE was previously shown to overpredict the PCT. When comparing the predictions of the base capability of TRACE and the three-field code with and without the spacer grid model, the new breakup model reduces the PCT predicted by TRACE by more than 100 K (see Fig. 3) which results in better-predicted PCTs and quenching times. This work has, however, highlighted the need for additional robustness improvements to the three-field version of TRACE.

In the area of subchannel thermal-hydraulics (TH), V&V of the COBRA-TF(CTF) subchannel code continued this year with additional sensitivity studies for two-phase flow in BWR fuel assemblies based on experimental data from the Frigg experimental facility. Since we see reasonable agreement with measured data, CTF is now used as an in-house tool for estimating critical power ratio (CPR) in BWR fuel assemblies. The original CTF CPR methodology was quite slow and inefficient, so efforts this year focused on accelerating the original scheme. Gaussian process meta-models were developed to estimate the CPR as an initial guess for the iterative scheme.

At the same time, the iterative scheme itself was improved and now converges much more quickly. As an example, Fig. 4 shows the number of non-converged cases for a given number of iterations. With the new scheme, most cases converge within 5–10 iterations. This translates to a factor of six reduction in the required computational overhead (represented by the areas below the curves).

Concerning Computational Fluid Dynamics (CFD) analysis, this year's focus was on investigating the possibilities for modeling two-phase flows in Light Water Reactor (LWR) fuel assemblies using a porous CFD framework. GeN-Foam, the OpenFOAM-based multi-physics solver for general reactor analysis, was evaluated as a two-phase, subchannel-like solver. Two-well known NUPEC experiments were used for the evaluation: the PWR Sub-channel and Bundle Test (PSBT) and the BWR Full-size Fine-mesh Bundle Test (BFBT). Several exercises based on void distribution measurements from both benchmarks were simulated, including steady-state single subchannel, steady-state bundle, and transient bundle simulations. The numerical results showed that GeN-Foam is capable of producing an excellent estimation of the vapor fraction distribution and evolution over a wide range of experimental cases (Fig. 5). Moreover, the intrinsic modular design allows easy implementation of new functionalities, e.g. heat transfer or drag models. Despite the promising results, however, several aspects of the code's usability must be re-evaluated. Without dedicated tools, the development, pre- and post-processing of subchannel-like models is time-consuming. Regarding the numerics of the code, stability problems were observed for cases with abrupt transitions in the model, e.g. pressure jump at spacer grids. Further developments to the solver's numerical schemes are needed to ensure numerical consistency in such cases.

In the area of uncertainty analysis methods, PSI started participating to the OECD/NEA ATRIUM project this year. This project aims at applying the state of the art uncertainty quantification (UQ) methodology defined in

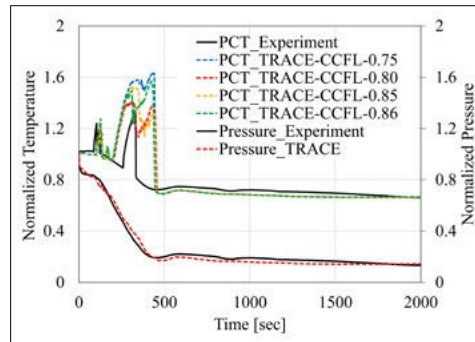


Figure 1: TRACE code validation against PKL J2.1 (IB-LOCA) experiment.

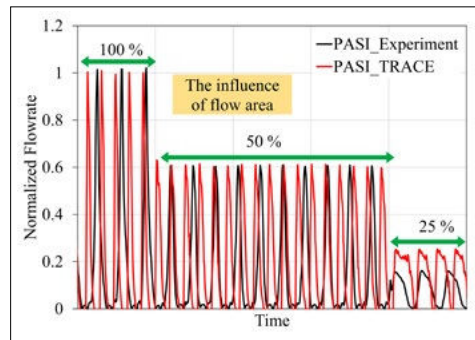


Figure 2. TRACE validation for the PASI CWC.

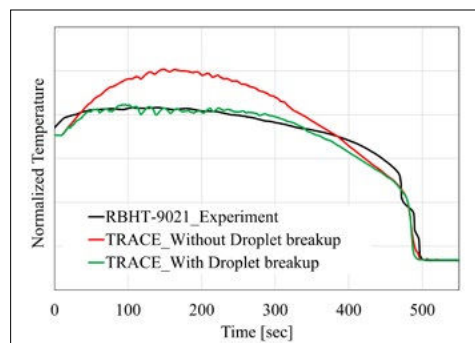


Figure 3: PCT with and without a spacer grid droplet breakup model for RBHT Test 9021.

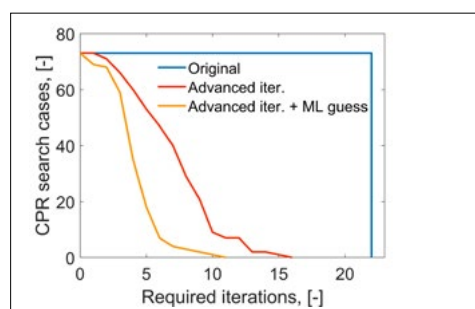


Figure 4: Optimization of the CTF CPR Iteration Scheme.

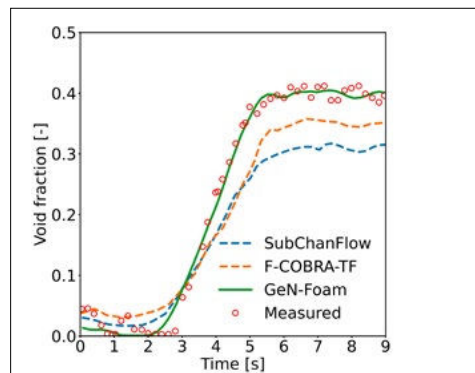


Figure 5: Time evolution of the average void fraction in the PSBT bundle due to a power increase, and comparison with subchannel codes.

the previous OECD/NEA SAPIUM project to quantify the uncertainty of quantities measured during an SB-LOCA. The first phase of this project seeks to apply inverse UQ methods to choked flow separate effects tests (SETs). The systems code TRACE was used to model choked flow for three separate SET facilities; the Super Moby Dick, Sozzi-Sutherland and Marviken experiments. PSI's inverse UQ technique was then used to infer the models uncertainties. This technique uses Gaussian process metamodels to quickly approximate the TRACE prediction combined with Bayesian calibration. For this exercise, an additional challenge stems from the unknown uncertainty of the experimental boundary conditions and critical flow rates. As an example, 80% of the available Super Moby Dick experiments, which featured two nozzle types and different inlet conditions, were calibrated assuming a 3% uniform error on the critical flow rate. The posterior joint PDF of the choked flow parameters is illustrated in Fig. 6. Here, it can be seen that the posterior uncertainty distribution for the two-phase flow multiplier (chm22) is especially well informed by the experimental data. In the future, the plan is to explore calibration techniques with uncertainty inflation techniques to account for model inadequacies, as well as techniques to combine Bayesian calibration results from different SETs experiments.

In the context of the Rod Bundle Heat Transfer (RBHT) project, PSI developed a methodology to correct the clad temperature predictions from TRACE during reflood transients. The method used a subset of the RBHT tests to train a set of Gaussian Processes (GP) to predict TRACE biases for the quenching time and the time trend (using principal component analysis). This method was applied in conjunction with the forward propagation of uncertain model parameters to derive uncertainty bands for the clad temperature. The corrected TRACE predictions and their uncertainty bands encompass the experimental values obtained for other RBHT experiments having similar boundary conditions, thereby validating the PSI methodology.

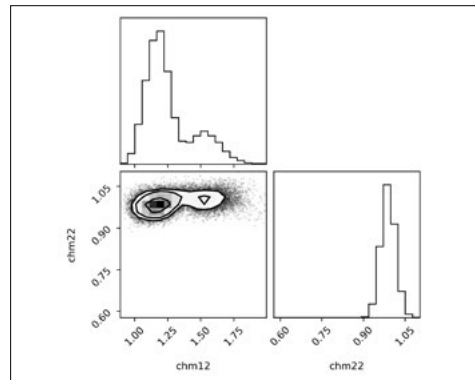


Figure 6:
Joint PDFs of TRACE
choked flow model
parameters after
calibration.

PSI applied forward UQ to the problem of pressurised thermal shock (PTS) this year in the context of the Advanced PTS Analysis for Long Term Operation (APAL) European project. In this case random sampling used the relatively simple Wilk's method. A key challenge in this case, however, is the complexity of the problem being solved; a small break LOCA in a 4 loop KWU reactor with a 2D representation of the downcomer. Each sample required almost a full day of computing time. The success in this regard illustrates the robustness of the TRACE code and the quality of the simulation model developed for the APAL project. However, this project has highlighted the tendency for TRACE to overly diffuse the solution in the downcomer region. CFD studies have been initiated to study and compare this behaviour more closely.

Reactor Physics and Core Behaviour

Regarding the validation of SIMULATE-5 (S5) for the CMSYS PWR models, the eventual presence of sub-cooled boiling in the upper part of the KKG core was investigated by means of comparisons with CTF models. Although only a limited set of assemblies and burnup steps were screened at this stage, no distinct presence of sub-cooled void could be observed, something aligned with the S5 results. For BWRs, the qualification of S5 was started with KKL as situation target and in this context, attention was first given to the flow split calculations given the major upgrades of the TH models compared to SIMULATE-3 (S3). To this aim, available measurements of core support

plate pressure drops during TIP measurements were compared to calculation results. And as shown in Fig. 7, a distinct reduction of the biases against measured data was obtained with S5, something considered as a first promising indication of enhanced code capabilities with regards to the core TH predictions.

Moreover, using the CMSYS models as basis, studies were undertaken towards providing full 3-D core decay heat estimations for downstream best-estimate analyses of design basis accidents with focus on LOCAs. The intention is thus to verify the capabilities of available methods for short-term decay heat calculations. As starting point, the CMSYS extension with coupling to the SNF inventory code was applied using both S3 versus S5 core calculations as basis. The Fig. 8 indicates the differences in assembly-averaged and pin-averaged decay heat between both versions of SIMULATE. These values do not directly correspond to the burnup differences between the two codes even if this evidently also contributes to the observed decay heat differences. In this context, S3 was found to systematically produce higher decay heat levels. Further analyses are thus required in order to understand such differences, noting however that part of these could partially stem from the usage of different SNF versions. But generally, these first results indicate that decay heat calculations for very short cooling periods are not precisely performed with the current methods. Nuclear data uncertainties for short-lived fission products could in this context play a key role and a follow-up study with Monte Carlo simulations is planned to assess this more precisely.

The CMSYS models also provide the basis for down-stream fuel performance computations. To this aim, the size of the CMSYS database is rather large and comprises for instance for KKL core of data for over 300,000 individual fuel rods. It is evident that fuel performance simulations for each individual rod is a computationally challenging problem. Therefore, two new developments were undertaken during 2022 noting that this was

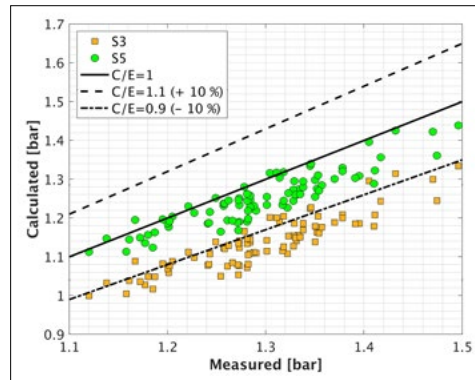


Figure 7: Calculated versus measured Core Support Pressure Drops for Cycle 22–30 TIPs.

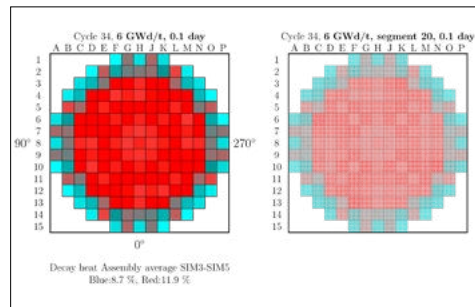


Figure 8: Decay heat differences between SIMULATE-3 and SIMULATE5 for KKG, cycle 34, at 6 GwD/t (before EOC). Cooling time is 0.1 day. Left: average values for each assembly; Right: pin values for segment 20.

also done in support to the DRYstars activities. To start, CMSYS was enlarged such as to equip each plant specific models with a parallel computation route to produce explicit (axially-integrated) pin power histories for all rods and referred to as CMSYS/PPIN databases. Associated to this, the bundle operating history reconstruction (BOHR) module was updated to include explicit pin power history reconstruction (BOHR-PPIN). On this basis, a more practical solution to feed the fuel performance codes was explored by deriving representative rods based on a clustering of the core analysis results, noting that within DRYstars, an alternative clustering approach based on fuel simulations was established. To illustrate the “core clustering” analysis method, the data for KKL core from cycles 11 to 20 was considered. The pin-by-pin power/exposure extracted by the BOHR-PPIN module from the CMSYS/PPIN databases was processed by the Agglomerative Clustering method to produce clusters of fuel rods having similar irradiation history. The left side of Fig. 9 shows the distribution of the fuel assemblies over the primary groups, which differ from each other by the number and history of the core cycles. Each primary group

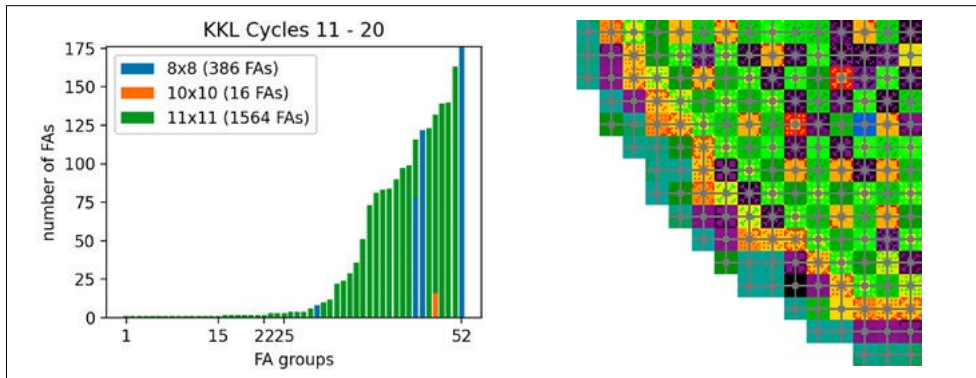


Figure 9:
Primary groups of
FAs (left) and clusters
of FRs (right).

was then considered for the clustering analysis and the right side of Fig. 9 illustrates the final fuel rod clusters arranged all together for the KKL Cycle 19 core.

Concerning multi-scale neutronics core calculations, a large amount of efforts was in 2022 dedicated to the verification of the CMSYS/CHUP¹ methodology for Monte Carlo (MC) neutron transport calculations of irradiated BWR fuel assemblies. The proper transfer of boundary conditions (pin-wise isotopic conditions as well as TH parameters) to the MC solvers (Serpent and MCNP) was verified by comparing a set of 2D CASMO-5 calculations with their MC counter parts for burnups typically encountered in the lifetime of Swiss BWR fuel assemblies. Moreover, the CHUP scheme was enlarged with a capability to extract more spatially resolved nuclide information (isotopic materials at the sub pin level). The impact is clearly visible in the rod periphery, where highly localized Pu-239 build-up (rim effect) results in an under prediction of the fission rates by up to 25%, even though the rod-averaged pin-wise fission rate deviations are much smaller (~0.1% rms). This study also allowed pinpointing some issue with the radial fission rate profiles predicted in CASMO-5, especially in Gadolinium loaded fuel (see Fig. 10). In both cases, the impact on safety calculations would thus need further quantification, especially for fast transients. Finally, MC calculations of full 3-D core models initialized via the CHUP

scheme with pin-wise (axially resolved) nuclide vectors were tested. This revealed that while Serpent could eventually be used for such types of calculations, MCNP was not applicable due to prohibitive runtimes as well as memory footprints. Moreover, even with Serpent and despite its more efficient memory usage, only a reduced set of isotopes could be considered due to memory limitations on the employed cluster (PSI Merlin). And it was confirmed that this set of limited isotopes would not allow for accurate criticality predictions, underlining thereby the key importance of the computational architecture for such types of large MC calculations. On the side of the reactor dynamics, further efforts were dedicated to get insights on the reasons behind the observed high sensitivity of the Oskarshamn-2 (O2) core behaviour upon very small core design changes. To this aim, both the original and reshuffled cores were analysed in the neighbourhood of the operating point when the O2 instability was triggered (65% power and 33% flow). In this context, a detailed local stability and bifurcation investigation was carried out in order to study how the solution manifold of the system would vary as function of the mass flow selected here as the bifurcation control parameter (see Fig. 11). The conclusion is that the reason behind the drastic reduction in the power oscillation amplitudes in the O2 event following a minor core design change is mainly due to two factors. First, a shift in

¹ Cycle Check-up

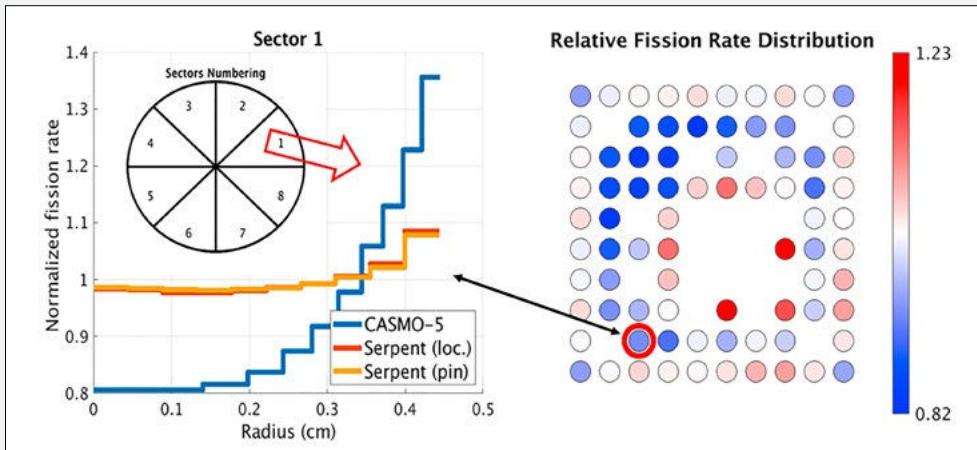


Figure 10: Fission rate variations within an ATRIUM-10 lattice with CASMO-5 and Serpent at 43 MWd/kg. The right part shows the location of the fuel rod for which radial information is provided. The left part represents the radial variation of the fission rate within one of the eight azimuthal sectors of the considered pin.

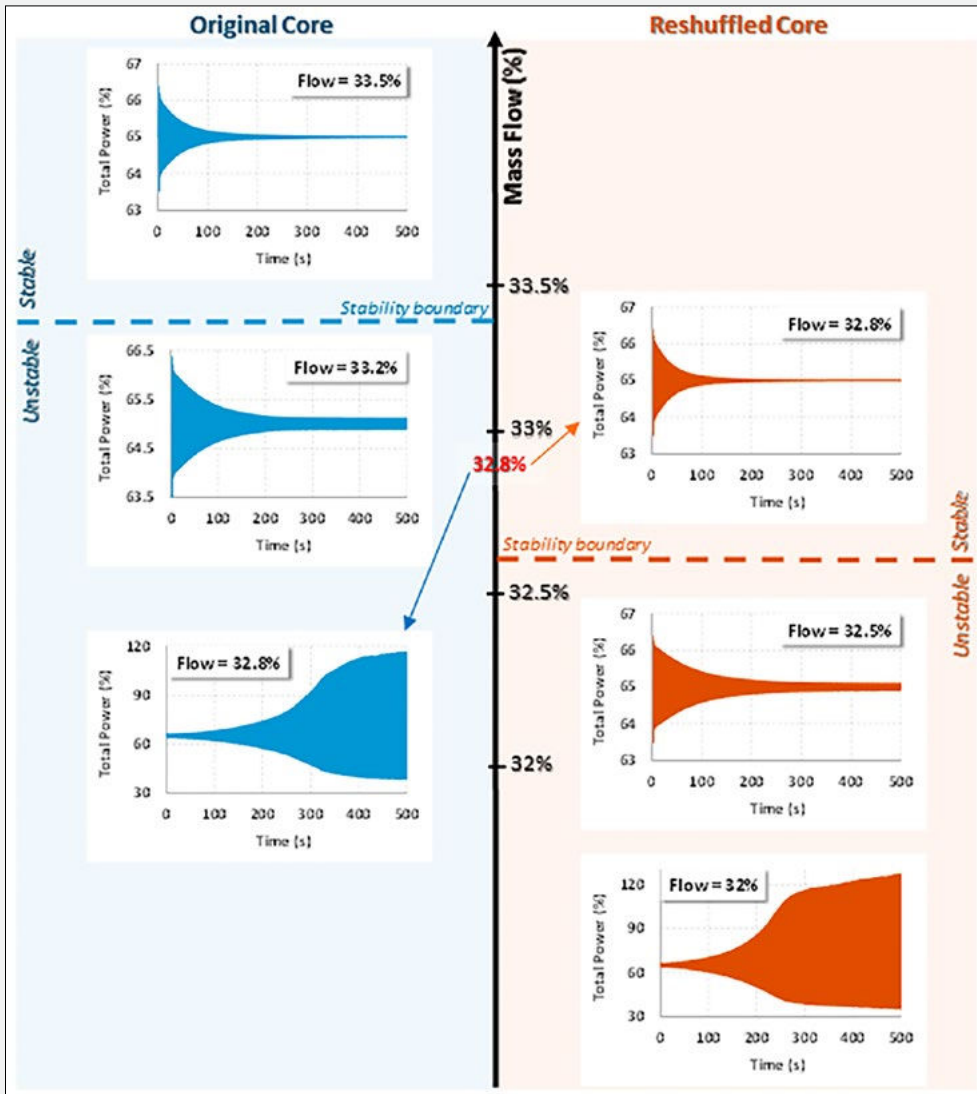


Figure 11: Solution Manifold landscape in neighbourhood of operating point with 65% power & 33% Flow; Original Core (left); Reshuffled Core (right).

the stability boundary takes place, making the core more stable. Secondly, the event is taking place very close to the stability boundary and within a region where the system is very sensitive to small parameter changes, especially in the unstable region where a supercritical Hopf bifurcation occurs.

Fuel Modelling and Safety Criteria

Development, verification and validation of the FALCON fuel behaviour code this year has focused on the effects of axial gas transport. The FALCON-to-FRELAX (F2F) coupled code was extended with a view of simulating the effects of axial gas flow and diffusion in a fuel rod during base irradiation, power ramps, as well as fast thermal transients, like RIAs. A sensitivity analysis with F2F has shown that the maximum difference between the fractions of Xenon in the plenum and the active part of the rod during base irradiation does not exceed a relative value of 1%. This confirms that a single-value approximation for gas pressure and composition is valid for analysis of base irradiation. The underlying causes for the behavior of the measured gas pressure and fuel temperature during the power bump tests AN3 and AN4 of the Risø-3 experimental program have been interpreted based on the F2F calculations (see Fig. 12). For instance, the pressure jumps could have resulted from gap opening, which entailed unlocking of the fission gases released (but retained by strong PCMI) during the preceding high-power hold period. Finally, the updated F2F analysis capability has been employed in the currently ongoing blind calculation of RIA cases within the FIDES-II HERA M&S activity. The calculation indicates a potentially significant effect of local overpressure of the gas in open voids of the active fuel stack, which is able to result in cladding failure due to the balloon burst in situations where the boiling crisis at the cladding surface is predicted to follow after a RIA specific fast energy deposition.

Also in the area of FALCON development, a new code capability was implemented in which the advanced fission gas release and swelling (GRSW-A) model now supports mul-

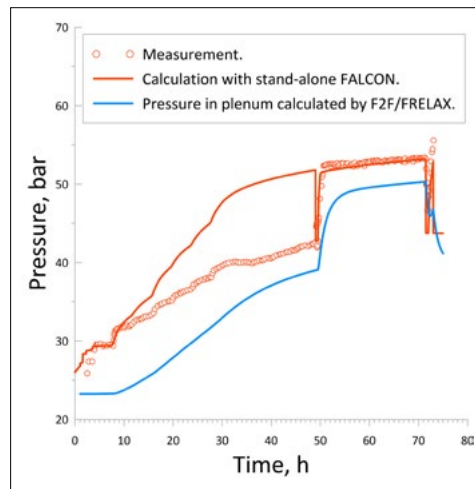


Figure 12: Predicted and measured jumps of pressure in the rod plenum after a power dip in the course of Risø-3 AN3 experiment.

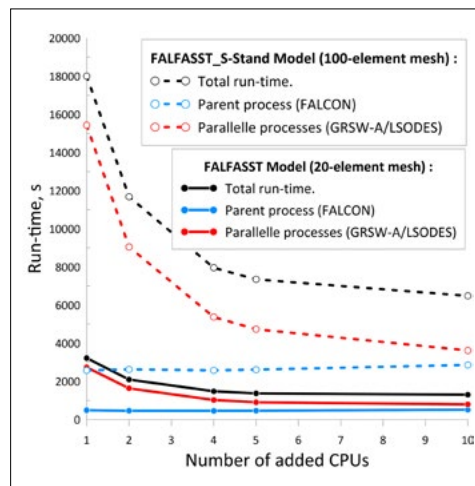


Figure 13: FALCON GRSW-A runtime gains using the MultiCore Booster.

ti-threaded execution. The new “MultiCore” capabilities were verified in combination with fast calculation-oriented finite-element models previously developed and referred to as FALFASST models. This was confirmed to reduce the computational time for base irradiation cases by a factor of up to 15 in total, when combining “MultiCore” solutions with FALFASST models (see Fig. 13).

Concerning hydrogen (H) uptake, a specific model for Swiss BWR fuels was published earlier in 2022. With this model, referred to as the PSI hydrogen pickup (HPU) model, the clad H-content increases exponentially with burnup. To strengthen the reliability of Falcon's predictions when applying this model, a coupling with the CMSYS/PPIN databases was established such as to use pin-by-pin irradiation history instead of assembly-average data.

On this basis, the H-content in 10 operated KKL fuel rods was estimated based on the Falcon burnup calculations with the CMSYS/PPIN irradiation histories combined with the HPU model. The results were compared with measured data for 17 samples taken from the given rods. As can be seen in Fig. 14, a reasonable agreement is obtained for a few samples at low/mid burnups while distinctly larger differences to measurements are seen for most of the other samples. It is however difficult to draw any definitive conclusions since the experimental uncertainties are not known and might not be negligible. More important is therefore that this first validation attempt has shown the applicability of the CMSYS/PPIN-FALCON scheme coupling for pin-based H-content estimations. Consequently, the next steps will focus on further refinements of the coupling scheme such as to provide FALCON also with pin-wise fast neutron fluxes as well as coolant pressure/temperatures.

Finally, first assessments of the 3D fuel behaviour code OFFBEAT, developed jointly by EPFL and PSI, were undertaken this year for Swiss-relevant fuel designs. On the one hand, the GRS benchmark for dry storage was analysed using OFFBEAT. Here, it was concluded that the range of values obtained with OFFBEAT is in line with results obtained by other benchmark participants who employed much more mature fuel performance codes. On the other hand, a representative base irradiation history for a selected KKB rod was simulated with OFFBEAT and the results were compared against a reference Falcon solution (see Fig. 15). This analysis prompted several updates to the code and highlighted also some areas for further enhancements, in particular regarding axial movement of the fuel/cladding due to thermal and irradiation induced creep along with mechanical interaction. These further OFFBEAT enhancements are planned to be undertaken next year in association to the participation

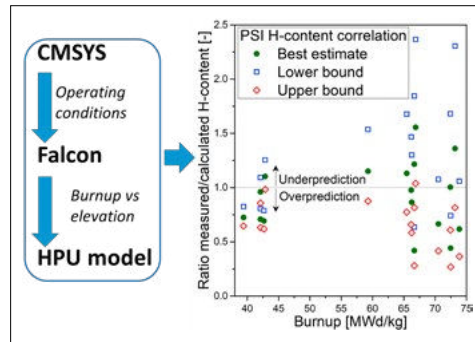


Figure 14: Comparison of the calculated versus measured H-content as a function of the calculated burnup.

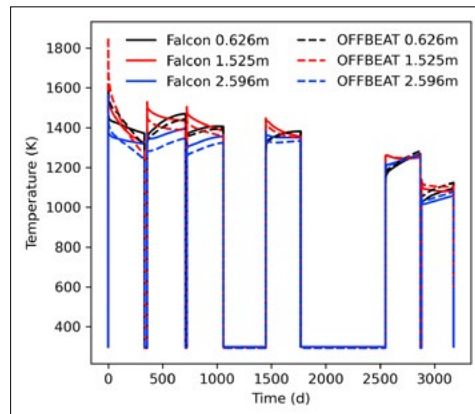


Figure 15: Comparison of OFFBEAT and Falcon fuel centerline temperature history for a representative KKB fuel rod.

to two new European projects, namely OperaHPC² and SCORPION³. Both projects will also provide opportunities for additional benchmarking of OFFBEAT against other more established codes.

Multi-Physics Simulations

On the side of multi physics, a preliminary coupling scheme between CASMO and CTF was established in the perspective of assessing the impact of local intra-assembly TH conditions on the validation of CASMO nuclide predictions against available PIE data of BWR samples from the PROTEUS program. To this aim, modules for transferring data from CMSYS/PPIN databases to CTF and from CTF to CASMO were developed, using as situation target, the SVEA-96 Optima II AEB067 bundle. In this context, the CTF calculations are performed using a CHUP scheme with pin-powers and coolant boundary conditions provided via BOHR-PPIN at each cycle

² Open HPC Thermomechanical Tools for the Development of ATF Fuels

³ SiC composite claddings: LWR performance optimization for nominal and accident conditions

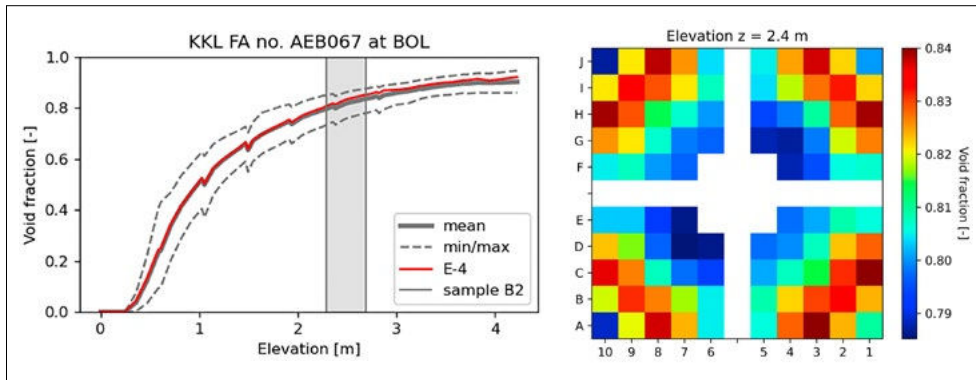


Figure 16: Left: CTF axial and radial distribution of void fraction; Right: Reconstructed 2-D void distribution for CASMO.

depletion step. The CASMO lattice depletion calculations are then performed using coolant densities obtained from CTF and averaged for each pin-cell over the surrounding sub-channels. As an example, the left part of Fig. 16 shows the CTF based axial- and radial void distribution at zero burnup while the right part presents the reconstructed 2D void distribution for CASMO at the axial elevation of the PROTEUS B2 sample. The impact on the intra-assembly power distribution is presented in Fig. 17 where the differences compared to a conventional depletion scheme (i.e. with assembly-averaged void fractions) are shown.

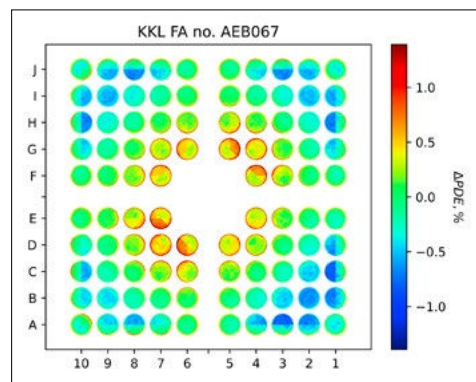


Figure 17: Pin power response to refined void distribution.

■ Principally, these first calculations indicate that a refined modelling of the intra-assembly void distribution produces a variation of the pin powers and burnups within a $\pm 2\%$ range. The largest effects take place at fuel pins near the central water cross. On this basis, the effects on the nuclide compositions will as next step be evaluated.

■ Regarding multi-physics, another research area is the development and integration of uncertainty quantification (UQ) and sensitivity analysis (SA) methods for coupled steady-state and transient simulations. In this context, one of the activities carried out in 2022 was to continue the participation to the OECD/NEA LWR-UAM phase III aimed at benchmarking UQ/SA methods for coupled core/plant system transient analyses. The UAM-III benchmark consists of both PWR and BWR cases, including the Oskarshamn-2 (O2) stability event which was adopted for the STARS activities. During 2022, focus was giv-

en to the quantification of nuclear data (ND) uncertainties on the predicted stability parameters, i.e. decay ratio (DR) and resonance frequency (RF), for stability tests performed before and after the stability event. Using SHARK-X combined with SIMULATE-3K (S3K), a total of 300 transient calculations with perturbed nuclear data (ND) were performed for each of the tests. For one of the tests, the variation of the predicted power response is shown on the upper part of Fig. 18. On the lower part of the figure, the mean plus 1 sigma range of the S3K predicted DR is compared to the corresponding measured value for all analysed tests. Principally, these results indicate that for stable core conditions, the uncertainty in DR predictions due ND will in general be within a $\pm 10\%$ range. Concerning the RF, the uncertainties were found to be significantly smaller within a $\pm 2\%$ range.

■ In relation to the topic of multi-physics UQ, a new branch of research was launched in 2022 with the aim at exploring the potential to accelerate reactor dynamics simulations

using advanced FPGA processors based on low precision arithmetic. A first study based on applying a point kinetics model with lumped thermal-hydraulic parameters confirmed a 24x gain in the bit-complexity of the Lower-Upper (LU) algorithm used for the solver. As follow-up, the analysis of a multi-group diffusion reactor model based on the finite element method (FEM) has now been launched. The solution algorithm performs the shift inverse iterations of the FEM matrix: at each iteration, it solves the linear system using the Gauss-Seidel iteration accelerated by the Anderson mixing scheme. At each inner iteration, the algorithm solves the linear system by the LU decomposition method that accounts for 90% of the CPU time. At first, the FEM model was applied for the two-group 1D infinite slab reactor from the ANL benchmark problem book. The numerical errors in eigenvalue k_{eff} and eigenvector P estimated by the random sampling method in terms of uncertainty $3\sigma/\mu$ (where μ and σ are the mean value and the standard deviation) are shown in Fig. 19, noting that the model uncertainty originated from the random perturbation of the initial guess. The number of significant bits estimated by the employed CADNA software while solving the linear system by the LU method is presented in Fig. 20. The graphics indicate that the eigenvector P can be computed with accuracy 2% using about 26-bit arithmetic that corresponds to about 3–4 times speed-up on FPGA.

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.

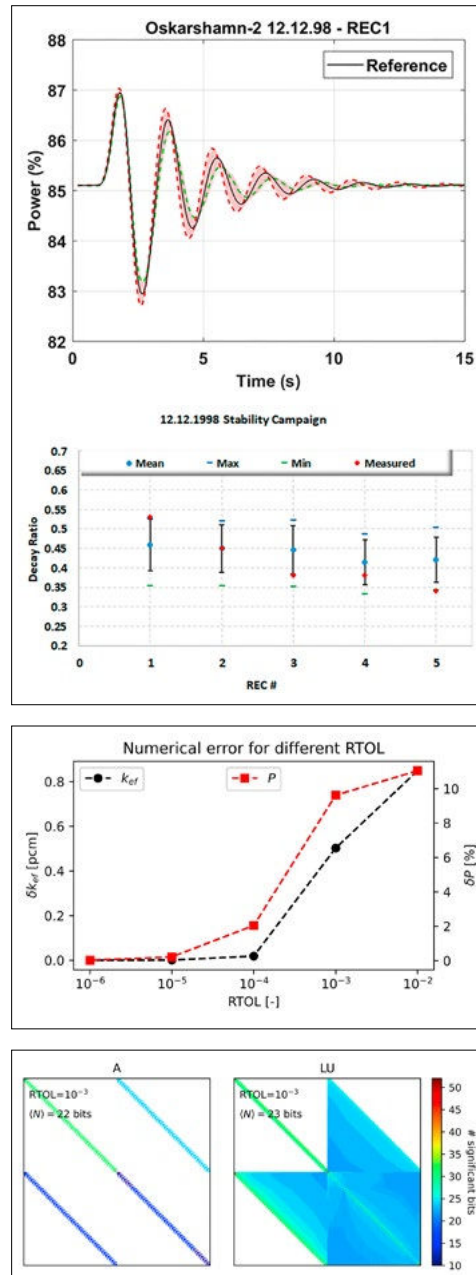


Figure 18:
Top: Spread of the S3K predicted power time series due ND uncertainties;
Bottom: DR results with uncertainty due to ND for O2 stability tests.

Figure 19:
Numerical errors of multiplication factor k_{eff} and power vector P for different model's tolerances.

Figure 20:
Number of significant bits for the (194,194)-matrix A and its LU decomposition.

International Cooperation

At the international level, STARS collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) as well as with other research units through international projects within primarily the EU/H2020 framework, including CORTEX (reactor noise analyses), ELSMOR (small modular reactors), PASTELS (passive systems) and APAL (pressurized thermal shocks). In addition, STARS collaborates on safety research with other technical safety organisations of the ETSON network. Concern-

ing 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 VI code development was continued and the development of a new 3-D solver based on OpenFOAM is conducted in collaboration with EPFL.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

During 2022, 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 TRACE spacer grid droplet breakup model, a CFD based framework for bundle flow analyses, a consolidated coupling of CMSYS with fuel performance codes and a multicore capability for FALCON/GRSW-A analyses. On the other hand, even if the collaboration agreement with Michigan University could be finalised, only preliminary steps towards the further development and validation of MPACT for high-resolution BWR core analyses could be realised. Concerning perspectives, it must be noted that 2022 constituted the last year of the current ENSI/STARS research project phase. A renewal of the project for years 2023–2025 was therefore recently agreed

upon. And in this context, the specific objectives planned for 2023 are as follows.

Publications

- [1] O. S. Al-Yahia, I. Clifford, K. Nikitin, H. Ferroukhi, **Parametric Study on the Modelling of the Open Passive Containment Cooling System (CWC)**, The 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS 13), Hsinchu, Taiwan, September 5–10, 2022
- [2] H. J. Yoon, N. Alyammahi, O.S. Al-Yahia, R. Leung, **The scaling effect analysis of counterpart test between LSTF and ATLAS IET facilities on 1% top head break LOCA**, Nuclear Engineering and Design 397 (2022) 111917
- [3] V. Martinez-Quiroga, M. Szogradi, S. Schollenberger, M. Sanchez-Perea, N. Sandberg, J. Zhongyun, J. H. Lee, R. Mukin, et al., **OECD/NEA PKL-4 benchmark activity. Code assessment of the relevant phenomena associated to a blind IBLOCA experiment**, Nuclear Engineering and Design (2022) 389: 111632
- [4] P. Liu, **Thermal hydraulic Interaction between the reactor coolant system and containment building**, PHELMA Trainee Project Report, 2022
- [5] K. Nikitin, I. Clifford, A. Dokhane, H. Ferroukhi, **Methodology for CPR estimations of BWR cycle specific transient reload analyses using CTF sub-channel code**, Nuclear Engineering and Design 389 (2022) 111649

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 multi-physics transient analyses

Table 2:
Perspectives 2023.

- [6] B. Arnold, **Acceleration of Critical Power Ratio Estimation for Boiling Water Reactors using Machine Learning Methods**, Basel University Master Thesis Report, 2022
- [7] K. Nikitin, B. Arnold, I. Clifford, H. Ferroukhi, **CPR estimation by CTF subchannel code with machine learning support**, The 13th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS13), Hsin-chu, Taiwan, September 5–10, 2022
- [8] E. Fogliatto, I. Clifford, H. Ferroukhi, R. Puraglesi, **The Influence of Scaling on turbulent Mixing in Reactor Pressure Vessels and Core-Inlet Flow Distribution**, NURETH-19, Brussels, online, March 6–11, 2022
- [9] E. Fogliatto, A. Clausse, F. E. Teruel, **Development of a double-MRT pseudo-potential model for tridimensional boiling simulation**, International Journal of Thermal Sciences 179 (2022) 107637
- [10] C. Fiorina, I. Clifford, S. Kelm, S. Lorenzi, **On the development of multi-physics tools for nuclear reactor analysis based on OpenFOAM®: state of the art, lessons learned and perspectives**, Nuclear Engineering and Design 387 (2022) 111604
- [11] G. Perret, I. Clifford, H. Ferroukhi, **Bias and Uncertainty Considerations for Trace Predictions of RBHT Reflood Experiments**, NURETH-19, Brussels, online, March 6–11, 2022
- [12] G. Khvostov, **Modelling effects of transient FGR in LWR fuel rods during a LOCA**, Journal of Nuclear Materials 559 (2022) 153446
- [13] C. Cozzo, G. Khvostov, I. Clifford and H. Ferroukhi, **Appraisal of the NRC H-up-take calculation for Swiss boiling water reactors**, Nuclear Engineering and Design 391 (2022) 111731
- [14] A. Scolaro, P. Van Uffelen, A. Schubert, C. Fiorina, E. Brunetto, I. Clifford, A. Pautz, **Towards coupling conventional with high-fidelity fuel behavior analysis tools**, Progress in Nuclear Energy 152 (2022) 104357
- [15] M. Hursin, P. Mala, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, Yuxuan Liu, Sooyoung Choi and Brendan Kochunas, **Comparison of CASMO-5, MPACT and Serpent 2 for the modeling of advanced BWR lattices**, Proceedings of the Physor 2021 conference, Pittsburg, Pennsylvania, USA (2022)
- [16] A. Dokhane, **Sensitivity Analyses and Stability Methodology Upgrade**, PSI Technical Report TM-41-22-03, 2022
- [17] A. Dokhane, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, **On Butterfly Effect in the Dynamics of Oskarshamn-2 instability Event of 1999**, Nuclear Engineering and Design 399 (2022)
- [18] M. Papadionysiou, S. Kim, M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz, H. G. Joo, **Validation of the novel core solver nTRACER/COBRA-TF for full core high fidelity cycle analysis of VVERs**. Nuclear Engineering and Design 398 (2022) 111946
- [19] A. Vidal-Ferrándiz, D. Ginestar, A. Carreño, G. Verdú, A. Dokhane, V. Verma, Y. Perin, J. Herb, A. Mylonakis, C. Demazière, P. Vinaid, **Modelling and simulations of reactor neutron noise induced by mechanical vibrations**. Annals of Nuclear Energy Volume 177, November 2022, 109300
- [20] A. Papaoikonomou, J. Wingate, V. Verma, A. Durrant, G. Ioannou, T. Papagiannis, M. Yu, G. Alexandridis, A. Dokhane, G. Leontidis, S. Kollias, A. Stafylopatisa, **Deep learning techniques for in-core perturbation identification and localization of time-series nuclear plant measurements**, Annals of Nuclear Energy 178 (2022) 109373
- [21] A. Dokhane, A. Vasiliev, M. Hursin, D. Rochman, H. Ferroukhi, **A critical study on best methodology to perform UQ for RIA transients and application to SPERT-III experiments**. Nuclear Engineering and Technology 54 (2022) 1804–1812
- [22] M. Papadionysiou, K. Seongchan, M. Hursin, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, A. Pautz, H.G. Joo, **Coupling of COBRA-TF to nTRACER for Full Core High Fidelity**

- Analysis of VVERs.** PHYSOR 2022, Pittsburgh, USA, May 15–20, 2022
- [23] J. Jang, M. Hursin, W. Lee, A. Pautz, M. Papadionysiou, H. Ferroukhi, D. Lee, **Analysis of Rostov-II Benchmark Using Conventional Two-Step Code Systems,** MDPI Energies, 15, 3318 (2022)
- [24] S. Yum, M. Hursin, A. Vasiliev, P. Vinai, A.G. Mylonakis, C. Demazière, R. Macián-Juan. **Uncertainty analyses of neutron noise simulations in a Zero-Power reactor.** Annals of Nuclear Energy 174 (2022) 10915

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, Jörg Peschke,
Jürgen Hartung

Institution: Gesellschaft für Anlagen und
Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH

Address: Schwertnergasse 1, 50667 Köln,
Germany

E-mail, Phone, Internet address:
+49 (89) 32004-312,

Ines.MateosCanals@grs.de,
www.grs.de

Duration of project: January 2020 to
December 2023

Abstract

Probabilistic safety assessments (PSA) of nuclear power plants (NPP) reveal that accidents during non-power operation in pressurized water reactors (PWR) of western design contribute to a large extent to the integral core damage frequency. Regarding that, the mid-loop operation is in particular of great interest for reactor safety for following reasons: a permissible and partially necessary decoupling of the reactor protection system (RPS); the partial or complete unavailability of instrumentation and control (I&C) systems; an increased probability of errors or mistakes of the operations personnel due to high workloads together with a high importance of human actions within the scenario. A quantitative determination of the effectiveness of operator actions and the effect of their potential errors or mistakes on the thermal-hydraulic plant conditions are therefore one aim of the presented research activities. Such analyses require both deterministic and probabilistic investigations of the accident scenario.

By applying advanced dynamic PSA methods to perform an Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA) quantitative assessments of the effectiveness of

operator actions for an accident in mid-loop operation are to be made. In order to demonstrate and enhance the Monte Carlo Dynamic Event Tree (MCDET) method it is applied for the event “failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system”. Corresponding deterministic simulations are carried out using the thermal-hydraulic model of a generic 1300 MW PWR of western design and utilising the system code ATHLET.

The main topics addressed and the results obtained in 2022 are:

- Crew-Module calculations
- Development of MCDET scheduler input, merging the results of the Crew-Module calculations and incorporating random variables in the event sequency (aleatory uncertainties)
- First 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 bound-

ary condition as well as the partial or complete unavailability of I&C systems and a possibly increased error probability of the plant operators due to high workloads make the investigation of the operating states C and D and especially the system state mid-loop operation particularly relevant from a safety perspective. Because human actions are of high relevance in this situation a quantitative assessment of the effectiveness of operator actions and their impact on the thermal-hydraulic phenomena within the plant is of high importance for reactor safety.

Such analyses require both deterministic and probabilistic analyses of the accident scenario. In current research activities ([3],[4]) the dynamic PSA method **MCDET** (Monte Carlo Dynamic Event Tree) has been developed for performing an Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA). **MCDET** is a combination of Monte Carlo simulation and the dynamic event tree method which can be used to analyse and quantify the influence of uncertainties (aleatory and epistemic) on the behaviour of dynamic systems in the course of time. This especially involves random timing and random ordering of stochastic events and their effect to the progression of a dynamic process. In addition to **MCDET** the **Crew-Module** [4] has been developed to model and simulate time dependent human action sequences which may depend on system states and stochastic influences.

One aim of this research project is to demonstrate the analysis capabilities of an IDPSA with **MCDET** and to show what kind of probabilistic output can be achieved with these methods. For that reason, in the final phase of the project a full IDPSA will be performed. Within the scope of this research project, probabilistic assessments are derived regarding the effectiveness of human actions in mid-loop operation for one specified 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 MWel.

The project is subdivided into the following three phases:

Phase 1: Adaptation of a generic 4-loop PWR thermal-hydraulic model to carry out MCDET analyses

As basis for the work to be carried out, a generic 4-loop PWR thermal-hydraulic model which is optimised for mid-loop operation, was revised in order to fulfil the specific requirements for a **MCDET** analysis. This incorporates the parameterisation and integration of interfaces for an external control via the **MCDET** analysis tool. This project phase also includes quality assurance of the thermal-hydraulic model as well as the performance of plausibility 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, which has a high level of safety relevance in the sense of a major contribution to hazardous state frequency and which is furthermore characterised by operational sequences with sufficient complexity. An operator action model was derived including aleatory uncertainties for the execution times of human actions, human error probabilities (HEP) and dependencies of human actions on stochastic influences and/or system and process states.

These human action sequences which generally depend on stochastic influences were decomposed into activities that are carried

out by the plant operators involved. The specified activities are assigned with corresponding execution times the operators need to carry them out. Basis of the quantification of HEPs are the human reliability methods “Accident Sequence Evaluation Program (ASEP)” [5] and “Technique for Human Error Rate Prediction (THERP)” [6]. The assessment of execution times was performed by expert judgement in combination with ASEP. Due to the random temporal variations, the execution times of relevant activities which affect the ongoing physical process are usually considered as random variables (aleatory uncertainties) that follow a certain probability distribution. These probability distributions are to be determined for the operator action model (OAM) in this project phase using the **Crew-Module**. Relevant dependencies of action sequences on stochastic influences and/or system and process states were identified and modelled for the analysis in the OAM. The result of **Crew-Module** calculations provides one part of the **MCDET** input for the subsequent IDPSA in combination with the deterministic system code **ATHLET**.

Phase 3: Performance and evaluation of the MCDET analyses

The time related probability distribution functions determined in project phase 2, are used as aleatory uncertainties which are specified as input in **MCDET** to analyse the influence of time variations of human actions on the process dynamics. By using a suitable sampling process, random samples from these distributions are incorporated in the dynamic simulation process by integrating the simulated data in the revised input deck of the thermal-hydraulic model from project phase 1. The IDPSA is then carried out with **MCDET** combined with the deterministic simulation code **ATHLET**. The output data of the IDPSA will be statistically analysed according to specific targets. The results of the post-processing will be prepared for documentation and publication.

Work carried out and results obtained

Towards Phase 2: Crew-Module calculations and creation of MCDET input deck.

The aleatoric uncertainties that are considered in the present IDPSA are linked either to human tasks (decisions or actions) or to technical systems. The work that is necessary for the specification of input data for the **MCDET** tool can therefore be subdivided in two steps. Firstly, the uncertainty of human tasks is quantified using **Crew-Module**. Secondly, the probabilistic results delivered by **Crew-Module** and the uncertainties related to the technical systems are to be integrated with the deterministic input data to create the **MCDET** input.

Step 1: In the first step, the Operator Action Model (OAM) outlined in [10] was simulated with **Crew-Module**. Human or operator actions (OAs) were modelled as part of a dynamic action model considering uncertainties as well as dependencies of actions from the state of the thermohydraulic process (e.g., pressure in the primary system). Uncertainties considered in the human procedure relate to execution times of actions, human errors when performing certain tasks, recovery actions performed (yes/no), success of recovery actions, following a rule-based or knowledge-based approach. To translate the human procedure into a dynamic action model, the complex procedure must be split up into many simple actions (basic actions such as pushing a button) which describe the more complex tasks or execution steps. For each basic action a corresponding minimum and maximum value of the execution time was assessed by expert judgement. Generally, the execution times of basic actions are considered as random variables following a uniform probability distribution. One advantage of simple basic actions is that the estimation of execution times is easier than for complex activities.

The relevant tasks (execution steps) to be performed and their dependencies from the

physical process state are roughly sketched in Figure 1.

For all relevant tasks in Figure 1 the corresponding execution times must be assessed. It must be emphasized that each task or execution comprises several actions to be carried out by the operator crew. Because of uncertainties in the execution times of each single action, human errors, and recovery actions, it is obvious that the execution times of the different tasks also might vary in some degree. The consideration of said variations would be difficult without an appropriate tool. Crew-Module delivers a well-founded estimation of the uncertainty of execution times.

The OAM was simulated with Crew-Module and the results were used to calculate the time distributions as well as the success probabilities of the tasks. Some exemplary results gathered from the analysis of the human actions with Crew-Module are briefly described here.

In the case of the first four tasks, which don't depend on the primary pressure, the following discrete probability distribution has been calculated for the various situations that may occur:

- P (all tasks 1–4 are successfully accomplished) = 0.8766
- P (tasks 1–3 successful and task 4 failed) = 0.0038
- P (tasks 1, 2 and 4 successful and task 3 failed) = 0.0187
- P (task 1 or task 2 failed) = 0.1009

If task 1, 2 or 4 are unsuccessful, the measure has failed and, from that point on, the physical process only depends on the availability of the technical safety systems. If all tasks or at least task 3 are successfully carried out, the timing of the successive tasks depends on the primary side pressure. If the pressure hasn't exceeded the 3.7 MPa limit, tasks 5 and 8 are to be executed next, tasks 6 and 7 are necessary otherwise. Task 6 involves the activation of the system for high pressure let-down (HPLD) and the activation of a system for a 2nd high pressure let-down (HPLD2).

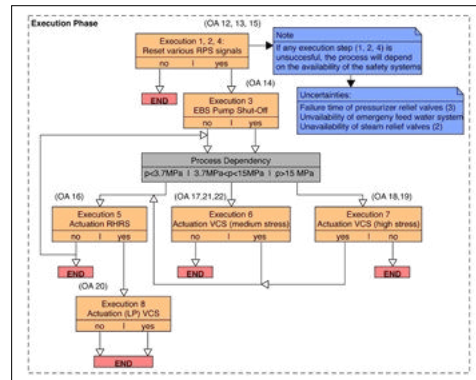


Figure 1:
Simplified representation of the operator action model – execution phase.

For task 6, the following discrete probability distribution has been calculated:

- P (HDL and HDLD2 successfully activated) = 0.883
- P (HDL successfully activated and HDLD2 failed) = 0.077
- P (activation of HDLD failed) = 0.04

As mentioned, the Crew-Module provides not only probabilities, such as the exemplary ones listed above, but also the time when specific tasks have been finalized or failed under given conditions. For example, the conditional distributions of the execution times of the activation of HDLD and HDLD2 is shown in Figure 2. The solid lines represent the conditional distributions in the case that no recovery action is necessary. The dashed lines show the conditional time distributions if the tasks were accomplished by the recovery action. Execution times are about 400s longer in average when the recovery action is involved. The dotted lines show the time distributions when HDLD and HDLD2 are successfully executed and can be considered as the weighted mean of the previous two conditional distributions.

The probabilities and time distributions of the remaining tasks are calculated analogously.

Step 2: In step 2 of the process, the uncertainties related to the following systems and components are implemented:

- extra borating system bypass valves
- pressurizer relief and safety valves
- emergency feedwater system
- steam relief and safety valves

An advanced approach considering demand cycles and different failure modes has been applied for the modelling of pressurizer valves. The relief and safety valves are demanded cyclically, opening and closing repeatedly. If p_{sc} and p_{so} denote the constant failure probabilities given for a “stuck closed” and a “stuck open” failure on demand, the probability for a “stuck closed” failure at the first demand cycle is equal to p_{sc} Eq. (1).

$$P(\text{stuck closed at 1st cycle}) = p_{sc} \quad (1)$$

The failure to close at the first demand cycle is only possible on condition that the valve has successfully opened before. Therefore, the probability that the valve fails to close at its 1st demand can be calculated according to Eq. (2).

$$P(\text{stuck open at 1st cycle} = P(\text{stuck open} | \text{open at 1st cycle}) \cdot P(\text{open at 1st cycle}) = p_{so}(1 - p_{sc}) \quad (2)$$

The probability that a valve fails (either to open or to close) at its 1st demand cycle is the sum of the probabilities given in Eqs. (1) and (2).

$$P(\text{failure at 1st demand cycle}) = p_{sc} + p_{so}(1 - p_{sc}) \quad (3)$$

The failure probabilities of the succeeding demand cycles are calculated similarly, resulting in a geometric distribution. The probabilities p_{sc} and p_{so} are taken from the classical PSA for each valve. Failure cycles (i.e., failure times) and failure modes are sampled from the resulting geometric distributions and integrated into the MCDET/ATHLET analysis. The probabilities and time distributions associated to human actions, calculated in Step 1, together with the uncertainties of the technical systems and components modelled in Step 2, are integrated as aleatory uncertainties with deterministic input data to create the MCDET input.

Towards Phase 3: Performance and evaluation of the MCDET Analysis

The result of the coupled MCDET/ATHLET simulation is a sample of n dynamic event trees (DETs). Each DET comprises several sequences, which are the result of the combination of uncertain quantities defined by discrete probability distributions (see e.g., equations (1) and (2)). The different DETs are influenced by uncertain quantities, defined

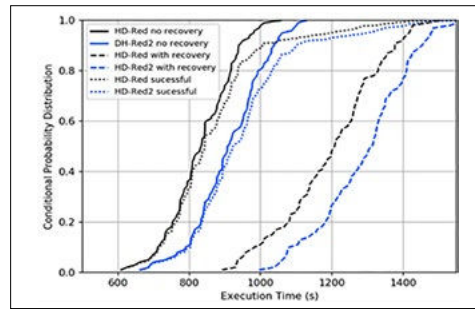


Figure 2: Conditional time distributions when HDLD (black) and HDLD2 (blue) are executed with or without recovery.

The conditional probability that HDLD and HDLD2 are successfully executed given that no recovery action is needed is $p_{no-rec} = 0.8$. The conditional probability given that HDLD and HDLD2 are successfully executed given that recovery action is needed is $p_{rec} = 0.083$. The probability that HDLD and HDLD2 are successfully executed (with or without recovery action) is $p = 0.883$.

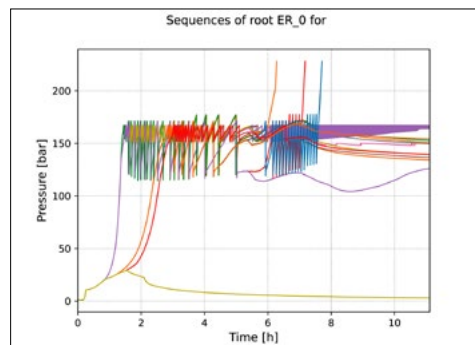


Figure 3: Time series of the primary side pressure depending on uncertainties linked to either human actions or availability safety systems.

For each sequence illustrated, the following information is available:

- Random events that take place and affect the course of the sequence
 - Probability of said events
- This additional information is used for the probabilistic assessment**

by continuous probability distributions (e.g., times when certain tasks are accomplished or times when pressurizer valves fail in a “stuck closed” or “stuck open” failure mode). An example is given in Figure 3 where the evolution of the primary side pressure is shown. In this example the end time of the simulation was set to 40,000 s. The temporal evolution of any other process variable, such as the cladding temperature or the water level in reactor pressure vessel, can be analyzed in the same manner.

The sequences shown in Figure 3 provide a rough impression of the influence that the considered uncertainties have on the pressure in the primary side. The following is an

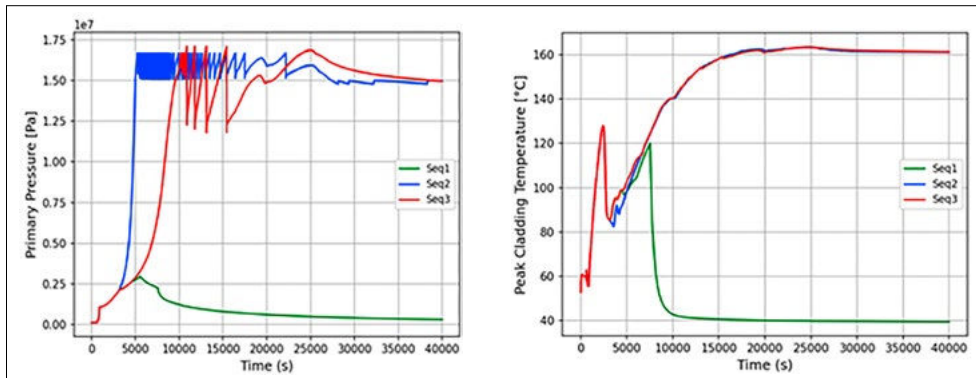


Figure 4:
Effect of random events in Seq. 1 to 3 on the primary side pressure and peak cladding temperature.

example of the additional information that can be obtained from each sequence. For this purpose, 3 sequences (“Seq”) are considered, each of them determined by the random events taking place in each case:

Seq 1: All tasks of the human procedure are successfully accomplished. That is, task 1 to task 4 (see Figure 1) have been successfully executed and the RHR-system, as well as the low-pressure volume control system, are activated. The probability of Seq 1 is $P(\text{Seq 1}) = 0.6869$.

Seq 2: The operating procedure fails at task 3 (see Figure 1). This means that the EBS pumps of the extra borating system were not switched off. Moreover, no further operator action was carried out and the final state depends on the availability of safety systems. The pressurizer relief valve does not fail (before the simulation ends) and the emergency feedwater pumps, which are demanded at $t = 19,047\text{ s}$, are available. $P(\text{Seq 2}) = 3.41\text{E-}3$.

Seq 3: The operating procedure fails at task 4 (see Figure 1). In this case, the EBS pumps of the extra borating system have been switched off, but the pressure continues to increase, and the RHR-system can’t be restarted. The pressurizer relief valve fails in “stuck-closed” mode in the 2nd demand cycle. The pressurizer safety valve 1 is demanded next and works without failure until the end of the simulation. The emergency feedwater pumps, which are demanded at $t = 18,840\text{ s}$, are available. $P(\text{Seq 3}) = 3.286\text{E-}5$.

The effect of the random events of the 3 sequences is shown in Figure 4.

The data obtained for each simulated sequence can be employed for probabilistic assessments of operator action effectiveness and the consequences of human error. An example of such an assessment would be the quantitative estimation of the probability that the primary pressure exceeds 18 MPa, under the condition that the human procedure fails at different tasks. The time dependent plots and the probabilistic assessments can refer to any process variable considered in the analysis.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

Based on a dynamic operator action model depending on stochastic influences and including uncertainties of execution times for human actions, **Crew-Module** calculations were performed to determine probability density functions for the chronological sequences of human actions. The **MCDET**-input is the result of the combination of the probabilistic **Crew-Module** output data, together with aleatory variables of the event sequence and the protocols employed for the automatization of operator actions in deterministic **ATHLET**-simulations. The first IDPSA simulations were performed and evaluated to finalise the **MCDET**-input in an iterative process. In 2023 the complete IDPSA, comprising 100 DETs of MCDET/ATHLET simulations will be performed. The results will be evaluated by means of python-based MCDET post-processing tools, first, to explore possible failure scenarios and then provide a quantitative assessment of the influence of

operator action and system related aleatory 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.: **MCDDET - 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] W. Faßmann, W. Preischl: **Quantitative Bewertung wissensbasierter Handlungen in einer probabilistischen Sicherheitsanalyse**, GRS, Technical Report, GRS-A-3561, 2010.
- [9] S. Babst, G. Mayer: **Ermittlung und Bewertung von Maßnahmen zur Erhöhung der Sicherheit im Nichtleistungsbetrieb**, GRS, Technical Report, GRS-A-3765, 2014.
- [10] 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.

MELCOR Further Development

Author and Co-author(s):

Mateusz Malicki, Terttaliisa Lind

Institution: Paul Scherrer Institute (PSI)

Address: Forschungsstrasse 111,

5232 Villigen PSI

Phone: +41 56 310 2111

Duration of the Project: 2017–22

Abstract

In this project, PSI developed a model to account for the active role of nitrogen in the air oxidation of a Zircalloy cladding, called “PSI-KIT Nitriding Model for Zirconium based Fuel Cladding”. The model was implemented in the PSI version of MELCOR 1.8.6, and it includes several new materials and chemical reactions as compared to the standard version of MELCOR 1.8.6.

In order to perform a preliminary evaluation of the effect of the new model on evolution of full-scale spent fuel pool (SFP) accidents, one spent fuel pool event was analyzed using the PSI special version of MELCOR 1.8.6-PSI which includes the nitriding model. The analysed SFP event was a hypothetical complete loss of coolant accident in which all water is lost in the beginning of the analysis. To adapt an existing input deck for the calculations, a sensitivity study was conducted to find an optimal nodalization to be used in the analyses. The results using the nitriding model were compared to those calculated with the MELCOR 1.8.6-PSI without the new nitriding model.

The results of the analyses demonstrate the significant impact of the ZrN formation during cladding oxidation in air when the oxidation reactions lead to oxygen poor conditions inside the fuel assemblies. The nitriding reaction lead to considerably higher chemical heat generation during the accident, as well as to an earlier failure of the cladding than when the effect of nitrogen reactions was not considered.

It should be noted that the results presented in this report should be treated as a prelimi-

nary demonstration of the capabilities of the model.

Project goals

Zirconium-based alloys provide excellent properties as cladding and other structural materials in nuclear reactors due to their good neutron economy as well as mechanical, thermal and irradiation resistance. During accident conditions, however, it has long been recognized that the cladding oxidation in steam leads to temperature escalation and generation of hydrogen. More recently, it has been shown that Zr-based cladding exposure to air may accelerate the degradation already at moderate temperatures in the range of 800–1200°C.

One of the reasons for the accelerated cladding degradation in air atmosphere has been shown to be the mechanical failure of the protective oxide layer which is formed on the cladding surface. When the oxide layer grows sufficiently thick, cracks are created in the layer leading to faster oxidation kinetics as oxygen can reach the metal surface through the cracks. This so-called “break-away oxidation” has been observed to occur earlier in air than in steam, and is significant at temperatures lower than approximately 1050°C. It has been a subject of earlier investigations at PSI leading to the development of the “PSI Air oxidation model” [1].

If the cladding is exposed to oxygen lean conditions, called oxygen starvation, Zr will react with nitrogen to form zirconium-nitride ZrN. As a result of this reaction, a micro-porous, non-protective ZrN layer is formed. By re-exposure to oxygen, ZrN readily re-oxidizes to ZrO₂ forming a macro porous oxide layer consequently resulting in massive loss of cladding integrity as oxygen can oxidize both the ZrN and Zr metal surface. In any realistic system, gas atmosphere changes dynamically and the processes involved in cladding degradation occur sequentially and sometimes simultaneously. Therefore, earlier investigations have not been able to conclusively

identify the reaction mechanisms along with corresponding reaction rates leading to cladding degradation in air atmosphere in the presence of nitrogen and under potential oxygen starvation conditions.

The goal of this investigation was to develop and validate a nitriding and re-oxidation model that can be used in severe accident codes. The first part of the project was focused on formulation, verification and validation of the conceptual nitriding model which was developed using experimental data from available air oxidation tests. Following this, the re-oxidation phase of the separate effect tests was analyzed and the stand-alone model was extended to represent the re-oxidation of the nitrides as well as further Zr metal oxidation.

In this reporting period, the aim was to perform a preliminary evaluation of the effect of the new model on evolution of full-scale abbreviation already explained in the abstract accidents. To this effect, one spent fuel pool event was analyzed using the PSI special version of MELCOR 1.8.6-PSI which includes the nitriding model. The analysed SFP event was a hypothetical complete loss of coolant accident in which all water is lost in the beginning of the analysis.

Work carried out and results obtained

Methodology

The MELCOR 1.8.6 SFP input deck based on Fukushima Daiichi Unit 4 spent fuel pool configuration was used as a reference for the calculations. The input deck was developed for the NUGENIA Air-SFP project in which the partners calculated two accident sequences using different severe accident codes [2]. For the work described in this report, the input deck was modified by enhanced thermal-hydraulic nodalization.

Several sensitivity cases with different nodalization were carried out to determine the impact of nodalization on the simulated SFP accident progression. The investigated sensitivity cases with two different nodalizations of SFP fuel region are shown in Figure

1 and Figure 2. The first input deck "12CVH" contains 12 hydrodynamic control volumes (CVH) used to model Fuel Assembly (FA) region. Each of the three rings (two with active fuel and one with empty racks) were divided into 4 CVH, Figure 1. The second input deck is "30CVH" in which each of the three rings was split into 10 CVH, left side of Figure 2. The spent fuel upper pool and building nodalization was also investigated as a sensitivity parameter. On the right side of Figure 2, the upper pool was divided into two separate CVHs and SFP building into four CVHs, this case is labelled 30CVH_B.

The pool contains three types of fuel assemblies: 548 fuel assemblies from a recently unloaded core, 987 old fuel assemblies, and 204 fresh fuel assemblies. Old and fresh assemblies are labelled as cold assemblies and implemented in ring 2. The recently unloaded FA, labelled as hot assemblies, are in the ring 1. The total decay heat in the pool is defined as 2.4 MW. To achieve a uniform power distribution within the pool, the decay heat of the hot and cold FAs is distributed between all rings using an added COR Heat Transfer Path (COR_HTR).

No safety systems were assumed to be used in the calculated scenario, and thereby none were implemented in the input deck. The SFP building (40 in Figure 1) is under atmospheric pressure and freely connected to the environment.

Calculated accident sequence

The accident is initiated at 100 days (2400 h) after the reactor shutdown, following the events at the Fukushima Daiichi unit 4 spent fuel pool. In this case, a full core has been loaded to the spent fuel at the time of the reactor shutdown. The calculations end when complete core degradation occurs or when the thermal-hydraulic parameters, e.g., temperature and pressure, are stabilized indicating that the core degradation is arrested.

The simulated accident scenario is a complete loss-of-coolant accident (LOCA). This is a hypothetical sequence in which the pool is assumed to be empty of water in the beginning of the calculation. This extreme se-

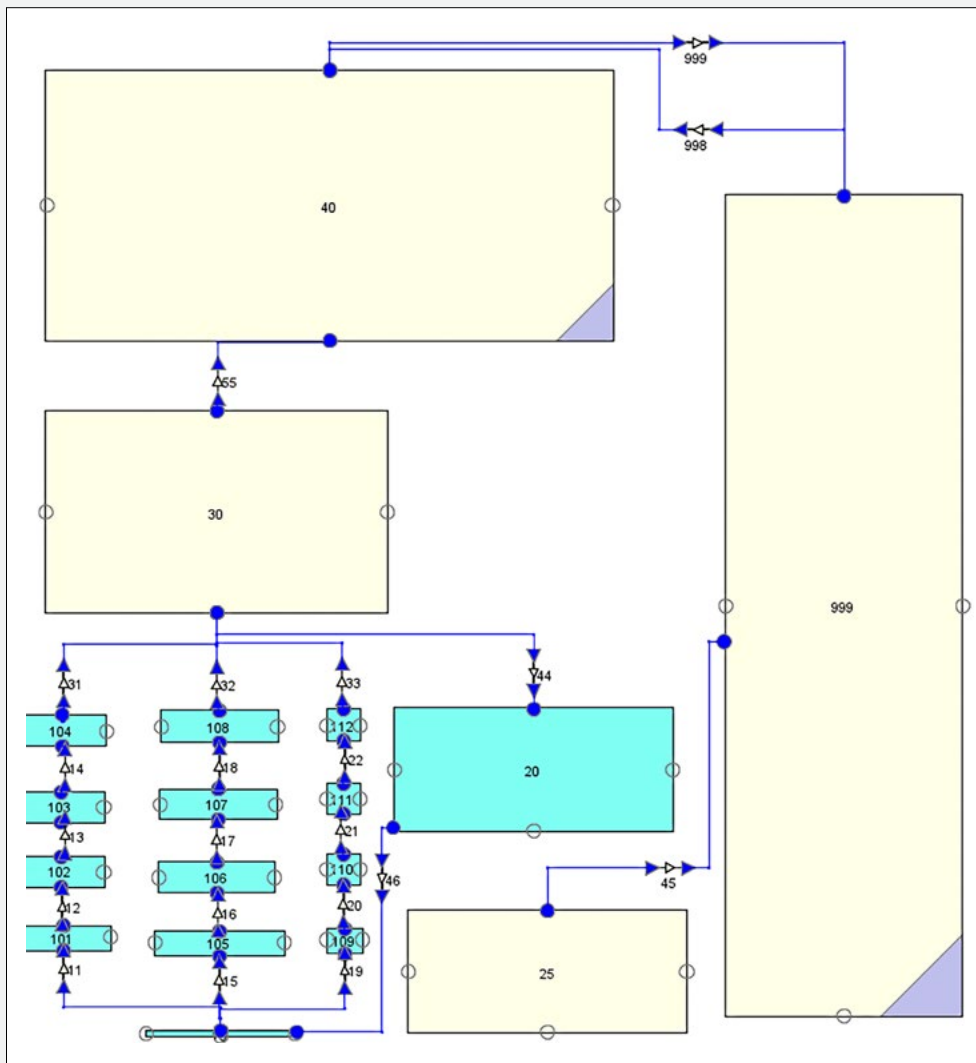


Figure 1:
Base SFP nodalization (not in scale),
12 hydrodynamic control volumes (12CVH).

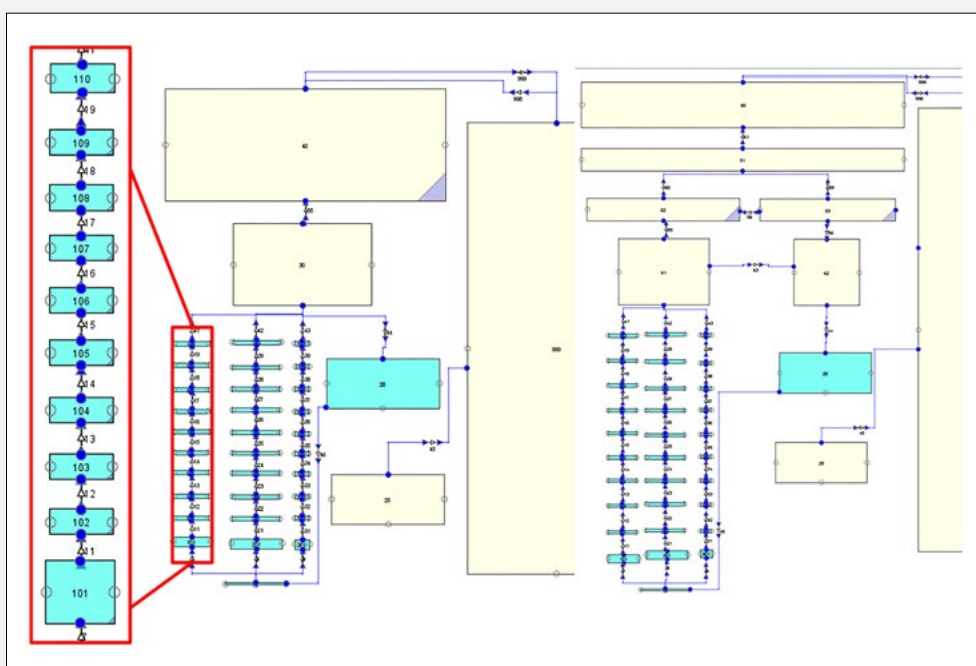


Figure 2:
Nodalization of the SFP input deck sensitivity cases (not in scale).
Left: 30 hydrodynamic control volumes (30CVH),
right: 30 hydrodynamic control volumes, with enhanced building nodalization, (30CVH_B).

quence was selected to demonstrate the effect of the nitriding model on the fuel degradation when the fuel assemblies are exposed to air atmosphere without water, steam, or any other coolant. In this scenario, the water level in the beginning of the calculation is set to zero. The relative humidity in the building is defined as 50%. No mitigation measures are implemented; this means that also a possible backflow of condensed water from the spent fuel pool building to the pool is not considered. The vapour evaporated from the pool is transferred through the SFP building to the environment. However, circulation of the atmosphere from the SFP building to the pool region, including fuel assemblies, is possible.

Results

Nodalization

This section shows the results of six sensitivity calculations with three different input model nodalizations, and with or without the nitriding model, Table 1. The assumption of the complete loss-of-coolant at the beginning of the calculation resulted in moderate analysis time and enabled the analysis to be carried out until 100% fuel degradation in all the calculated cases.

Peak cladding temperature (PCT) and chemical energy comparison, Figure 3, shows two main results: Nitriding model accelerates core degradation, and nodalization has an effect on the results with both models. Coarse fuel region nodalization (12CVH) seems to significantly slow down accident progression, by around 5 hours in the calculation using the Nitriding model, and by 10 hours in the calculation without using the Nitriding model. The finer building nodalization has also an effect on the evolution of the peak cladding temperature.

Nitriding mechanisms

Implementation of the Nitriding model caused a change in the accident progression due to exothermic chemical reactions of cladding nitriding and re-oxidation. A comparison of the generated chemical energy in the calculations with and without nitriding, Figure 4, shows that without the nitriding reactions (orange line), major chemical heat is generated at around 2415 hours, whereas when using the nitriding model (black line), a second major chemical heat generation event takes place after 2420 hours. It is also seen that during these chemical heat gener-

MELCOR version	Sensitivity case acronym
M 1.8.6-PSI	O_12CVH
M 1.8.6-PSI with the nitriding model	N_12CVH
M 1.8.6-PSI	O_30CVH
M 1.8.6-PSI with the nitriding model	N_30CVH
M 1.8.6-PSI	O_30CVH_B
M 1.8.6-PSI with the nitriding model	N_30CVH_B

Table 1: Calculation matrix of performed MELCOR calculations.

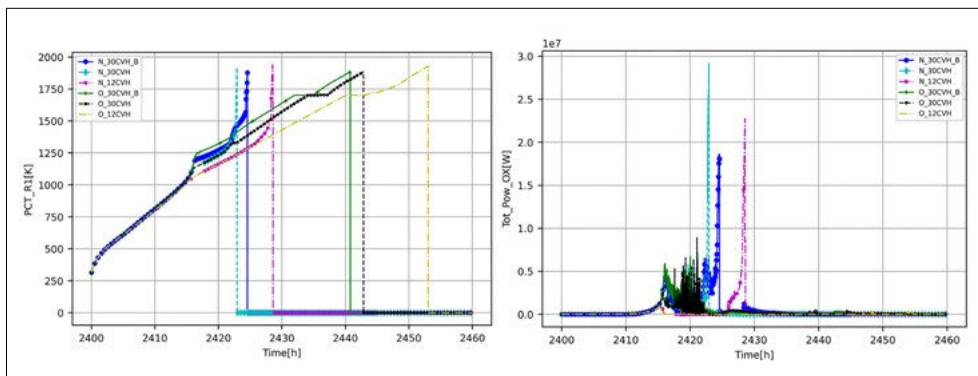


Figure 3: Investigated sensitivity cases. On the left: Peak cladding temperature (PCT). On the right: chemical reaction power generation.

ation events, the chemical heat clearly exceeds that of decay heat.

The timing and axial distribution of the chemical reactions are reflected in the cladding temperature presented in Figure 5. A visibly higher temperature peak in the bottom core cell (COR3) corresponds to the second peak in the chemical heat generation when using the Nitriding model, Figure 4.

The results show that in the first part of the simulation, the bottom of the fuel assemblies is cooled better than the upper parts, mainly due to the flow of cold air circulating between fuel racks and the building. At 2417 hours, an increase in temperature, mainly in the middle part of the fuel assemblies, corresponds to the first chemical reaction event. The second temperature increase starts around 2422 hours when the middle of the fuel assemblies reaches 1323 K. At this time, the temperature increase triggers surface nitriding reactions. In the bottom nodes, the temperature increases slower, showing higher temperatures at around 2424 hours. The high temperature accelerates chemical reactions, here mainly nitriding. Due to the highest availability of reactive gases in the bottom nodes, cladding temperature further increases at the bottom of the fuel assemblies, and cladding loses its integrity causing the collapse of the whole fuel assembly at around 2424.5 hours.

The loss of cladding integrity in the lower nodes, due to enhanced cladding degradation by nitriding reactions, causes faster fuel collapse than in the analysis without nitriding model. This difference is presented in the comparison of Zr thickness at the end of the calculation using the Nitriding model (black line) and without the Nitriding model (blue line), Figure 6. It is evident, based on the thickness of the remaining metallic Zr, that the integrity of the cladding is severely impaired in the calculation in which nitriding reactions are included not only in the failed bottom part but also in the middle of the fuel assemblies.

Further understanding of the nitriding reactions can be gained by investigating the time evolution of the different material lay-

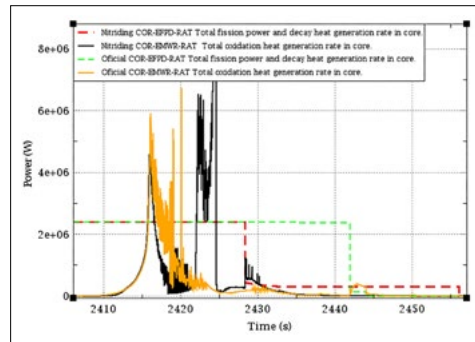


Figure 4: Decay heat and chemical reaction power with and without Nitriding model.

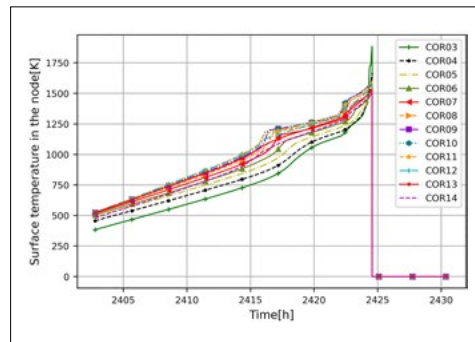


Figure 5: Cladding temperature evolution in ring 1.

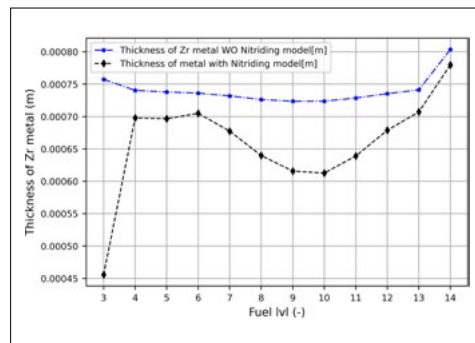


Figure 6: Comparison of the thickness of metallic Zr between Nitriding and non Nitriding model at the end of the calculation.

ers that are described in the nitriding model, namely, α -Zr(O), ZrN and ZrO₂, Figure 7. It is seen that the oxide layer starts to form after around 2415 hours coinciding with the first chemical heat generation event. The oxide layer growth is followed by the formation of the oxygen-stabilized zirconium, α -Zr(O). In the nitriding model, formation of the α -Zr(O) is a critical step as it enables fast nitriding reaction of the cladding [3]. It is indeed observed that the formation of α -Zr(O) is closely followed by formation of the ZrN by nitriding reaction releasing chemical heat after 2422 hours as shown in Figure 5.

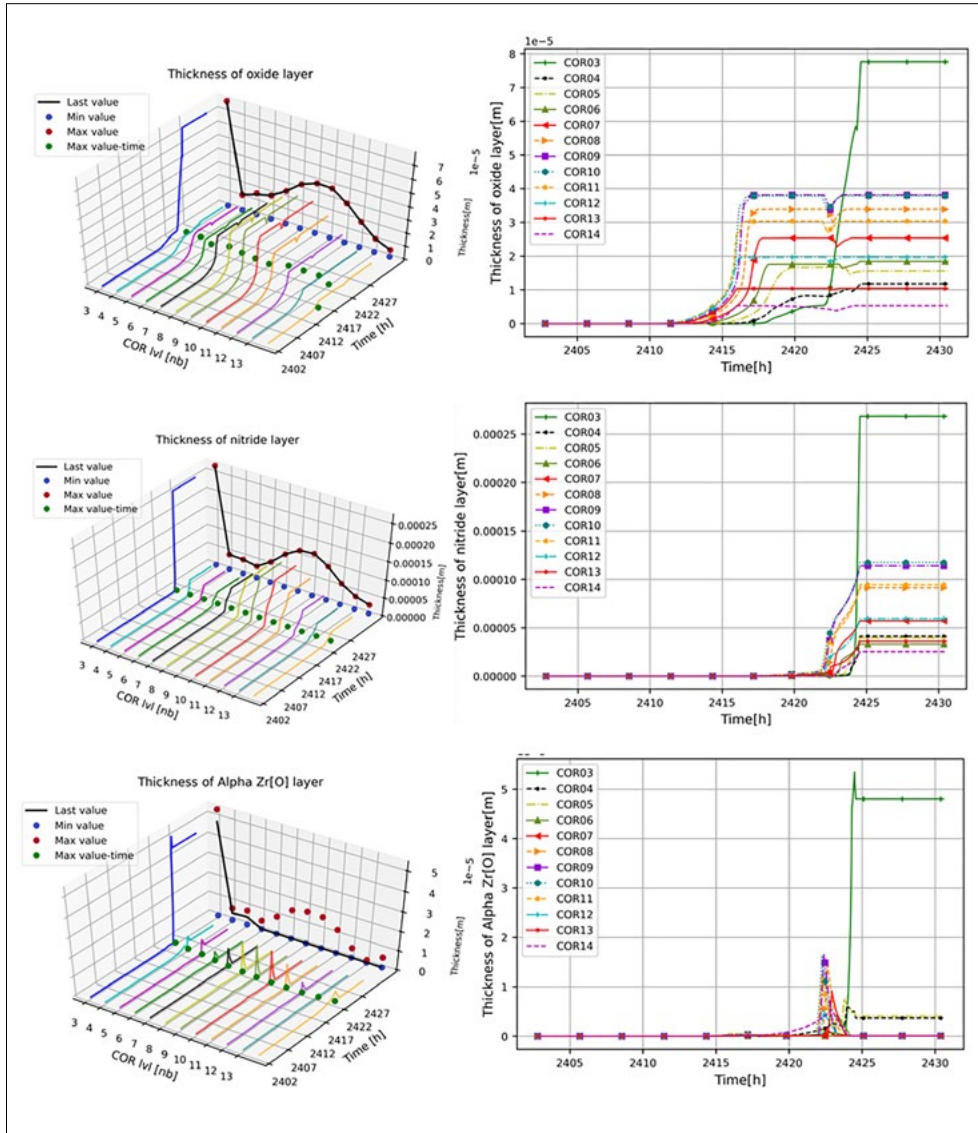


Figure 7: Evolution of α -Zr(O), ZrN and ZrO₂ layers in the analysis using the nitriding model.

Summary

In this report, we show preliminary results of the evolution of a hypothetical SA scenario in SFP when taking the cladding nitriding reactions into account. The complete loss of coolant from the beginning of the simulation was assumed to demonstrate the effect of Nitriding reactions on the core degradation. In the first part of the study, the difference in accident progression between the Nitriding and non-Nitriding models was investigated as well as the impact of different thermal-hydraulic nodalization. One main conclusion is that the Nitriding model significantly accelerates the analyzed scenario progression for all analyzed sensitivity cases. Moreover, finer

nodalization of the fuel region also accelerate accident progression. The impact of nodalization is independent of the used MELCOR version (Nitriding or non-Nitriding).

For detailed analyses of the Nitriding model and related phenomenology, the most detailed nodalization was selected. The results confirm that Nitriding reactions occur in parallel to oxidation by developing layers of ZrN and α -Zr(O). The profile and evolution of the particular layer thicknesses or temperature calculated by the model are as expected and comparable with experimental data. The chemical energy generated by nitriding after O₂ starvation is significant enough to enhance the circulation of the atmosphere

providing more reactants and to further accelerate accident progression. In consequence, the implementation of Nitriding model caused overall more severe cladding degradation and earlier fuel collapse than the non-Nitriding model. The fuel collapsed due to the lost integrity of the very bottom core cell in which oxidation and nitriding reactions were the most intense in the final stage of the calculation.

National Cooperation

No national cooperation during this project year.

International Cooperation

During this project year, the collaboration with KIT has continued by analysis of the results, as well as refinement and validation of the nitriding model. The development of the model has been reported in the framework of the international QUENCH program which investigates cladding oxidation and core degradation in design basis and beyond design basis accidents.

Assessment 2022

The project is finished. The aim of the project was to develop a model to describe the effect of nitrogen as a reactive gas on Zr-based cladding oxidation in the presence of air. In the project, first a stand-alone nitriding model was developed based on a series of separate effect tests. Then, the model was implemented in the PSI special version of the integral severe accident code MELCOR. During the last project year 2022, preliminary analysis was carried out to demonstrate the effect of the nitriding model on the accident evolution in a hypothetical total loss-of-coolant-accident in a spent fuel pool.

Publications

■ Park, S., Lind, T., Birchley, J., Steinbrück, M., 2022. Current understanding of high-temperature oxidation phenomena during air ingress scenarios. Proceedings of the 10th European Review Meeting on Severe Accident Research, Karlsruhe, Germany, May 16–19, 2022.

■ Birchley, J., Jäckel, B., 2022. First assessment of PSI nitriding model against QUENCH-air experiments. Proceedings of the 27th International QUENCH Workshop. Karlsruhe, Germany, September, 2022.

■ Jäckel, B., Lind, T., Birchley, J., Steinbrück, M., Park, S., 2022. PSI-KIT Nitriding Model for Zirconium based Fuel Cladding in Severe Accident Codes. In preparation.

■ Malicki, M., Lind, T., 2022. Impact of PSI-KIT Nitriding model on hypothetical Spent Fuel Pool accident simulation. Submitted to Nuclear Engineering and Technology.

References

- [1] J. Birchley, L. Fernandez-Moguel. Simulation of air oxidation during a reactor accident sequence: Part 1 – Phenomenology and model development. *Annals of Nuclear Energy*, Vol. 40, 2012, Pages 163–170. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2011.10.019>
- [2] O. Coindreau et al., Severe accident code-to-code comparison for two accident scenarios in a spent fuel pool, *Annals of Nuclear Energy*, Volume 120, October 2018, Pages 880–887, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.06.043>
- [3] S. Park, 2020. Nitriding and Re-oxidation Behavior of Zircaloy-4 at High Temperatures. Dissertation ETH No. 27146, Zürich, Switzerland.

Project COMPARE

Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments



SB-MNG-REP-017-22

Author and Co-author(s): M. Malicki,
C. Seyffert, T. Lind, D. Paladino,
H. Ferroukhi

Institution: Paul Scherrer Institut (PSI)

Address: Forschungsstrasse 111,
CH-5232 Villigen PSI

Phone, Internet address:
+41 56 310 21 11, www.psi.ch

Duration of project: 2022–2025

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 and management in the containment, as well 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 wide scope of experimental conditions at the PANDA facility, only limited number of tests have been analysed with commonly used integral severe accident codes. Therefore, in this project, PANDA experimental data relevant to severe accidents are reviewed and evaluated for their application to code validation of severe accident code MELCOR. Based on the review, two tests are to be selected in order to validate the MELCOR models related to containment thermal-hydraulic phenomena.

The work was started by making a summary of the experimental programs conducted in the PANDA facility which could have relevance to severe accidents. The review of the tests has been started, and experimental data as well as related literature are collected. In parallel to the literature review, a MELCOR input model for the part of PANDA facility was developed. For this, a base case model and several variations of the input model were created to investigate the sensitivity of the code response to different input model assumptions. The model was applied to analysis of steam condensation in an isolation condenser both in pure steam atmosphere, and in the presence of non-condensable gases. The analytical results were compared to experimental data from the IPSS tests at the PANDA facility.

Project goals

The COMPARE project aims at reviewing PANDA experimental data relevant to severe accidents and on this basis, select two tests for a validation of MELCOR thermal-hydraulic (TH) and containment models. For the first year of the project in 2022, the goals were to start the review and identification of suitable PANDA tests.

Work carried out and results obtained

1. Review of the experimental programs at the PANDA facility

The work was started by making a summary of the experimental programs conducted at the PANDA facility with relevance to severe accidents. The following experimental programs since 1991 were identified. It should be noted that for some of the earlier experiments, availability of data in digital format might be limited, something that could slightly affect the project time line.

- 1991–1995 EPRI/GE: Investigation of steam condensation in passive decay heat removal systems for SBWR

- 1996–1998 EU-4th FWP: The effect of non-condensable gases on steam condensation in passive heat removal system tests for SWR1000 (IPPS) and ESBWR (TEPSS)

- 1998–2002 OECD/ISP-42: Passive Containment Cooling System (PCCS) performance in very challenging situations represented in six different phases (ISP-42)

- 1999–2004 EU-5th FWP: Effect of Hydrogen distribution on passive systems (TEMP-EST); investigation of BWR-natural circulation stability (NACUSP)

- 2002–2006 OECD/NEA: Gas mixing and distribution in LWR containments (SETH)

- 2007–2010 OECD/NEA: Resolving LWR containment key computational issues (SETH-2)

- 2010–2014 EU-7th FWP: Containment thermal-hydraulics of current and future LWRs for severe accident management (ERCOSAM-SAMARA (ROSATOM))

- 2012–2014 OECD/NEA: PANDA benchmark (CFD4NRS5)

- 2012–2013 Swissnuclear: Experiments on Spent Fuel Pool

- 2013–2016 OECD/NEA: Resolving complex safety issues for the analysis and mitigation of a severe accident leading to hydrogen release into a nuclear containment (HYMERES)

- 2017–2021 OECD/NEA: Extending the experimental database on hydrogen distribution and on issues related to pressure suppression pool; creating an experimental database on the effect of thermal radiation on the containment atmosphere (HYMERES-2)

- 2022–2026 OECD/NEA: PANDA experiments addressing complex safety issues for current water reactors and small modular reactors (SMRs) (PANDA)

Many of the PANDA experiments conducted as part of the above mentioned projects can be divided into a four major categories. Within each category, the experiments address the effects of a variety of parameters on the

evolution of the phenomena. The most commonly varied parameters are:

a) Large-scale separate effect tests addressing basic containment phenomena (generic tests):

Tests in which jets/plumes are released into the containment atmosphere (e.g., air, steam, helium) which cause various phenomena, including stratification or mixing of the atmosphere. These types of tests are defined with different levels of complexity depending on various considerations (e.g., experience/maturity for analysing the tests, type of computational tools provided for the analyses, etc.). For example, phenomena such as condensation, re-evaporation, thermal radiation, etc. can take place or can be prevented during the transient process by appropriately defining the initial and boundary conditions of the test. Configurations addressed include

- free or wall jets without stratified helium layer (SETH)

- free or wall plumes with initially stratified helium layer (SETH2)

- horizontal jet impinging a vertical, concave wall without stratified helium layer (SETH)

- horizontal jet impinging vertical flow obstructions with initially stratified helium layer (HYMERES)

- vertical jet impinging horizontal flow obstructions with initially stratified helium layer (HYMERES; HYMERES2)

- vertical jet impinging inclined flow obstructions with initially stratified helium layer (HYMERES2)

b) Containment safety components (PWRs):

Tests dealing with the effects from the activation of safety components (or systems) on the development and distribution of containment gas species (air, steam, helium). The considered safety components (or systems) are:

- Single spray nozzle (full cone or hollow cone type) (SETH2; ERCOSAM; HYMERES2)

- A ring with multiple spray nozzles (full cone type) (HYMERES2)

- Containment cooler (various designs and various positions in the containment) (SETH2; ERCOSAM; HYMERES2)

- Array of coolers in the upper dome region (HYMERES2)

- Combined effects of cooler and spray (HYMERES)

- PAR heat source (one heat source simulator, two different designs) (SETH2, ERCOSAM, HYMERES)

- PAR heat sources (two heat source simulators) (HYMERES)

c) Complex natural circulation in two-room type containments (PWRs):

Tests addressing complex natural circulation in two-room type containment leading to containment atmosphere mixing. These tests addressed two type of designs (e.g. KONVOI and EPRTM type), resulting in:

- natural circulation between two steam generator compartments (after the opening of rupture disks) (HYMERES)

- Global natural circulation between the inner room and the containment periphery (after opening of rupture disks and mixing dampers) (HYMERES)

d) Pressure suppression pool phenomena (BWRs):

Tests of thermocline formation, evolution and stability in a pressure suppression pool under a variety of configurations and scenarios including containment pressurization/depressurization, e.g.:

- Steam released in the water pool from a multi-hole sparger (HYMERES; HYMERES-2)

- Steam and helium released in the water pool from a multi-hole sparger (HYMERES)

- Steam released in the water pool from a Load Reduction Ring (LRR) (HYMERES2)

- Water released in the water pool from a horizontally oriented nozzle (HYMERES)

- Combined effect of steam released in the water pool from a multi-hole sparger and water released in the water pool from a horizontally oriented nozzle (HYMERES)

- Spray activation in the initially pressurized and at high temperature Wetwell gas space

above the water pool resulting in de-pressurization and pool cooling (HYMERES2)

The overall strategy for the PANDA test review is outlined is aligned around 4 main objectives.

1. Identify experiments conducted either at PANDA or at other Separate-Effect-Test (SET) or Integral-Effect-Test (IET) facilities which could be used to validate the MELCOR TH models.
2. Categorize the tests as function of reactor type representativity, involved components, guiding physical processes and underlying involved phenomena.
3. Identify verification and validation (V&V) studies of MELCOR against tests conducted at either PANDA or other facilities for any of these categories and summarise main findings as well as open questions pointed out.
4. Assess availability of PANDA tests, either different or having common features to experiments from other facilities, and determine necessity for V&V in relation to four criteria
 - need for confirmation/reproducibility studies of past V&V
 - address open questions and gaps pointed out by past V&V
 - enlarge V&V basis by handling questions and issues not covered by past V&V
 - ensure relevance for the Swiss reactors.

The above concepts of the literature review are outlined in **Fig. 1** and were derived such as to be consistent with the approach outlined in a previous SANDIA study on MELCOR TH validation against tests at the Heissdampfreaktor (HDR) facility.

2. MELCOR Analysis of PANDA Tests on Passive Safety Systems

Along the start of the COMPARE project, an ETHZ master thesis project was conducted with as initial goal to apply MELCOR models for SA simulations of Small Modular Reactors (SMRs) of integrated PWR (iPWR) type. However, as these designs rely strongly on passive safety systems, the master project

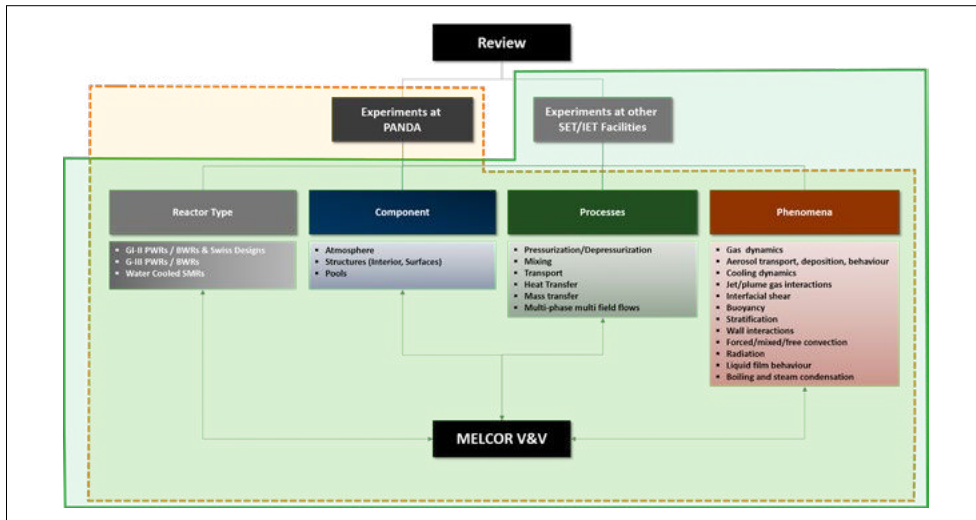


Figure 1:
Structure of COMPARE Literature Review and Objectives.

gradually evolved towards the modelling and validation of MELCOR against PANDA Innovative Passive Safety Systems (IPSS) tests relevant primarily for SMRs. These IPSS tests were conducted in order to assess the performance of the isolation condenser (IC) for decay heat removal and to study the effects of non-condensable gases (NCG) on steam condensation in a relatively simple system. Thereby, although passive systems are of interest for GIII+ and/or SMRs, the usage of these PANDA IPSS tests to assess the MELCOR thermal-hydraulic (TH) capabilities was considered as pertinent also for the Swiss reactors. Moreover, these tests have previously been modelled and analysed both with TRACE and GOTHIC within the framework of a previous ENSI project referred to as PASSPORT and conducted during years 2010–2013. Thereby, this master project provided thus a highly valuable opportunity not only to launch the development and validation of MELCOR models for PANDA test analyses but also to enable a benchmarking with other state-of-the-art system thermal-hydraulic codes.

2.1 Development of PANDA model

The work was started by development of a first MELCOR model of the PANDA facility as shown in Fig. 2 and describing the reactor pressure vessel (RPV), the passive containment cooling system (PCC), and the lines

connecting the isolation condenser (IC) with the RPV and the PCC.

2.2 Effect of non-condensable gases on steam condensation

The model was applied for analysis of steam condensation in an isolation condenser, both in pure steam atmosphere, and in the presence of non-condensable gases as determined experimentally in the Innovative Passive Safety Systems (IPSS) tests at the PANDA facility. The IPSS experiments were conducted within the framework of an EU project with the same name by analysing the performance of an IC for the decay heat removal from the RPV of a boiling water reactor. Multiple steady-state tests were conducted with pure steam, and with steam and non-condensable gases while studying the decay heat removal in the isolation condenser. Specific focus was on the effect of the presence of non-condensable gases air and helium on the steam condensation efficiency in IC.

The IPSS experiments comprised 15 different steady-state tests as listed in Table 1. The goal was to analyse the effects of non-condensable gases on the performance of the IC, as well as to provide the possibility to validate computer codes simulating the heat removal from the RPV to the IC. In this context, three pure steam tests and twelve mixture tests with a mixture of steam and NCGs were

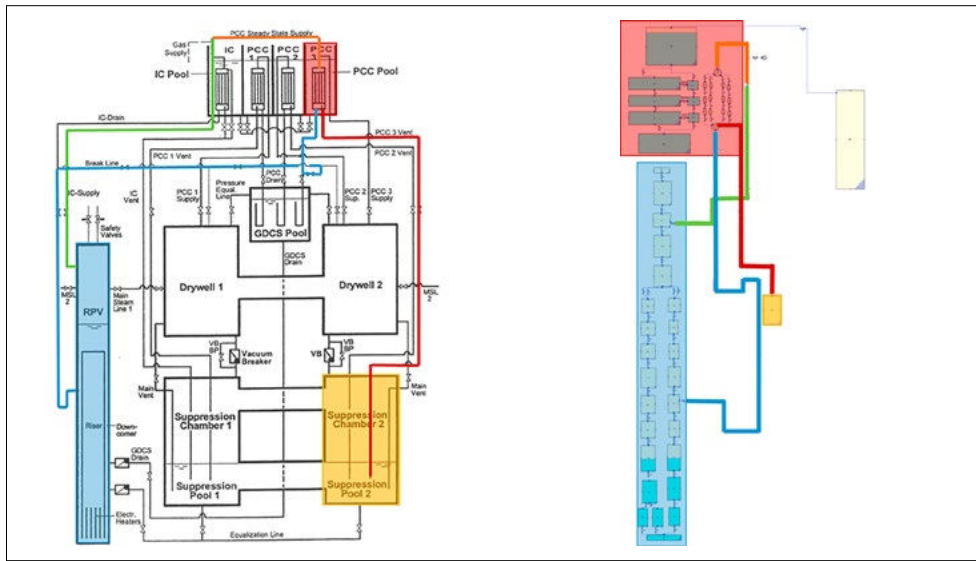


Figure 2:
PANDA Facility – Left:
Base Case MELCOR
Model; Right: Main
system components
relevant for the IPSS
tests highlighted in
colour.

Test	Steam Flow [g/s]	NCG flow / gas [g/s]	Pressure [MPa]
B1	222	–	0.304
B2	497	–	0.616
B3	675	–	0.898
B4	222	1/air	0.304
B5	222	3/air	0.304
B6	222	28/air	0.304
B7	497	1/air	0.616
B8	497	3/air	0.616
B9	497	28/air	0.616
B10	675	1/air	0.898
B11	675	3/air	0.898
B12	675	28/air	0.898
B13	675	0.137/He	0.898
B14	675	0.41/He	0.898
B15	675	3.87/He	0.898

Table 1:
Test conditions of the
IPSS tests in the
PANDA facility.

conducted. For the latter, gases were chosen for the experiments, namely helium and air. The former was selected in order to study a NCG lighter than steam, e.g. representative of hydrogen, and air was used to study gases heavier than steam. In the tests, the pressure, inlet flow rate and the fraction of NCGs was varied.

2.2.1 Results for Pure steam experiments

Three tests (B1 through B3) were carried out with pure steam. The steam flow rates of these tests were equivalent to the expected steam condensing capacity at about 0.3MPa, 0.6MPa and 0.9MPa system pressure. The flow rates were controlled and measured, whereas the system pressure was allowed to

float to the pressure for which the condenser performance exactly matched the given steam flow. The condenser vent line was closed for these tests.

For the analysis of these pure steam tests, the self-adjusted steady state inlet pressure is the main parameter of interest. A comparison of the calculated versus experimental results is presented in **Fig. 3**. As can be seen, a satisfactory agreement is achieved at the steady state pressures 0.3 and 0.9MPa. However, for experiment B2 at 0.6MPa, the simulated pressure is higher than the experimental one by about 13%. To investigate the reason of these discrepancies, the specific enthalpy vs. pressure- and flow rate were compared with steam table- and experimental data, see

Fig. 4. This comparison suggests thus that discrepancies are related to the thermo-hydraulic model of the experimental facility. For the B2 case, the MELCOR model requires indeed a higher pressure to reach the given mass flow rate (target from experiment). It must be however be noted that the standard deviations given for the measurements are very low and might therefore not include all potential sources of experimental uncertainties.

2.2.2 Tests with air

Nine tests (B4 through B12) were conducted with various steam and air flows at three different pressure levels (0.3MPa, 0.6MPa and 0.9MPa). The condenser inlet pressure was maintained via the open vent line by controlling the wetwell pressure. The pool level in wetwell 2 (see **Fig. 2**, suppression pool 2), was below the vent line exit. Steam and air flows to the condenser were controlled and measured while the condenser drain and vent flow were measured.

For the analysis of these tests, the condenser efficiency at different pressures and air flow rates (see **Table 1**) was calculated as the ratio of the condensate mass flow rate to the condenser inlet steam flow rate. The first results, shown as “base case” on the left part of **Fig. 5**, indicate that in general, steam condensation efficiency is slightly under-estimated in the simulations.

One of the potential reasons for this under-estimation was identified to be difficulties in correctly calculating the heat exchange between the condenser tubes and the pool. To this aim, additional calculations were performed with two additional TH nodalization schemes, referred to as “Stacked” and “Circulating” on the right part of **Fig. 5**, but this did not alter significantly the underpredictions of the condenser efficiency. Regarding the tests at highest pressure and steam flow rate, namely B10-B12, negative condensation efficiencies were computed. The reason for this was found to be that in the first approach (base case), the condensate flow was not flowing from the condenser back to the reactor pressure vessel simu-

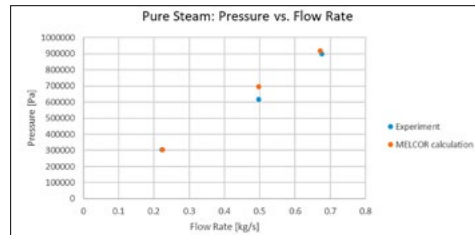


Figure 3: Calculated vs. Measured Pressure for the pure steam tests B1-B3.

lator but in the opposite direction. However, this modeling issue was solved by adjusting the drain line parameters.

2.2.3 Tests with helium

Three tests (B13 through B15) with highest steam flow rate and various helium flows were conducted at 0.9MPa system pressure. For the steam/helium tests, the same volumetric non-condensable gas flow rates were used as for the steam/air tests. The facility configuration was the same as for the steam/air tests.

The results in terms of predicted condenser efficiency are shown in **Fig. 6**. For the base case and similarly as for the air mixture tests at the beginning the high pressure test conditions, negative condensate flow rates were predicted at leading thereby to negative values for the predicted condenser efficiency. This could however be resolved through sensitivity studies with regards to the initial conditions in the drain line as further described below. For the other experiments, a tendency to underestimate the condensation efficiency was again observed and in particular as function of increased NCG flows.

2.3 Sensitivity Studies

A wide range of sensitivity studies were conducted to complement the obtained results, including several modifications to the PAN-DA model. Among others, the following sensitivity analyses were performed.

Initial Conditions in the Drain Line. As mentioned above, several calculations produced a reverse flow in the condensate drain line leading in turn to negative steam condensation efficiency. As this was clearly not aligned to the experimental data, the assumed initial conditions in the drain line and associated

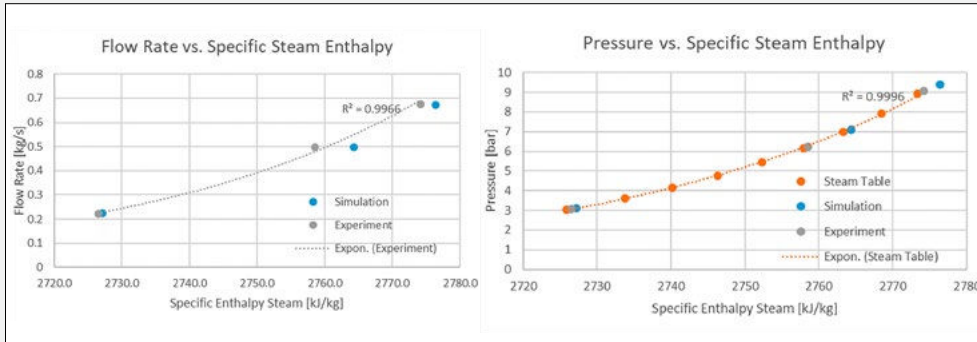


Figure 4: Comparison of exponential fit of steam table with the simulation and the experiment, pressure vs specific enthalpy for steam on the left, flow rate vs. specific enthalpy for steam on the right.

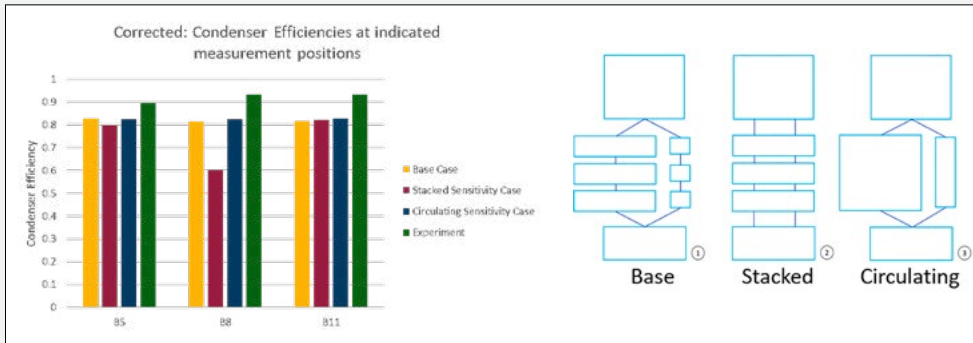


Figure 5: Left: Comparison of calculated vs. measured condenser efficiency for air mixture tests (B5, B8, B11) at different measurement positions; Right: TH Nodalization Schemes for IC Pool.

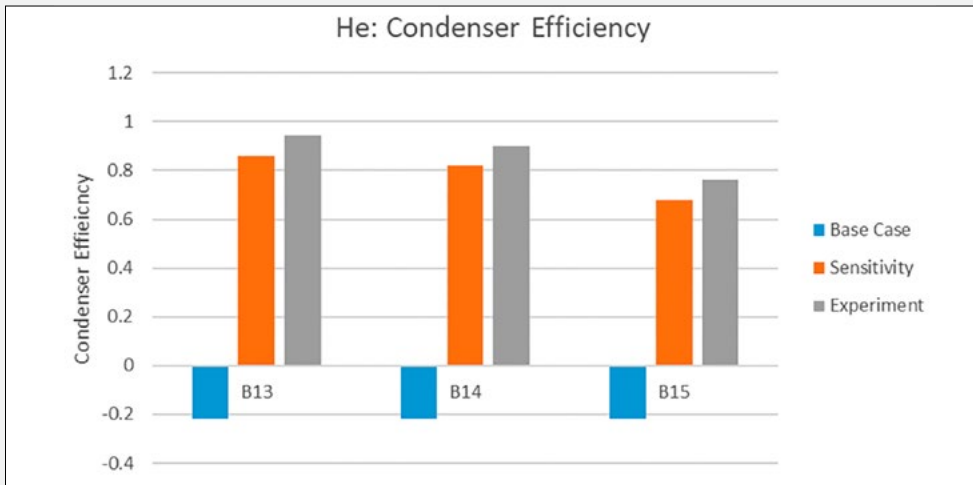


Figure 6: Comparison of calculated vs. measured condenser efficiency for helium mixture tests (B13-B15).

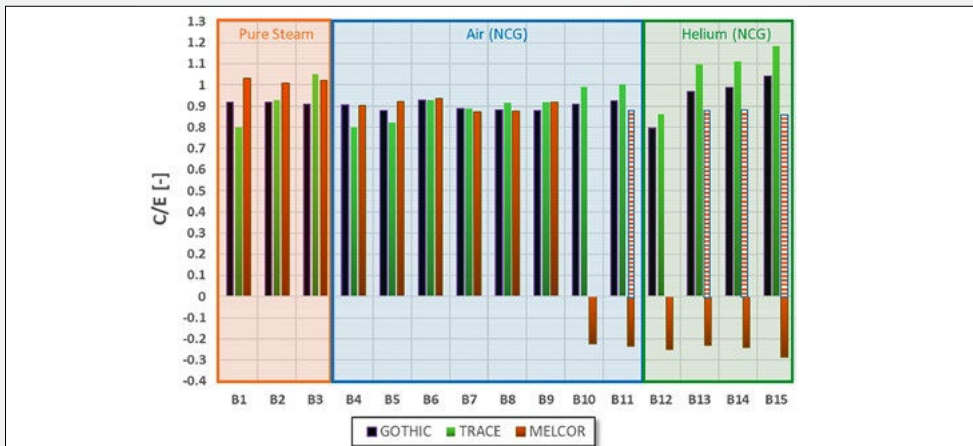


Figure 7: Calculated vs. Experimental Results for PANDA IPSS Tests – Comparison MELCOR, GOTHIC and TRACE. Note: the results shown by orange dashed bars correspond to the MELCOR sensitivity cases.

effects on the flow direction were investigated. In this context, seven different initial conditions with water added in the drain line at the beginning of the test were analysed. All of the initial conditions gave similar results and were seen to be effective in producing a condensate flow direction which agreed with the experimental data. Thereby, it was concluded that any of the modified initial conditions in the drain line could be used in the analysis. And on this basis, the issue of negative condenser efficiency could be resolved and significant enhancements of the predictions were obtained.

Drain line nodalization. To investigate the impact of the standing water found in the drain line during steady state conditions, two alternative drain line nodalization schemes were studied. However, this did not significantly influence the results as all the calculated cases continued to show negative steam condensation efficiency.

Open pool circulation. The PCC pool temperature is critical for steam condensation in the PCC pipes. In the base case simulation, the flow paths between the different pool volumes were initially closed, and thereby, no internal circulation occurred between the different pool volumes. In the sensitivity case, the flow paths were opened to allow for a flow between the pool volumes. This also showed only a minor effect on the calculated condensation efficiency.

2.4 Benchmark

As mentioned earlier, the IPSS tests were previously analysed also with GOTHIC and TRACE within the ENSI/PASSPORT project. Even if these analyses were made with code versions that might have been updated since then, it was considered valuable to benchmark MELCOR against these previous solutions. The results are presented in Fig. 7. Principally, it can be seen that for cases B1-B9, MELCOR shows a comparable performance as the two other codes. For cases B10-B15 corresponding to high steam flow- and pressure conditions, the previously mentioned sensitivity studies pointed out MELCOR model updates required to mitigate the issue of neg-

ative condensate flows. With such updates, MELCOR produces also for these tests, a similar performance as GOTHIC and TRACE as shown by the additional bars for e.g. cases B11 and B13-B15 in Fig. 7.

National Cooperation

The MELCOR analyses of the IPSS tests was carried out by Ms. Caroline Seyffert in the framework of an ETHZ/EPFL master project.

International Cooperation

The IPSS experiments in PANDA were conducted as Task 2.3 of the IPSS Project within the Fourth Framework Programme on Nuclear Fission Safety of the European Commission under contract FI4I-CT95-0005. The results of the IPSS tests might also be used in the on-going EURATOM ELSMOR project.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

The project was launched on July 1, 2022 with a literature review of available PANDA experimental data for the validation of MELCOR containment thermal-hydraulic models. Also, a master project was conducted and as part of this, a first MELCOR model of PANDA was developed and validated against isolation condenser tests with focus on assessing the code capabilities to capture effects of non-condensable gases on steam condensation in heat exchangers submerged in water pools.

During 2023, the review will be completed and on this basis, PANDA tests of relevance for Swiss reactor designs and applications will be selected for the further validation of the MELCOR thermal-hydraulic capabilities.

Publications

■ C. Seyffert. **Modelling the PANDA IPSS Experiment: A MELCOR assessment of a passive isolation condenser.** Master thesis, ETH Zürich, 2022.

Project Studies on MSWI Phenomena and MELCOR Capability Development

Author and Co-author(s):

Weimin Ma, Wanhong Wang,
Andrei Komlev, Sevostian Bechta

Institution: Royal Institute of Technology
(KTH)

Address: Roslagstullsbacken 21,
10691 Stockholm, Sweden

Phone, E-mail, Internet address:
+46 8 7908 362, weimin@kth.se,
www.kth.se

Duration of project:

January 1 – December 31, 2022

Abstract

This project consists of (1) investigation on MSWI (Melt-Structure-Water-Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors (LWRs), and (2) development of MELCOR capability for assessment of quench process of ex-vessel debris beds. For the study on MSWI phenomena, substantial advances and insights were achieved during 2022 through the following research activities: (i) post-test examination of the debris bed used in the dryout and remelting experiment in the SIMECO-2 facility; (ii) experimental investigation on metallic melt-coolant interactions; (iii) metallic melt spreading experiment under dry condition in the COSMUS facility; (iv) failure analysis of vessel penetrations in a boiling water reactor during severe accidents; (v) numerical simulations of melt infiltration in debris beds with a MPS method and the COMSOL code; (vi) numerical simulation of melt pool convection and heat transfer; and (vii) experimental investigation on the effect of H_3BO_3 additive in coolant on steam explosion. For the MELCOR capability development, a database for quenching and cooling of debris beds during severe accidents was created by COCOMO code calculations. Based on the database a surrogate model (SM) using two artificial neural networks (ANNs) was developed to predict the quench time and final temperature of one-dimensional

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 predicted a similar containment pressure trend and water temperature changes as the coupled MELCOR/COCOMO simulation with much less computational cost. Compared with the MELCOR standalone simulation, an earlier cavity pool saturation and containment venting were also foreseen, due to stronger heat transfer from debris bed to water pool during the quench process of 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 a light water reactor (LWR). 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 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 2022. More achievements and detailed description of the works can be found in the publications [P.1~P.11] supported by this project.

Work carried out and results obtained

1. MSWI Research

For the studies conducted during 2022 on MSWI phenomena during severe accidents of light water reactors, the main progress can be briefly summarized as follows:

■ In the task of in-vessel debris bed remelting under water, the post-test examination of the debris bed of the pilot experiment in SIMECO-2 facility was accomplished [P.1~P.3]. The internal structure of the debris bed was examined, including porosity distribution and macrostructures in different locations. The overall microstructure of the debris bed represents (i) external layer of intact debris bed which was coolable; (ii) cake formed after crystallisation of melt produced from fusible particles and melt infiltration into the neighbouring layer; (iii) cavity and sintered layer on top of it; and (iv) a layer of refractory particles material below the cavity. The post-test analyses include calibration of the heating power distribution and debris bed dryout modelling with the COCOMO code which well predicted the dryout t power and dry zone onset location with the new power.

■ In the task of in-vessel molten pool behaviour, direct numerical simulation (DNS) of molten pool convection in a hemispherical geometry was performed, with the objective to study the thermal-hydraulic characteristics of a highly intensive turbulent convection in a molten pool [P.4~P.5]. The simulation results show that detailed micro-structure of turbulence and the effects of parameters such as Prandtl number.

■ In the task of reactor vessel failure, thermo-mechanical modeling capabilities were developed to predict the vessel failure mode during hypothetical severe accidents [P.6~P.7]. In particular, the lower head of an BWR was modelled by a 3D axisymmetric geometry with a cluster of penetration structures (3 instrument tubes and 5 control rod guide tubes) with ANSYS Mechanical code [P.3] for the first time.

■ In the task of melt fragmentation, quenching and ex-vessel debris bed formation in

water, more experiments were carried out to investigate the characteristics of a debris bed formed from metallic corium-coolant interactions, by using new simulants of Zr/Fe in corium, such as Sn-Bi, Zn and Sn-Fe alloys which are different from the simulation material in the scoping study [P.8]. It was found that melt materials as well as melt superheat and water subcooling have significant influences on the formation of debris beds [P.2~P.3].

Metallic melt penetration phenomena through porous debris beds were simulated by a Moving Particle Semi-implicit (MSP) method and the COMSOL code [P.3]. The preliminary results against experiments show a good potential of the tools addressing the phenomena of melt infiltration in debris beds during a severe accident.

To investigate melt dry and wet spreading, the CoSMUS facility [P.2] was developed at KTH with the objective to characterize the corium spreading in the reactor cavity during a severe accident. The first test was carried out recently in the CoSMUS facility with Zinc melt [P.3]. Melt dynamics were captured by high-speed visualization, and temperature was measured with thermocouples and infrared cameras. The downward heat flux was obtained based on the temperature profiles. The data and lessons learnt are valuable to basic understanding of the phenomena and future work.

The MPS method was employed to simulate melt spreading under both dry condition [P.9] and wet condition [P.2]. The validation exercises against various experiments show that the MPS method is capable of predicting the melt spreading characteristics.

In the task of steam explosion, the micro-interactions of molten droplets with boric acid solution were investigated in the MISTEE facility. The experimental results indicated that the effect of H_3BO_3 solution on spontaneous steam explosion depends on H_3BO_3 concentration, and the droplet deformation at the same depth in the coolant pool increases with increasing H_3BO_3 concentration [P.2~P.3].

2. MELCOR capability development

The MELCOR code models corium behaviour in the reactor cavity employing the Cavity (CAV) package which simulates heat transfer, concrete ablation, cavity shape change, gas generation, and debris/gas chemistry [1]. The CAV package includes an axisymmetric system of the concrete cavity retaining corium in one or several layers, as shown in Figure 1a. Once the corium is deposited in the CAV package, no spreading process is considered, and it is assumed to cover the entire area of the cavity floor instantaneously. The corium layer is treated in a lumped way that the layer has no porosity and is represented by one temperature. It is thus a one-dimensional model for heat transfer. Heat loss is considered from the top surface to the overlay water pool in the cavity that is represented by a control volume (CV). The heat flux determines the temperature of the corium layer [1–3]. This lumped-parametric feature of MELCOR code brings difficulties to simulate the quench process of ex-vessel debris beds accurately, since in reality the molten corium, discharged from the reactor pressure vessel (RPV), is expected to fragment into a particulate debris bed when contacted with sub-cooled water pool of the reactor cavity. As a result, coolant can penetrate into the pores of the debris bed and enhance heat transfer. To extend MELCOR code capabilities, a coupled MELCOR/COCOMO approach was developed [3]. Its application in a postulated severe scenario of a Nordic BWR confirmed its capability to simulate the quench process of ex-vessel debris beds in a more realistic manner. Although the involvement of COCOMO code enables the simulation of boiling-off and multi-phase flow in the cooling process of a hot debris beds as shown in Figure 1b, it leads to a rapid increase in computational cost. As a result, the coupled MELCOR/COCOMO approach is not suitable for applications which demand many calculations, such as best-estimate plus uncertainty (BEPU) analysis or probabilistic safety analysis. The present study was motivated to overcome the constraint of the coupled MELCOR/COCOMO approach. The idea is to develop a sur-

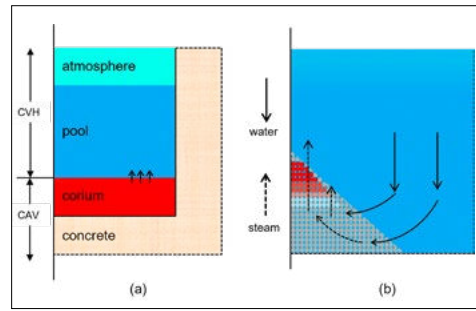


Figure 1:
Ex-vessel debris bed
in MELCOR (a) and
COCOMO (b).

rogate model (SM) to replace the COCOMO code in the coupled approach so that the key characteristics of quench process of ex-vessel debris beds can be captured without increasing the burden of MELCOR calculation. To start with the development of a surrogate model (SM), a database was first developed through COCOMO simulations of various debris beds quenched under prototypical conditions. The present study was limited to one-dimensional (1D) debris beds with various characteristics in the reactor cavity of a Nordic BWR.

From a MELCOR/COCOMO simulation, one can obtain the curve of energy transfer rate from debris bed to water pool in the reactor cavity as shown in Figure 2a. The energy transfer starts upon the vessel failure. During the quench process of a debris bed the energy transfer rate is dominated by sensible heat of the debris bed and maintained at a relatively stable and large value, except that a quick peak occurs in the beginning when the hot debris bed initially contacts with water pool. After the debris bed is fully quenched, the energy transfer rate decreases to a relatively lower level and is controlled by decay power.

Hence, in the present study is assumed that the curve of energy transfer rate can be simplified as shown in Figure 2b which is numerically described by the following equation,

$$q_{transfer} \approx \begin{cases} \frac{c \cdot m \cdot (T_{initial} - T_{final})}{t_{quench}} & t \leq t_{quench} \\ q_{decay} & t > t_{quench} \end{cases}$$

where $q_{transfer}$ denotes the energy transfer rate from debris bed to water pool in the reactor cavity, c and m denote the specific heat capacity and the mass of the debris bed,

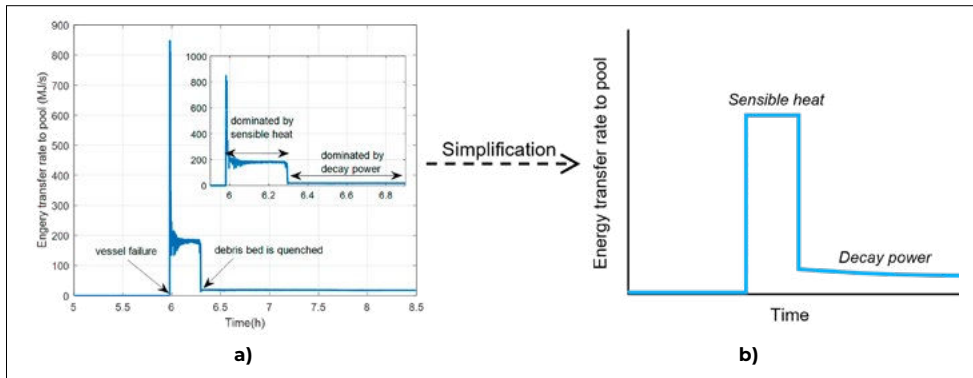


Figure 2:
Energy transfer from
1D debris bed to
water pool in coupled
MELCOR/COCOMO (a)
and surrogate model
(SM).

$T_{initial}$ and T_{final} denote the initial and final temperatures of the debris beds before and after the quench process, t_{quench} represents the quench time, and q_{decay} represents the decay power that decreases with time.

The MELCOR simulation provides mass and decay power of the debris bed, and the initial temperature can be calculated by total energy at the vessel failure time minus the energy loss during corium discharge as predicted by the FDI package in MELCOR. The specific heat capacity can be calculated as weighted average of the functions based on the mass percentages of the materials in core melt (corium) which is also available in MELCOR [3]. In other words, the only unknowns in Eq. (1) are the quench time and final temperature of the debris bed. If these two quantities can be determined somehow, a simplified but similar curve of energy transfer rate as in coupled MELCOR/COCOMO simulations can be obtained. The present study developed two artificial neural networks (ANNs) to predict the quench time and final temperature. The ANNs were trained by the database created from the COCOMO standalone simulations of quenching of various debris beds. Eq. (1) represents the surrogate model (SM) where the key is to obtain the two ANNs.

2.1 Development of artificial neural networks

In order to develop the ANNs predicting the quench time and final temperature of a debris bed after its quench process, eight parameters as listed in Table 1 were selected as the input of the ANNs, which are associated

with bed properties and water pool conditions. Their ranges are determined based on existing knowledge and subjective judgement [4].

MATLAB R2019a was used to design the ANN structure, whose network topology is as shown in Figure 3. It was chosen after some trial-and-error tests with different nodes in the hidden layer. Total 250 samples of COCOMO simulation were used as the database to develop the ANNs.

In the database 70% of data were used for training, 15% for testing and 15% for validation. Mean squared error (MSE) values were calculated for training, testing and validation datasets to find the most suitable leaning epoch numbers. An epoch in Figure 4 is defined as the number of times an algorithm visits the data set. In other words, one epoch is one backward and one forward pass for all the training. Figure 4 indicates that the best validation performance was at epoch 7 to avoid excessive leaning. Error histogram indicates that errors are within $\pm 2.5K$ after the ANN model is well trained.

For the final temperature of the debris bed, Figure 5 compares the results predicted by the ANN (output) and COCOMO (target). R represents the correlation between outputs and targets, and a value of R close to 1 means a good accuracy of the ANN. The calculated R for each group of data is more than 0.999, indicating the good prediction capability of the ANN for the final temperature.

The similar ANN structure as illustrated in Figure 3 is adopted for the ANN predicting the quench time of the debris bed. After tran-

Parameter	Minimum	Maximum
Mass of debris bed (ton)	50	300
Initial temperature of debris bed (K)	1200	2000
Decay power (MW)	5	40
Porosity of debris bed	0.3	0.6
Particle diameter (mm)	1	5
Pressure in reactor cavity (bar)	1	6
Water pool temperature in reactor cavity (K)	290	330
Cavity radius (m)	4.5	6.5

Table 1:
Input parameters and their ranges.

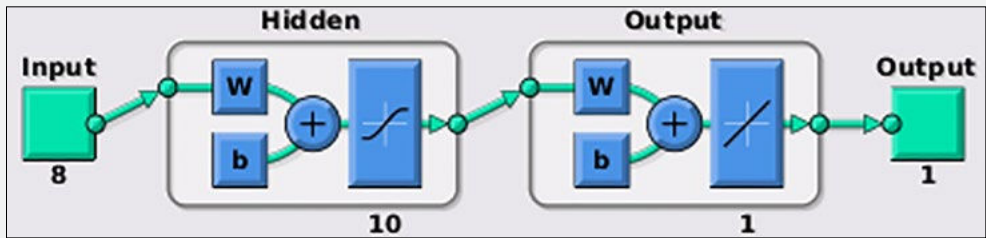


Figure 3:
Structure of the ANNs designed in MATLAB.

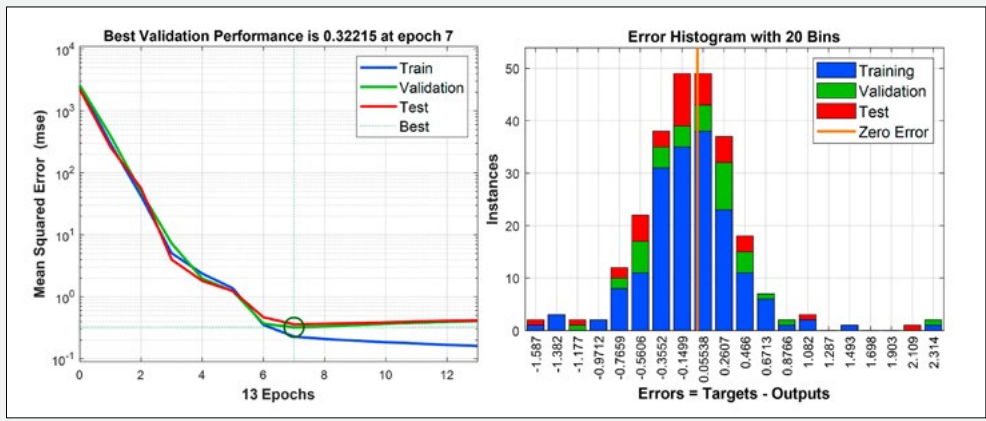


Figure 4:
Performance curves and error histogram of ANN for final temperature.

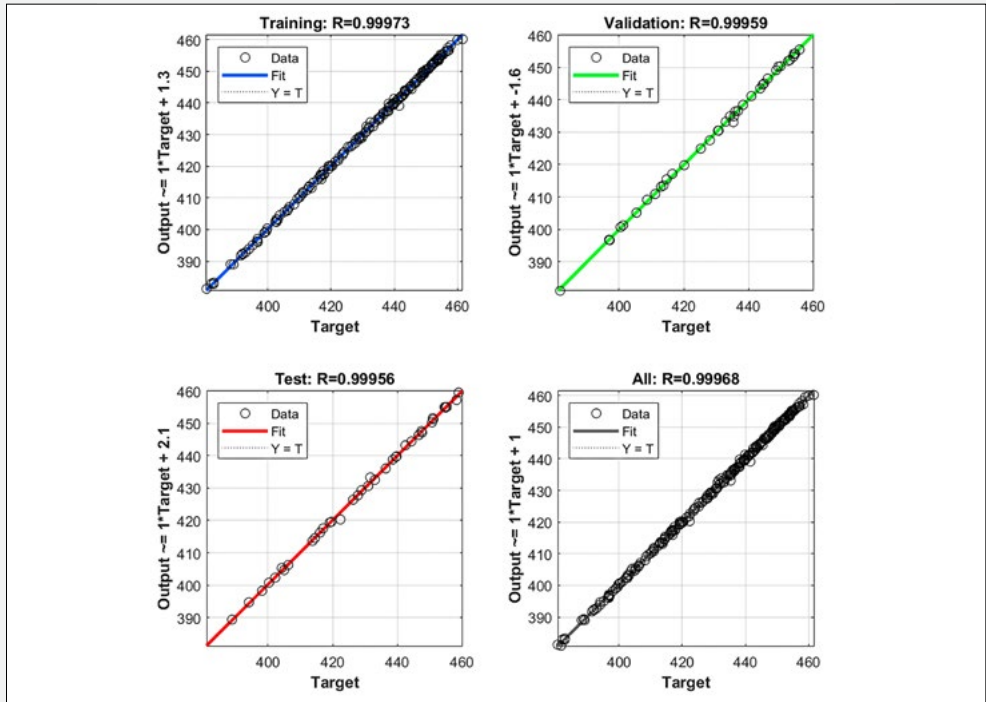


Figure 5:
Regression curves of training, testing and validation data of ANN for final temperature.

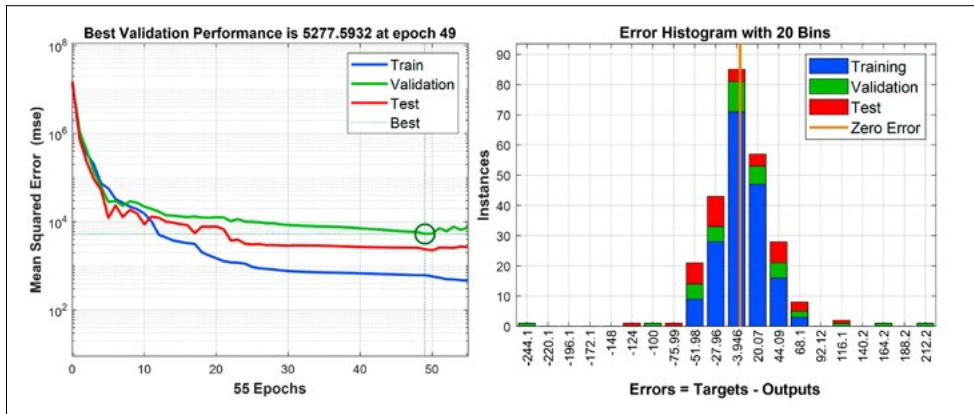


Figure 6: Performance curves and error histogram of ANN for quench time.

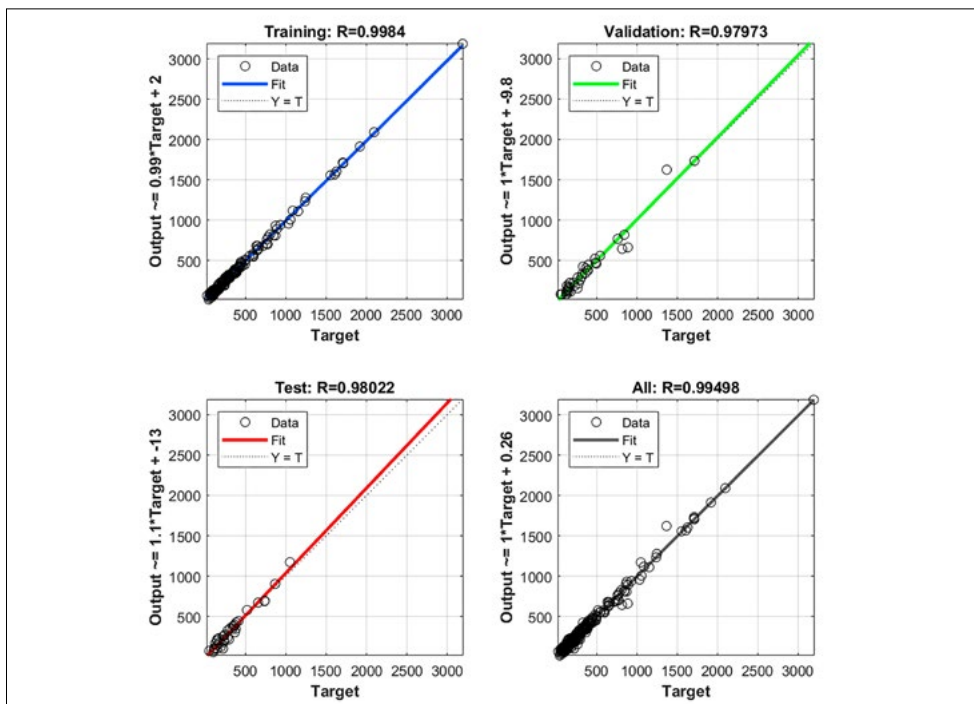


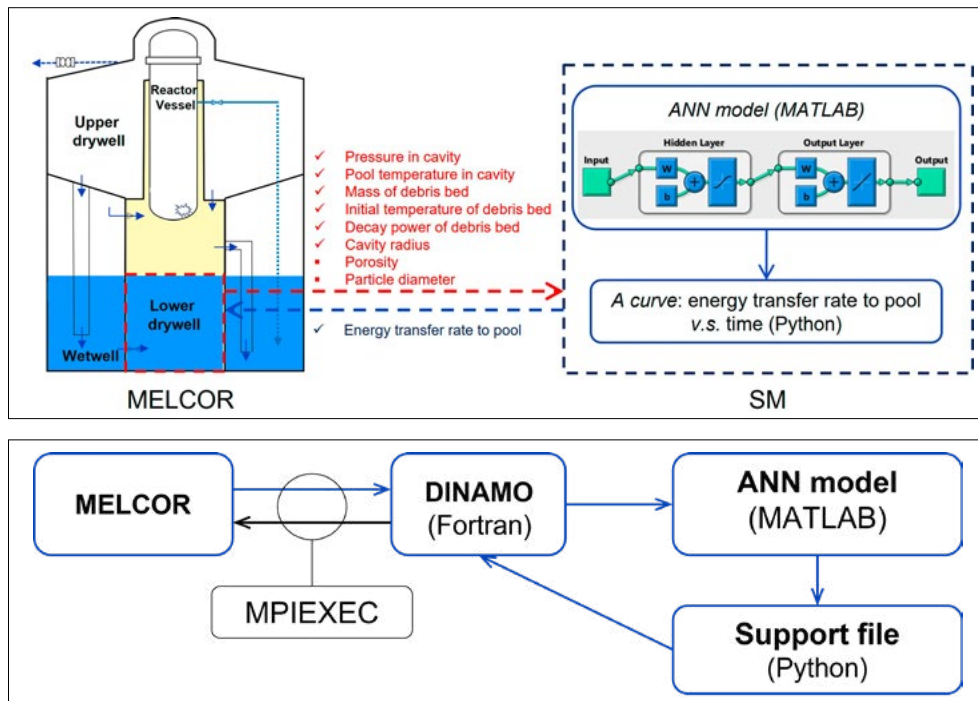
Figure 7: Regression curves of training, testing and validation data of ANN for quench time.

ing, testing and validation of the ANN, the performance curves and error histogram of the ANN for final temperature are as shown in Figure 6 which indicates that the best validation performance occurred at epoch 49 and errors are mostly within ± 100 s. Figure 7 compares the results predicted by the ANN model (output) and COCOMO (target). The regression plots and correlation indicate the good predictive capability of the ANN for the quench time.

2.2 Coupling of MELCOR and SM

Figure 8 illustrates the coupling of MELCOR and SM through data exchange. Figure 8a is the MELCOR nodalization of the contain-

ment of a Nordic BWR [3]. In the lower drywell (reactor cavity) a debris bed is formed due to fragmentation of released corium upon vessel failure, and consequently the quench process of the resulting debris bed occurs. Figure 8b is the SM which mainly consists of the two ANNs mentioned above and python scripts representing the curves of energy transfer rate from the debris bed to the water pool in the lower drywell. In the coupled MELCOR/SM simulation, MELCOR offers eight input parameters to the SM when the vessel fails, and the SM uses them first to predict the quench time and final temperature of debris bed, and then calculate the energy transfer rate with Eq. (1). The obtained energy



transfer rate is given to MELCOR as an energy source term in the lower drywell.

The coupled MELCOR/SM simulation requires several modules as shown in Figure 9. It is achieved by using a communication module MPIEXEC and an external coupling program DINAMO. MPIEXEC is a MPI based coupling interface for MELCOR and controls the execution of the coupled codes and coordinates the data exchange [3]. DINAMO module originally developed by KIT is aiming at coupling new models to the MELCOR code [5].

2.3 Application of coupled MELCOR/SM simulation

In order to confirm the capability of the coupled MELCOR/SM simulation, it is applied to a postulated station blackout (SBO) scenario in an BWR [3,6]. As shown in Figure 8a, the lower drywell, a cylindrical chamber with a radius of 6.1 m, is flooded by subcooled water from its surrounding wetwell to cool down the released corium from the reactor pressure vessel, according to the SAM strategy of BWR [3]

In coupled MELCOR/COCOMO and coupled MELCOR/SM simulations, the initial tem-

perature of debris bed is assumed as the temperature of discharged corium, which is averaged from total energy of corium at vessel failure minus energy loss during corium discharge into the lower drywell. The initial temperature is set as 1854 K in this study, the same as used in the previous work [3]. It was calculated that 298 t corium was released to the reactor cavity in around 30 minutes in the SBO scenario [3], which is assumed as the mass of the debris bed employed in COCOMO and SM calculations. Decay heat of debris bed as well as pressure and initial temperature of water pool in the lower drywell were obtained from MELCOR simulation. Particle diameter and debris bed porosity were defined by users. For comparison with the previous MELCOR/COCOMO simulation [3], the particle diameter was set as 2.5 mm and the porosity was 0.42.

Table 2 contains the quench time and final temperature of the debris bed predicted by the two coupled simulations of MELCOR/COCOMO and MELCOR/SM. One can see that the two coupled simulations have a good agreement in terms of the parameters of interest.

Output	Method	MELCOR/COCOMO	MELCOR/SM
T_{final} (K)		418	410
t_{quench} (s)		1143	1039

Figure 10 shows the predicted water pool temperatures in the lower drywell, which were maintained at 325K before vessel failure, after which the water pool was heat up because the corium was discharged from the RPV and fragmented into a debris bed in the lower drywell. Compared with the MELCOR standalone simulation, both coupled MELCOR/COCOMO and coupled MELCOR/SM simulations predicted a faster increasing temperature due to a larger energy transfer rate from the hot debris bed to the water pool.

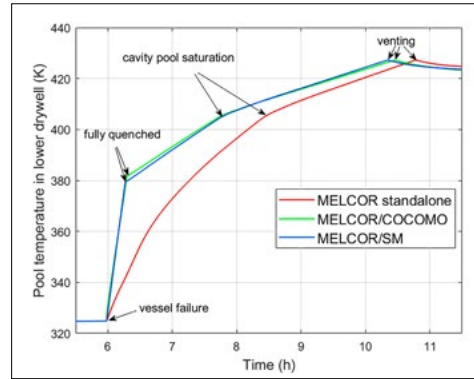


Table 2: Comparison of two coupled simulations.

Figure 10: Water pool temperature in the lower drywell.

Figure 11 is the containment pressure from the simulations. One can see that there is no difference in containment pressure among the three simulations (MELCOR standalone, MELCOR/COCOMO and MELCOR/SM) before vessel failure, but it behaves differently once the corium was discharged to the reactor cavity. In coupled MELCOR/COCOMO and coupled MELCOR/SM simulations, the water pool gets saturated and vaporizes earlier than in MELCOR standalone simulation because of a faster energy transfer rate from the debris bed to water pool, resulting in a faster pressure rise and earlier occurrence of containment venting. It should be noted that a similar containment pressure trend was predicted by the two coupled simulations, indicating the effectiveness of the coupled MELCOR/SM simulation for the quench process of 1D debris bed.

3. Summary

A significant progress in this project was made and important findings were obtained during the year 2022. In particular, the post-test examination of the debris bed after dry-out and remelting experiment revealed the stratified internal structure of the debris bed. Direct numerical simulation of molten pool convection provided insights on thermal-hydraulic characteristics of a highly intensive turbulent convection in a molten pool. The thermo-mechanical modeling capabilities were further advanced to predict the vessel failure mode during hypothetical severe accidents. More experiments using new simulants of Zr/Fe in corium such as Sn-Bi, Zn and Sn-Fe alloys provided the material effects on the characteristics of a debris bed formed from metallic corium-coolant interactions. Simulations of melt penetration through

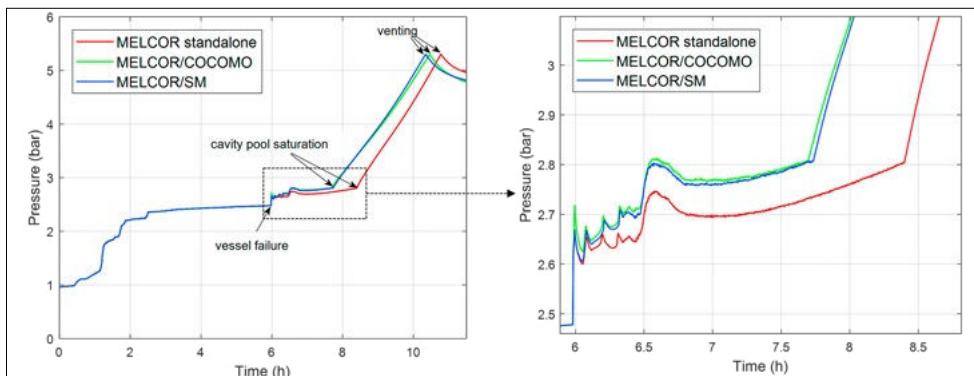


Figure 11: Containment pressure.

porous debris beds with the MPS method and the COMSOL code showed the potentials of the tools addressing the phenomena of melt infiltration in debris beds during a severe accident. A new test facility named CoSMUS was developed at KTH to investigate melt spreading under dry and wet conditions, with the objective to characterize the corium spreading in the reactor cavity during a severe accident, and the first test was carried out with Zinc melt. The MPS method was also employed to simulate melt spreading under both dry and wet conditions. The MISTEE experiment with molten droplets falling in boric acid solution indicated that the effect of H_3BO_3 solution on spontaneous steam explosion depends on H_3BO_3 concentration, and the droplet deformation at the same depth in the coolant pool increases with increasing H_3BO_3 concentration.

A surrogate model (SM) was developed to predict the quench process of an ex-vessel one-dimensional debris bed bases on the database from COCOMO simulation. The coupled MELCOR/SM simulation was employed to simulate a SBO scenario of a Nordic BWR with flooding of the reactor cavity. The comparison of MELCOR/COCOMO and MELCOR/SM results confirmed reasonable accuracy and good efficiency of the coupled MELCOR/SM.

National Cooperation

Please mention cooperation with other Swiss institutions, universities and research projects where applicable.

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 2022 and Perspectives for 2023

The research plan for the project in 2022 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 debris bed remelting, melt wettability, metallic melt-coolant interactions and resulting debris bed characteristics, melt spreading, the effect of chemical additives in coolant on steam explosion. The extension of MELCOR capability toward simulation of the quench process of ex-vessel 1D debris beds has been realized through development of a surrogate model (SM) and a coupled MELCOR/SM approach. As we enter 2023, the project continues a high performance in more data generation and methodology development, in order to reduce uncertainty in melt risk quantification in hypothetical severe accidents of light water reactors. Studies will be further extended or initiated in six topical areas of the work plan: (i) experiment/simulation of debris bed heatup and remelting; (ii) simulation of lower head penetration failure, (iii) simulation of debris bed formation; (iv) simulation/experiment on ex-vessel corium-structure interactions; (v) application of research results to reactor safety analysis; and (vi) coupled MELCOR/SM analysis for multiple-dimensional ex-vessel debris beds.

Publications

■ [P.1] Y. Xiang, A. Komlev, Y.L. Chen, W.M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta: **Pre-test simulations and a scoping test for dryout and remelting phenomena of an in-vessel debris beds**, Proceedings of the 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19), Brussels, Belgium, March 6-11, 2022.

■ [P.2] W.M. Ma, S. Bechta, et al.: **Proceeding of the 54th Review Meeting of the Project "Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents"**, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, May 12, 2022.

■ [P.3] W.M. Ma, S. Bechta, et al.: **Proceeding of the 55th Review Meeting of the Project “Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents”**, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 17, 2022.

■ [P.4] B. Bian, W. Villanueva, D. Dovizio: **Direct numerical simulation of molten pool convection in a 3D semicircular slice at different Prandtl numbers**, Nuclear Engineering and Design 393: 111772, 2022.

■ [P.5] B. Bian, J. Gong, W. Villanueva: **Scalability of Nek5000 on high-performance computing clusters toward direct numerical simulation of molten pool convection**, Frontiers in Energy Research 10: 864821, 2022.

■ [P.6] H.D. Wang, Y.L. Chen, W. Villanueva: **Vessel failure analysis of a boiling water reactor during a severe accident**, Frontiers in Energy Research 10: 839667, 2022.

■ [P.7] H.D. Wang, W. Villanueva: **Structural behavior of an ablated reactor pressure vessel wall with external cooling**, Progress in Nuclear Energy 153: 104446, 2022.

■ [P.8] S. Thakre, Y. Xiang, W.M. Ma, W. Villanueva, S. Bechta: **Metallic melt jet fragmentation in a water pool: Experiments and numerical simulations**. Nuclear Engineering and Design 396: 111876, 2022.

■ [P.9] L. Zhao, W.M. Ma, A. Konovalenko, S. Bechta: **Modelling of corium dry spreading with MPS method**, Proceedings of the 19th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-19), Brussels, Belgium, March 6 -11, 2022.

■ [P.10] Y. Chen, H. Zhang, W.M. Ma: **Coupled MELCOR/COCOMO analysis on quench of ex-vessel debris beds**. Annuals of Nuclear Energy 165: 108643, 2022.

■ [P.11] W.H. Wang, Y.L. Chen, W.M. Ma: **Application of uncertainty analysis methods to MELCOR simulation of postulated severe accidents in a Nordic BWR**, Nuclear Engineering and Design 392: 111764, 2022.

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**. Annuals 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, Karlsruher 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 2022 until
31 Dezember 2022

Abstract

This report describes the progress on several research projects at PSI's Department of Radiation Safety and Security and ENSI. In addition to the participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry, projects were developed on methods related to radioanalysis, aeroradiometry, calibration of radiation measurement instruments and dosimetry. Currently a method to fuse concrete and barite concrete using the Fluxer Claisse LeNeo is being extended and tested with other materials (e.g. asbestos containing construction materials). The possibility of using mass spectrometry in radioanalytics is under investigation and methods to improve the detection limits in the trace range for environmental samples, with emphasis on ^{90}Sr on soil, is under development. Other relevant projects are the analysis of ^{36}Cl in polymer samples and the development of procedures for asbestos-containing materials. In aeroradiometry, various areas over Switzerland were inspected with airborne gamma spectrometry during two weeks of the exercise ARM22. Monte-Carlo simulations have been used for modelling of clearance monitors, which provides not only a better understanding of the performance of these

devices, but also nuclide-specific calibration factors in a variety of situations (e.g. materials with different types or weights). A procedure to calibrate monitors equipped with conveyor belts (continuous material handling) has also been developed. In dosimetry, the focus is currently on the improvement of neutron dosimetry systems, on the identification of new manufacturers for neutron detectors, and on understanding the implications of the new operational quantities in radiation protection proposed by the ICRU Report 95. In addition, three PhD students are currently being advised with projects on electrochemical approaches for separation of nuclides in radioanalyses, development of methods to calibrate the aeroradiometry systems using radiation transport codes, and investigation of possible dose rate dependence of a variety of luminescence dosimeters.

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 this reporting period, PSI experts were involved in several national and international committees, including the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS), the German-Swiss Association for Radiation Protection (**Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz**), and the Expert Group Airborne Gamma-Ray Spectrometry (**Fachgruppe Aeroradiometrie**), which is an independent advisory body for the National Emergency Operations Center (NEOC/NAZ) in Switzerland. PSI experts participated in the EURADOS 2022 Annual Meeting, the 15th EURADOS Winter School on “Computational methods in dosimetry”, and in several EURADOS Working Groups (WG). In the German-Swiss Association of Radiation Protection, PSI experts participated in the meeting of the 95th Meeting of the Dosimetry Working Group in March 2022 focused on neutron dosimetry. PSI experts also participated and presented oral talks or posters at the International Conference on Individual Monitoring of Ionising Radiation (IM2022) and Neutron and Ion Dosimetry Symposium (NEUDOS-14) in April 2022, on the 6th European Congress on Radiation Protection in June 2022, on the International Conference on Methods and Applications of Radioanalytical Chemistry (MARC) in April 2022, and on the 14th International Symposium on Nuclear and Environmental Radiochemical Analysis (ERA14, York, GB), in September 2022.

B. Development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for the determination of the activity and the detection of anthropogenic radionuclides

Automated fusion of various decommissioning materials

The Fluxer Claisse LeNeo has been established to fuse concrete and barite concrete successfully. A publication is currently in the peer-review process for publication in the conference proceedings of the 14th International Symposium on Nuclear and Environmental Radiochemical Analysis (ERA14, York, GB). Further studies in this project aim at introducing the Claisse LeNeo for the fusion of various radioactive decommissioning materials, such as asbestos containing construction materials, wall paint and mortar of radioactive sludge ponds, etc., whenever such material is at hand. To test if these materials can be fused successfully, ⁸⁵Sr tracer was added on wall paper, mortar and on asbestos samples. Thereby two different fusion agents, LiBO₂/Li₂B₄O₇ and LiBO₂/LiBr were tested as well. With the ⁸⁵Sr tracer recoveries ranging from 89–108%, we found no difference due to the flux agent tested. Moreover, these materials could be fused successfully.

Introduction of mass spectrometry in radioanalytics

The possibilities and benefits of an inductively coupled plasma mass spectrometer (ICP-MS) for the Radioanalytics group were evaluated [1]. Evaluation of existing ICP-MS devices in Switzerland located in controlled areas was carried out. After this first evaluation, an ICP-MS system, possibly coupled to a laser ablation (ICP MS/MS or ICP QQQ with LA), is deemed to be suitable for fulfilling the high analytical demands of decommissioning samples made of various matrices. In addition to that, no combined LA-ICP-MS systems are currently available in any controlled area in Switzerland. Although clear technical advantages exist for the separation of ²³⁹Pu/²⁴⁰Pu, further evaluation is required

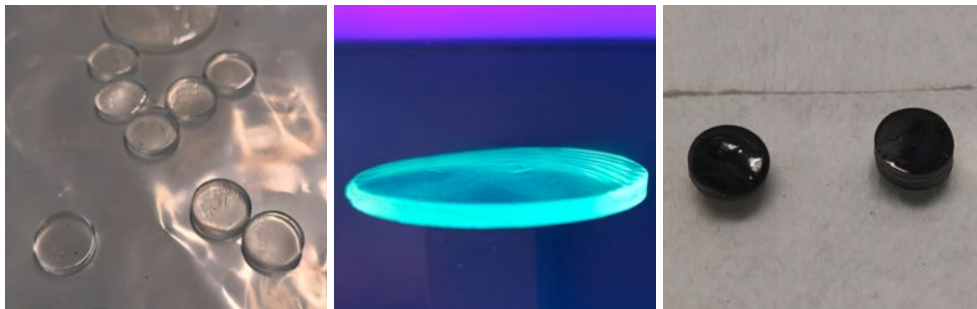


Figure 1:
Images of PVC pills.
Left: PVC pills after
dissolution and
preparation with
acetone.
Middle: PVC pills
before irradiation
under UV light.
Right: PVC pills after
neutron irradiation.

for the detection of uranium isotopes. All details will be the subject of a technical report.

Methodological improvements

The objective of this project is to improve to increase reliability and efficiency of existing procedures. In this context, measures were taken to avoid and replace fuming H_2SO_4 for the treatment of most samples in actinide analysis, since there is significant stress on the laboratory equipment and on the ventilation systems. Updates were introduced on several work procedures, as documented in quality management documents.

Testing the basis weight method in practical application

The goal of this project is to test the basis weight method in practical applications in radioanalysis whereby the coverage in terms of weight per surface unit of a powder sample is varied and evaluated in a direct measurement. The results of the specific weight curves are being interpreted and combined into a technical document.

Analysis of ^{36}Cl in polymer samples

During decommissioning of nuclear facilities, the radioanalytical question arises about the quantitative determination of ^{36}Cl in PVC. This long-lived isotope of chlorine ($T_{1/2}$: 301,000 a) is produced via neutron activation of ^{35}Cl and decays via emission of beta radiation. While direct measurement of ^{36}Cl in aqueous samples by means of liquid scintillation counting is possible, chlorine bound in PVC has to be extracted. This extraction procedure has not been implemented in the Radioanalytics group yet and has to be

standardized. In addition, traceability to primary standards also has to be established to fulfil the requirements of an accredited procedure to ISO 17025. Laboratory experiments with analytical grade PVC powder and with an unplasticized PVC were conducted to produce a representative reference material to begin the evaluation. The most promising technique included the addition of acetone to dissolve the PVC powder, which afterwards was dried at 35°C over the course of a week to get a polymeric layer free of bubbles and inclusions (PVC pills).

Using the PSI neutron source from PSI's Neutron Activation Analysis (NAA) facility, which is part of the Swiss Spallation Neutron Source (SINQ), we were able to produce ^{36}Cl within the PVC pills, which now serve as reference materials for the upcoming method development. Examples of the PVC pills are displayed in Figure 1.

The first analysis revealed an interfering side product, i.e. ^{35}S , which represents another beta-emitter with a half-life of approx. 87 days. This circumstance also led to a continuous coloring of the PVC pills from transparent to black over the course of days after irradiation. Fortunately, the beta-energy of the ^{35}S ($E_{\beta\text{-max}}$: 167 keV) is lower compared to the electron energy from the ^{36}Cl decay ($E_{\beta\text{-max}}$: 709 keV). In Figure 2, the first beta-spectrum of the reference material is shown.

Handling of samples containing asbestos

The objective of this project is to improve the procedures to handle asbestos-containing materials (ACM) from clearance projects for further radioanalyses. In this reporting period, we established a safe working procedure

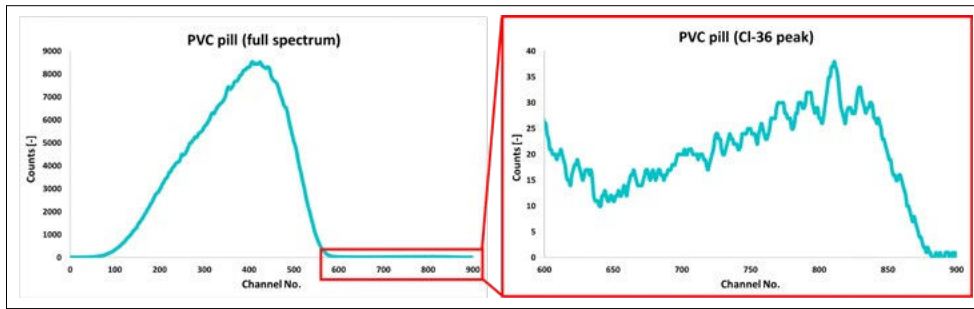


Figure 2: Spectrum of a PVC pill dissolved in acetone after irradiation. **Left:** Full LSC spectrum. **Right:** ^{36}Cl peak, only visible after zooming in. High amounts of the side product ^{35}S dominate the spectrum in the low-energy area, while the low activity of ^{36}Cl is detectable at higher energies.

for ACM without the need for HF (hydrofluoric acid). The proposed procedure utilizes a lithium borate fusion, as this sample preparation method has shown to be an efficient way to treat ACM. Asbestos samples were taken from the former experimental incineration furnace currently under decommissioning, where asbestos-containing materials were used as part of the thermal insulation. Introduced into the Claisse LeNeo Fluxer, the ACM was readily decomposed, poured into nitric acid, and processed further with a chromatographic separation procedure. A combination of TrisKem's® UTEVA-TRU-Sr resins was used for ideal separation of Pu, Am/Cm, and ^{90}Sr from another. A technical note TM-96-22-800 was published (see Publications). When characterization related to type of ACM is necessary, microscopic techniques can be applied. With the help from SUVA (Luzern), the ACM from available samples was analyzed and two asbestos types were identified: chrysotile and amosite (serpentine and amphibole type, respectively). Both polarized light microscopy (PLM) and scanning electron microscopy combined with energy-dispersive x-ray spectroscopy (SEM EDS) were able to prove the occurrence of asbestos and helped to distinguish the fibers by means of their morphology.

To conclude the project, a paper was published in the Journal of Radioanalytical and Nuclear Chemistry (see Publications). It will be part of the published series subsequent to the MARC XII conference, where the results were presented in an oral presentation. Furthermore, a standard operating procedure (SOP, working instruction) will be added to the radioanalytics repertoire.

Intercomparisons

The Radioanalytics group participated in several intercomparison studies in 2022. As usual, actinoids in stool ash by Procorad and ^3H in water by the **Bundesamt für Gewässerserkunde (Germany)** were measured. An intercomparison of ^{90}Sr in urine samples was conducted by **Bundesamt für Strahlenschutz (Germany)**. The Swiss national study on gamma spectrometry was organized by FOPH/IRA.

C. Scientific support of aeroradiometric (ARM) exercises

The scientific report covering civil (ARM21c) and military (ARM21m) parts of last year's exercise was published as PSI report in March 2022.

The ARM22 exercise was performed between June 13th and 17th (ARM22c), and between September 5th and 9th (ARM22m), 2022 (Figure 3). According to the alternating schedule of the annual ARM exercises, the environs of the nuclear power plants Beznau (KKB) and Leibstadt (KKL), the Paul Scherrer Institute (PSI) and the intermediate storage facility (ZWILAG) were surveyed with an extension of the measuring area into German territory following a request of German authorities. No artificial radionuclides were detected outside of the plant premises. The site of the former Lucens reactor was measured and found unobtrusive in the measured data. One of the ARM22c exercise days was dedicated to verification measurements of the numerical calibration model under development in a PhD project. These measurements complement the results of ground measurements performed 2021 in the hangar at Dübendorf

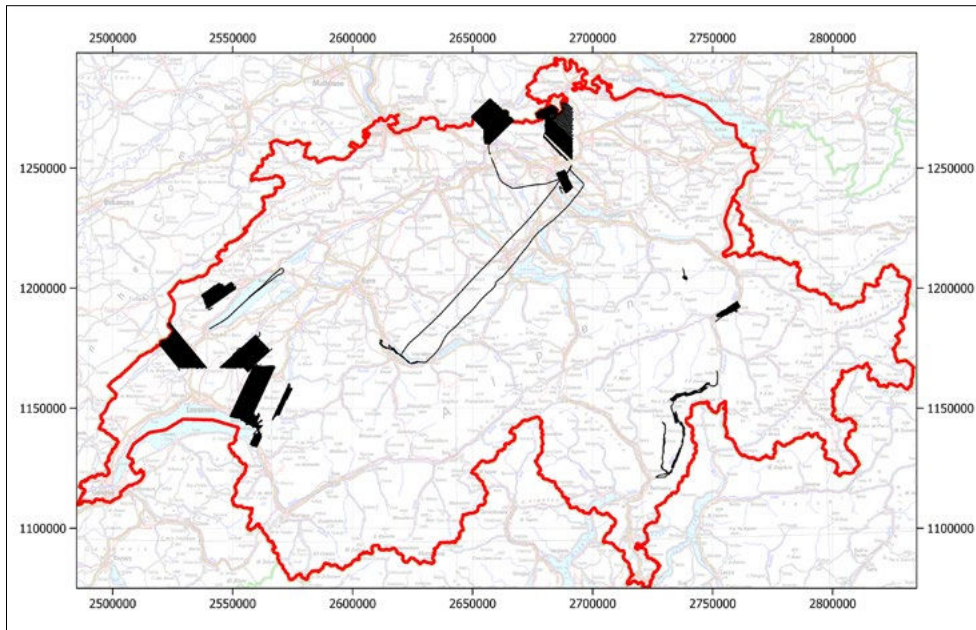


Figure 3:
Flight lines of ARM22.

with a focus on the effects of different fuel levels of the helicopter.

Prior to the detailed analysis of the measured data, spectral crosstalk in the photon spectra of detector RLL003 used during ARM22m was quantified with laboratory measurements at PSI.

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. A Monte-Carlo simulation tool for calibration of clearance monitors was successfully implemented during 2022 to, for example, assess if measurements of contaminated working clothes containing ^7Be with the RTM661/440Inc are conservative enough. The calculation of the leading nuclide correlation factors (LNC-factors) for a drum containing copper parts potentially contaminated with ^{232}Th were carried out and successfully validated. In the frame of these calculations, the dependence of the LNC-factors on the mass of the measured materials was investigated, as well as the influence that parameters like the raw density of the simulated materials can have on the

systematic uncertainties of the calculated factors. It was found that LNC-factors are heavily dependent on the amount of material placed in the clearance monitor, which makes the calibrations of the RTM661/440Inc situation-dependent. On the other hand, variations of the raw density within the range of experimental uncertainties were shown not to affect the calculation of the LNC-factors. With these methodologies, the procedure of calibration of clearance monitors at PSI was improved, providing more flexibility, a better understanding of the measuring techniques and a safer and more reliable management of the exemption of contaminated/activated material from regulatory control. In a second stage, other methods are being investigated with the aim of providing nuclide identification in clearance monitors equipped with plastic scintillators by using pseudo-Gamma spectrometry techniques, like unfolding. In the context of this research, a paper entitled "Procedure for characterization and validation of commercial clearance monitors using Monte Carlo simulations" was published in the journal Nuclear Instruments and Methods in Physics Section A (see Publications). Furthermore, the project was presented at the IM14/NEUDOS22 conference as a poster with the title "Compari-

son of optimization techniques for the Monte Carlo simulation of clearance monitors”, and a manuscript with the same title was submitted for publication in the peer-reviewed proceedings. The oral presentation “Energy calibration of pulse-height spectra in plastic scintillators for clearance monitors using Monte Carlo simulations” was held at the IRPA2022 conference in June 2022; and the poster “Innovative Kalibriermethoden für Freimessanlagen” was presented at the 53. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz in October 2022.

Develop a calibration and validation procedure in accordance with Guideline ENSI-G13 for measurement systems with large areas equipped with continuous material handling systems. The purpose of the project is to develop a procedure for calibrating monitors equipped with conveyor belts. The advantage of this type of monitor is both the speed of measurement, due to the fact that the measurement of the material is done continuously, and the ability to measure large and bulky materials. In the first stage of the project, a literature study and market analysis were conducted. It was found that there are currently two commercial conveyor belt clearance monitors on the market with the width of the conveyor belt of about 630 mm. A system for measuring surface activity of clothing (laundry contamination monitor) with a measurement field width of 1000 mm was also considered as a possible replacement for the conveyor belt clearance monitors. Initial calculations of detection limits for ^{60}Co as a function of conveyor belt speed were carried out to see if such a laundry contamination monitor could be used to assess specific activity without major changes. Since, unlike conveyor-belt clearance monitors, this system is not equipped with a scale, determining specific activity is impossible, the absolute activity value corresponding to the activity of 1 kg of material whose specific activity is equal to the clearance limit, according to Article 106 of the Swiss Radiation Protection Ordinance, was used as a reference value. The detection limits of laundry contamination monitor for ^{60}Co

gamma radiation were found to about 150 Bq at the currently lowest possible conveyor belt speed of 10 mm/s and a minimum distance of 20 mm between the detector and the material being measured. This limit is higher than the ^{60}Co absolute activity limit of 100 Bq, and therefore the laundry contamination monitor would have to be modified to lower the detection limit.

Neutron detector for personal dosimetry.

The new neutron dosimetry system developed at PSI enables a customized readout and full control over all readout parameters. This allows us to, in principle, use new PADC detector materials for both routine dosimetry and research applications. In this reporting period, the code used to run the system was improved and documented. In addition, new detectors from two manufacturers were acquired for testing (sensitivity, fading, aging, among others) and are currently being assessed over a period of 12 months. The preliminary results indicate that at least two of the PADC material compositions could fulfill the requirements for a personal neutron dosimeter.

Whole body personal dosimeters. The photon response of the RPL system used at PSI in terms of the new quantities proposed in the ICRU Report 95 for personal dosimetry (H_p and $D_{\text{local skin}}$) was calculated. The results showed that the RPL dosimeters over-respond for the new personal dose equivalent, H_p , to low energy photons when using the current algorithm. A new algorithm was proposed and compared with the results obtained using the current algorithm, showing an improvement in the response of the RPL dosimeters. Similar calculations carried out for dosimetry systems used across Switzerland (at the CERN, CHUV, SUVA, and Dosilab) showed that the issue of the over-response at low photon energy is global: all dosimetry systems are affected and will require adjustments.

Effect of dose rate on luminescence dosimeters. Results from experiments at the PSI Center for Proton Therapy (CPT) and at METAS showed no dose rate effects for the investigated luminescence materials. In both the

experiments, we obtained a precision better than 5% using luminescence detectors together with the developed dosimetry protocol, and an accuracy better than 10%. These results prove the usability of the investigated luminescence detectors for dosimetry in proton and electron beams at ultra-high dose rates. Two manuscripts were submitted for publication based on these results.

E. Student supervision

Silvia Motta (PhD thesis). Silvia's 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). The results of the experiments at the CPT and at METAS were presented at International Conferences (IM2022-NEUDOS-14 and FRPT2022). The future work will focus on theoretical models to support the experimental findings.

David Breitenmoser (PhD thesis). The PhD thesis started in September 2020 with the goal to calibrate the RLL (Radiometrie Land-Luft) aeroradiometry systems using radiation transport codes in combination with measurements of radionuclide sources proceeds as planned. The construction of a numerical model of detector and helicopter for Monte-Carlo radiation transport calculations was completed (Figure 4). The numerical results were compared to verification measurements performed during the exercise ARM22c.

Paul Dutheil (PhD thesis). Paul started the electrochemistry project in November of 2020 in the Radioanalytical Group with the goal of developing electrochemical approaches for separation of nuclides in radioanalyses. First studies targeted the electrochemical separation of transition metal (e.g. Cu, Co, and Ni) from aqueous samples in order to separate, e.g., ^{60}Co from samples which also contain other beta emitters. The first prototype of an automated flow-cell for direct electrochemical separation of radionuclide was developed and tested for separation of Cu from Co and Ni. In April 2022,



Figure 4: Numerical model of the detector and relevant components of the helicopter.

he participated in the largest radioanalytical chemistry conference (MARC conference).

F. Ad hoc problems of ENSI after consultation with the project manager

None to report.

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 [2] 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. Irradiations were carried out at CERF field at CERN as part of a comparison of neutron and photon dosimeters in high-energy fields.

■ **Bundesamt für Strahlenschutz (BfS, Germany), National Nuclear Security Administration (NNSA, USA), Institut de Radi-**

oprotection 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.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

Progress has been made in several areas of research agreed as part of the PSI-ENSI research agreement, the results being documented as technical reports, peer-reviewed publications and conference presentations. The research will continue in 2023 as planned.

Publications and conference presentations

■ F. M. Köhler. "Asbestos treatment for radiochemical analysis". TM-96-22-800, Paul Scherrer Institute (2022).

■ F. A. Geser, D. Werthmüller, M. M. Kasprzak, E. G. Yukihara, S. Mayer. "Procedure for characterization and validation of commercial clearance monitors using Monte Carlo simulations". Nuclear Inst. Methods Phys. Res. A 1043, 167465 (2022).

■ E. G. Yukihara, S. W. S. McKeever, C. Andersen, A. J. J. Bos, I. K. Bailiff, E. M. Yoshimura, G. O. Sawakuchi, L. Bossin, and J. B. Christensen. "Luminescence Dosimetry". Nat. Rev. Methods Primers 2, 26 (2022).

■ M. Bolzonella, I. Ambrozava, M. Caresana, N. Gibbens, P. Gilvin, F. Mariotti, A. Savary, A. Stabilini, F. A. Vittoria, E. G. Yukihara, and M.-A. Chevallier. "Neutron personal dosimetry using polyallyl diglycol carbonate (PADC): Current status, best practices and proposed research". Phys. Open 12, 100114 (2022).

■ S. Motta. "PhD Progress Report - Advanced application of luminescence detectors in pulsed fields (1st Quarter 2022)". AN-96-22-941, Paul Scherrer Institute (2022).

■ S. Motta, J.B. Christensen, M. Togno, S. Safai, E. G. Yukihara, "Characterization of LiF: Mg,Ti for dosimetry in ultra-high dose rate proton beam". Oral presentation, IM2022-NEUDOS-14 Conference (25–29 April 2022, Krakow, Poland).

■ G. Butterweck, B. Bucher, D. Breitenmoser, L. Rybach, C. Poretin, S. Maillard, A. Hess, M. M. Kasprzak, G. Scharding, S. Mayer, "Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM21", PSI report No. 22–02, Paul Scherrer Institute, ISSN 1019-0643, Villigen, Switzerland, 2022.

■ J. Vedelago, F. A. Geser, I. D. Muñoz, A. Stabilini, E. G. Yukihara, and O. Jäkel. "Assessment of secondary neutrons in particle therapy by Monte Carlo simulations." Phys. Med. Biol. 67, 015008 (2022).

■ L. Bossin, J. B. Christensen, O. V. Pakari, S. Mayer, and E. G. Yukihara. "Performance of radiophotoluminescence personal dosimeters in terms of the ICRU Report 95's operational quantities". Radiat. Meas. 156, 106825 (2022).

■ D. Breitenmoser, G. Butterweck, M. M. Kasprzak, E. G. Yukihara and S. Mayer. "Experimental and simulated spectral gamma-ray response of a NaI(Tl) scintillation detector used in airborne gamma-ray spectrometry". Adv. Geosci. 57, 89–107 (2022).

■ E. G. Yukihara. "New techniques in external dosimetry". Seminar of the Federal Commission on Radiation Protection (KSR), Bern, 25 March (2022).

■ M. Heule, P. Dutheil "Electrochemistry to improve separation performance and analysis of pure alpha and beta nuclides", Oral presentation at MARC XII, Methods and Applications of Radioanalytical Chemistry (3.-8. April 2022).

■ P. Dutheil, M. Heule, P. Steinegger, "Electrochemical separation of Co-60 from electropositive radionuclides", Oral presentation at MARC XII, Methods and Applications of Radioanalytical Chemistry (3.-8. April 2022)

■ D. Breitenmoser, G. Butterweck, F. Cerutti, M. M. Kasprzak and S. Mayer. "Non-proportional scintillation response model for airborne gamma-ray spectrometry applications", Oral presentation at the 6th European Congress on Radiation Protection (IRPA 22), Budapest, Hungary, May 30th – June 3rd, 2022.

■ D. Breitenmoser, G. Butterweck, M. M. Kasprzak and S. Mayer. "Numerical derivation of high-resolution detector response matrices for airborne gamma-ray spectrometry systems", Poster presentation at the 2022

IEEE Nuclear Science Symposium (NSS22), Milano, Italy, November 5th–12th, 2022.

■ F. A. Geser, M. M. Kasprzak, S. Mayer. “Comparison of optimization techniques for the Monte Carlo simulation of clearance monitors”, Poster presentation at the IM2022-NEUDOS-14 Conference (25–29 April 2022, Krakow, Poland). F. A. Geser, M. M. Kasprzak, E. G. Yukihara, S. Mayer. “Energy calibration of pulse-height spectra in plastic scintillators for clearance monitors using Monte Carlo simulations”, Oral presentation at the 6th European Congress on Radiation Protection (IRPA 22), Budapest, Hungary, May 30th – June 3rd, 2022.

■ F. A. Geser, M. U. Sliz, M. M. Kasprzak, S. Mayer. “Innovative Kalibriermethoden für Freimessanlagen”, Poster presentation at the **53. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz**, Konstanz, Germany, September 26th – 30th, 2022.

■ F. Köhler, M. Heule, M. Jäggi, P. Dutheil, A. Brand, N. Walter, S. Mayer, Microscopic and radioanalytical investigation of asbestos-containing decommissioning waste, J. Radioanal. Nuc.l Ch. (2022). <https://doi.org/10.1007/s10967-022-08544-2>

References

- [1] TM-96-21-708, Evaluierung der Vorteile einer ICP MS Radioanalytik - Stand 2021, Paul Scherrer Institute (2021).
- [2] ICRU, ICRU Publication 95: Operational Quantities for External Radiation Exposure, Journal of the ICRU, 20 (2020) 7–130.

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

Author 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: 3 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.

The ADQI4DC-VG-USB by **SP Devices** [1] was found to be the best option for an updated data acquisition system for this experiment. The device was delivered in 2021 and programming, as well as testing, of this novel data acquisition system has started. First measurements with the experiment have been performed and show a lot of potential, such as the simultaneous acquisition of not only pulses, but also their shape, height, width and many other parameters.

Most of this year’s work was focussed on Monte Carlo simulations of the detector. The previously presented electrostatic field simulations allowed modelling of electron avalanches and ion drift behaviour with the programming toolkit Garfield++ developed by **CERN** [2]. These simulations required the input of the ion mobility data for propane,

which is not available for our electric field strengths and pressures. Thus, 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.

Additionally, a new detector prototype was designed and planned, with the goal of using it to measure the nanodosimetric properties of protons at the PIF beamline at the **Paul Scherrer Institute**. The new detector is currently being built.

Overall, the goals scheduled for the third year of this project were accomplished. In 2023 a year full of measurements with a new detector prototype, new materials and a new data acquisition system awaits.

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

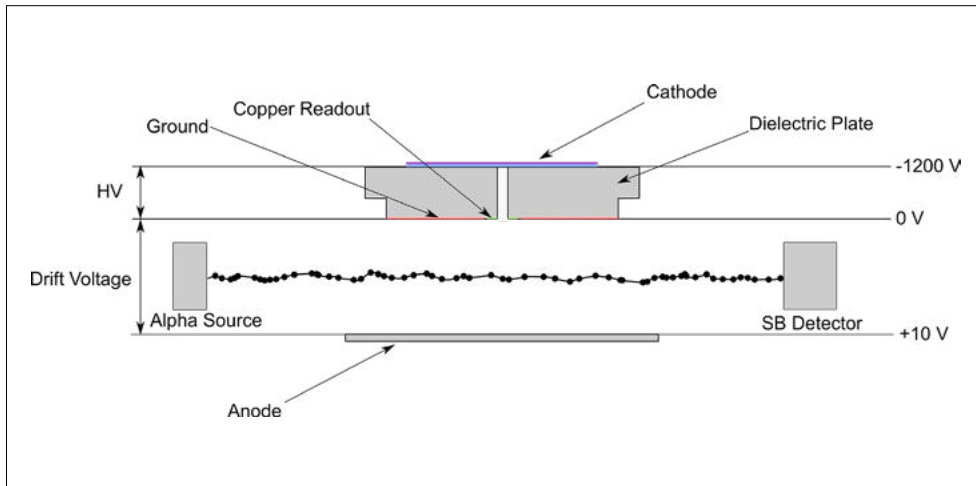


Figure 1: Sketch of the nanodosimetric detector elements within the low-pressure gas chamber. The dotted line represents the ionizations of the propane gas molecules from the alpha particles.

repeatedly measured and called the ionisation cluster size. This is a stochastic quantity, it can therefore be characterized by a probability distribution, the ionisation cluster size distribution (ICSD). The ICSD describes how the radiation interacts with the DNA on a nanometre scale. The problem of observing such events on a nanometric scale can be solved by the equivalence principle, which states that the spatial distribution of ionization events scales linearly with density. This means that instead of measuring microscopic volumes directly, macroscopic volumes of low-pressure gas can be used instead. Different types of low-pressure gas were analysed and compared to liquid water by simulations and measurements by Grosswendt et al. in 2002 [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. 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. In 2021 a new data acquisition system (ADQ14DC-4C-VG-USB by **Teledyne SP Devices** [1], short ADQ14) was purchased to improve the data acquisition process, by recording the full signal shapes with an analog-digital converter (ADC).

The project goals for this year were:

Automatization and Improvement of Data Acquisition System

The current detector setup still relies on NIM modules and only limited information about signal pulses is recorded. The shape

of pulses is an important parameter, which is directly related to the electron avalanches withing the detector. However, currently no information about the shape of pulses is registered, as they are converted to a boxed signal through the NIM modules. But information such as pulse height, width and area could help to monitor and understand the detector more thoroughly. For this purpose, an improved and more automated data acquisition system suitable to the experiment was found: The ADQ14DC-4C-VG-USB by **Teledyne SP Devices** [1]. The goal was to purchase the device and commence the process of programming, testing and developing the data acquisition system to optimally suit the needs of this project.

Design of a new detector prototype

A key advantage of nanodosimetry is that it can be used to assess and quantify different radiation modalities. In the current set up only Alpha particles originating from an Am-241 source are used. However, in collaboration with the **Paul Scherrer Institute**, the detector will be used to measure nanodosimetry properties of protons at the Proton Irradiation Facility (PIF) beamline. For the use at an external beamline, a new detector prototype needed to be designed and built.

Development of a Monte Carlo Model for ion mobility and diffusion

During the extensive Monte Carlo simulations performed in 2021 it was noted that Garfield++, a toolkit developed by CERN for gaseous detector simulations, 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 mobility of ions in their parent gas, even for unusual gases like propane.

Work carried out and results obtained

Automatization and Improvement of Data Acquisition System

The ADQ14DC-4C-VG-USB by Teledyne SP Devices is a data acquisition system which was deemed the best option for this project due to the flexibility of the device with user programming, the 14-bit resolution and the fast data transfer options from the device to the computer. The device was delivered in 2021 and is currently being programmed and tested extensively. The new data acquisition system will be able to extract more information on the signal pulses than the previous system, which only counted the number of pulses detected.

The goal for the novel data acquisition system is that it will allow the user to choose between different modes, such as:

- Raw data: The DAQ should store all raw data points from the measurements, allowing the user full flexibility with data analysis. However, this approach will inevitably cause large data files, the transfer of which could influence the dead time of the DAQ and will need to be closely monitored and tested. This mode of operation allows to discriminate between noise and signals during the post processing step of the data analysis.

- Pulse analysis data: The DAQ will calculate on its own FPGA important quantities such as pulse height, width and others and then only send these values (as opposed to the raw data) to the computer. This will lead to significantly smaller file sizes, as well as faster data transfer thereof. However, the user will not have access to all the information raw data would provide. Noise could still be filtered out in the post processing of the data, however, this would only be possible if the noise differed significantly from the signals in terms of signal height, width or time relative to the trigger.

The programming and testing of the new data acquisition involved Tamara Hoffmann, who was doing her master thesis on this subproject. She worked on the project for 6

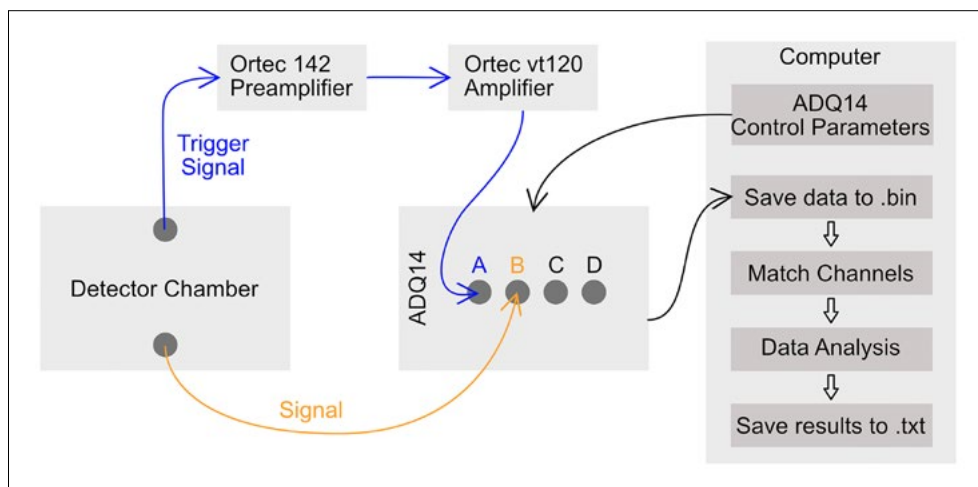


Figure 2: Visualization of the new data acquisition process with the ADQ14 device.

months and successfully completed her thesis in May 2022.

During the extensive testing of the DAQ, many challenges with the automated detection window, timestamp synchronization and trigger blocking were encountered. Ultimately, it was not deemed possible to use the inbuilt features for correlating triggers with signals and thus an offline data analysis program in C++ was created. An overview over the new data acquisition process can be seen in figure 2. Currently, we are measuring the unamplified signals. However, at a later stage in the experiment when we decrease the pressure to achieve an even better nanometric resolution a signal amplification will become necessary.

Design of 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 figure. 3). In order to improve the vacuum seal, the detector chamber will now be circular and have multiple O-rings for sealing purposes. An important aspect of the 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 will be very versatile with an anode of variable height and the beam collimation can be moved vertically and horizontally. The chamber was designed such that measurements with the original Am-241 source can

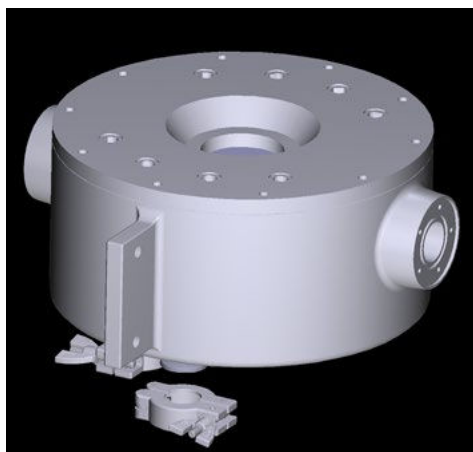


Figure 3: Visualization of the new detector design with the external beam entry and exit windows.

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 prototype is currently being built and should be available by Spring 2023 for the first measurements.

Development of a Monte Carlo Model for ion mobility and diffusion

For propane gas, the gas used in the FIRE detector, there exists only very limited information on ion mobility. The only experimental values ever measured are from Shchemelinin et al. [7] and consists of only 6 data points and the pressure at which they were measured (as well as the precise measurement procedure) is unknown. In summary, there is no ion mobility data available for the electric field strength and pressure that the FIRE detector operates with.

For propane gas there is limited experimental data available in general, thus a key focus for this project was to create a method that is able to predict the ion mobility and drift velocity for gases with very few known common input parameters, such as the ionization potential, kinetic diameter, molar mass and polarizability of the gas. A model to approximate the resonant charge exchange cross section based on only these input parameters was proposed and verified for a wide range of gases. With the Monte Carlo code and resonant charge exchange cross section approximation model, the drift velocities, transverse diffusion and ion mobility of ions in their parent gas can now be calculated.

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.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

In the third year of this project several goals have already been accomplished:

- A data acquisition system suitable for this experiment has been found and purchased. The programming of the new system is already under way and first measurements with the new data acquisition system have been performed.

- New cathode materials covering a wide range of resistivities have been delivered and will be tested in 2023 with the new data acquisition system.

- Monte Carlo simulations to estimate the propane mobility have been performed.

- A new detector prototype has been designed, which can also be used at an external beam line.

The focus of the work in this year was on the Monte Carlo simulations of the propane mobility, as well as improving the data acquisition system for the experimental work.

In 2023 a year full of measurements with a new data acquisition system, new detector prototype and many new materials and settings to test awaits.

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 submitted and is currently under review.

References

- [1] SP Devices. ADQ14 – multi-channel 14-bit digitizer. <https://www.spdevices.com/products/hardware/14-bit-digitizers/adq14> [Accessed 30.11.2021]
- [2] Garfield++, Toolkit for simulation of particle detectors by CERN. <https://garfieldpp.web.cern.ch/garfieldpp/> [Accessed 30.11.2021]
- [3] 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>

Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically?

Authors: Reinhardt Krcek, Daniel Schanne

Institution: Inselspital,

University Hospital Bern

Address: Freiburgstrasse 18, 3010 Bern

E-mail: danielhendrik.schanne@insel.ch

reinhardt.krcek@insel.ch

Duration of project: 2022–2026

Abstract

Mankind is exposed to the danger of nuclear incidents or attacks. In case of a potential mass casualty incident, many victims exposed to radiation can be expected with varying degree of severity. Currently, there are no rapid and reliable available diagnostics to determine acute clinical urgency and severity and to enable a triage of patients in this situation. Current tests like measurement of time-to-emesis or chromosome aberration cytogenetic assay from peripheral blood suffer from either low diagnostic accuracy or long diagnostic time.

Here, we propose to develop a panel of metabolic markers, using mass spectrometry of blood sera and urine from patients treated with radiotherapy to establish a correlation between dose exposure and a patient's metabolome for high radiation doses as well as low radiation doses. The goal is to develop a fast, quantitative, and reliable approach with easily accessible biological material (blood, urine) that enables testing of patients for radiation exposure. This may lead to improved care for patients after hazardous exposure to radiation in the occupational, medical and other settings.

Project goals

In the event of a nuclear accident, a mass casualty incident is to be expected with many people being exposed to radioactivity. A major concern with high doses of radiation is the effect on blood-forming bone marrow

and the immune system with an increased risk of life-threatening infections or need for immediate transfusions. Moreover, skin lesions, bleeding, acute gastrointestinal syndrome and fever are a primary consideration in these injuries [1].

Apart from those who are severely affected, there will be many victims without a life-threatening dose of radiation, but a dose that may be associated with late complications such as increased risk of cataract or cancer [2] and thus a potential need of long-term follow-up examinations.

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 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 aim to 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.

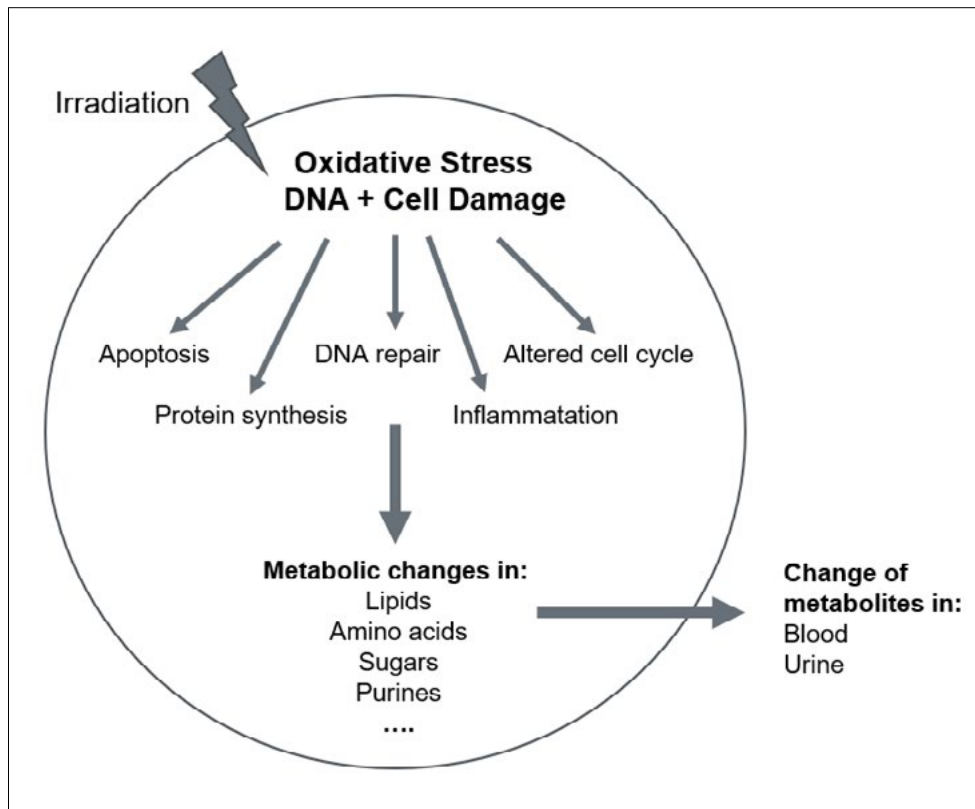


Figure 1: Schematic representation of the effects of irradiation on a cell. Multiple effects occur after irradiation, including inflammation or changes in cell cycle. As a result, certain metabolites change, which can be detected in body fluids such as blood.

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

Since the project starts right now, this section is not applicable

National Cooperation

Cooperation with Prof. Dr. phil. nat 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 2022 and Perspectives for 2023

The project has just started; therefore, no results can be reported in 2022. In 2023 the aim is to start with the screening of metabolites at several time points during high-dose radiotherapy to identify potential biomarkers of dose exposure in blood and urine.

Parallel, after obtaining the first results of mass spectrometry, ethics will be prepared to collect blood and/or urine for a low-dose cohort in order to transfer the results from the first examinations to this cohort.

Publications

Since the project starts right now, this section is not applicable.

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 Nonhuman 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: Consideration of the height-specific burn-up of spent fuel assemblies and estimation of the fuel rod cladding temperature

Author and Co-author(s):

J. Nimmegern, M. Roppel,

B. Alber-Laukant, S. 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.nimmegern@uni-bayreuth.de

<http://www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de>

Duration of project: 1 December 2021 to
31 December 2023

Abstract

The accurate determination of the temperature field inside of spent fuel assembly storage and transport casks (DPC) is crucial for safety. To assess the thermal behavior of DPC, critical temperatures must be observed at various areas and components. However, the simulation-based determination is very time-consuming for example, when various casks with different loadings and positions must be modelled. In cooperation with ENSI we develop the Z88ENSI software to enable accelerated, parameterized simulation-based investigation of different cask types and loadings.

The current research project focuses on expanding the assessment options. The aim is to enable the assessment of fuel rod cladding tube temperatures. To this end, we generate substitute models for the fuel assemblies used in Switzerland and integrate them into the framework program in such way that each type of cask can be loaded individually. In addition, a more detailed representation of reality with the Z88ENSI software should be possible. For this purpose, the thermal boundary conditions inside the cask are extended. It should be possible to

define a height-specific burn-off for dissipation of decay heat.

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 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. By this approach, it is not necessary to mesh the narrow gaps inside the cask. In this way, the calculation effort is much lower and the calculation is faster. In addition to acceleration of the calculation, the user should be able to vary a large number of parameters in order to determine their influence on the temperature field.

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 behavior like 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 con-

stant 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 and this results in an altitude-specific decay heat development. This research project also aims to create the functionality of a more detailed representation of reality of the inner boundary conditions.

In addition to these two main goals, the following additional goals are pursued. At the beginning of the project, the thermal behavior of SFA should be analyzed in detail. In order to be able to examine the effects of fluctuations of material parameters, they should be editable by the user as it is already possible with the properties of the filling gas. Another functionality is the variation of the heat dissipation through the bottom of the casks in the storage position. According to the current version of Z88ENSI, only an adiabatic cask bottom is considerable.

The further developed software has to be validated. Validation takes place made by comparison of the computed temperature field with commercial software. The graphical user interface (GUI) has to be extended, the output of results should be automated and a documentation has to be written.

Work carried out

Motivation

The safe dissipation of the decay heat, which is generated by the SFA, is one of the four protection objectives, which have to be fulfilled by DPCs. [1] High temperature decreases durability and leads to thermal induced stress in the components. In order not to endanger the integrity of a cask and to make handling easier specified maximum temperature thresholds have to be observed.

The determination of temperature fields inside the DPC are usually carried out using numerical methods. However, modelling and simulating the temperature field of a DPC is very time and resources consuming, especially the consideration of the gas-filled gaps inside. Since not only heat conduction exists as heat transfer mechanism, but con-

vection and heat radiation occur as well, the consideration of such gaps within numerical simulations leads also to a higher computational effort. Furthermore, the geometrical dimensions of these gaps are much smaller than the other dimensions of the cask. This requires a highly detailed mesh and thus increases the computational effort as well. However, those mostly gas filled gaps cannot be neglected due to their insulating effect. In order to be able to carry out numerical simulations with reasonable effort, assumptions and simplifications to the simulation model are necessary. However, idealizations in the DPC-context have to be conservative. The correctness of these and their influence on the heat dissipation has to be improved.

The independent special-purpose simulation tool Z88ENSI enables a fast approximate but sufficiently accurate determination of the temperature field inside of DPCs. The acceleration of the temperature field calculation is achieved through various measures, these include the use of thermal gap conditions to consider the influence of all heat transfer mechanism inside the cask or the consideration of the spent fuel assemblies via a substitute model, which is being implemented in the course of this project. Furthermore, the assumptions and idealizations have to be evaluable by a determination of their thermal effect on the temperature field via parameter variations.

Functionalities of the current program version Z88ENSI V3

The aim of this project is to develop a new version Z88ENSI V4 including new features as specified in the previous section. Z88ENSI V4 builds in Z88ENSI V3, which was delivered in the previous project. Z88ENSI V3 has the following functionalities:

- Specification of the dual-purpose cask type and loading.
- Consideration of four different positions (initial, storage, handling, transport) from the inner in the outer cask part.
- Investigation of three-dimensional temperature fields of dual-purpose casks.

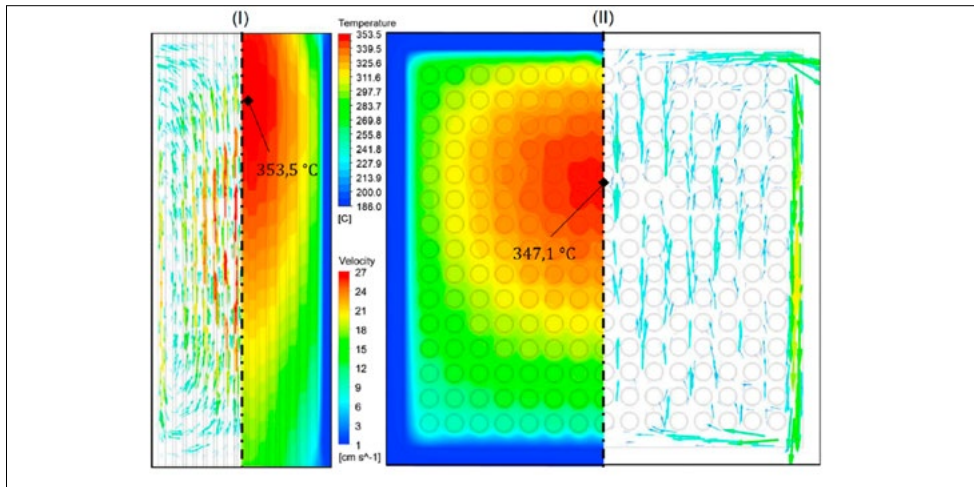


Figure 1: Temperatures and fluid velocities at 300% heat output in vertical (I) and horizontal (II) SFA orientation.

- Consideration of all heat transfer mechanisms (conduction, convection, radiation) inside the cask individually and in combination.

- Specification of a constant temperature and a convective and / or a radiation-related heat transfer on the outer surface of the casks. In the storage position, an adiabatic cask bottom is assumed.

- Specification of a cask-specific fin factor to 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 flux on the basket shaft walls. Fuel assemblies themselves are not modelled.

- Visualization of the calculation results.

Analysis of the thermal behavior of SFA

The first work package of this research project is to investigate the thermal behaviour of SFA and to analyse their sensitivity through parameter studies. For this purpose, extensive CFD simulations are carried out using a 15x15 SFA, which was used in the Turkey Point 3 pressurized water reactor (PWR) [13]. The system limits of the simulation models are the fuel rods, which are filled with homogenized fuel, and the shaft walls of the basket in which the fuel element is stored. The investigations are based on two reference simulation models, one of an entire fuel element and the second only of the hottest segment between two spacers. The refer-

ence simulation models are validated using experimental data. The influence of the heat transfer mechanisms is analyzed taking into account different heat outputs and depending on the following aspects:

- Orientation (standing or lying DPC)

- Filling gas (helium, nitrogen)

- Basket wall temperature

- Emissivity factors of the materials

- Distance to the basket wall

- Eccentricity of the SFA in the basket shaft

- Peaking factor of considering the height-specific burn-up

- Fuel assembly components (spacer, fuel element head and foot)

The results of the investigations into the influence of orientation are presented below as examples. A DPC is usually in interim storage, but is transported lying down. Due to these two cask positions, there are also two orientations for the fuel elements located in the carrying basket of a cask, namely a vertical and a horizontal one.

Conduction and thermal radiation are both independent of gravity, so the position of the container has no influence on these two heat transfer processes. Thus, only convection is responsible for differences in temperatures that arise between the two positions. With helium as the filling gas, convection is irrelevant. The following findings are obtained with nitrogen as the filling gas. The influence of convection was examined at 50%, 100%,

150% and 300% of the reference heat according to [13].

With vertical orientation, as shown in Figure 1 (I), the fluid rises in the central area of the SFA due to the local heating. If it gets into the area of influence of the spacer, it is deflected from there radially outwards towards the wall. Heat builds up underneath the spacer. In contrast to the spacer, there is a greater heat exchange between the fluid and the container wall, as a result of which the density of the fluid changes and it sinks along the shaft wall. A circulating flow is also formed in the horizontal position. Analogously, the fluid between the fuel rods heats up and rises upwards. There it is deflected outwards by the upper horizontal wall, sinks down the lateral vertical wall to the lower wall, see Figure 1 (II). The higher fluid velocity in the vertical configuration is due to the longer distance over which it can absorb more energy. This leads to a larger increase in temperature, as a result of which the density decreases further, resulting in the higher fluid velocities.

Since the fluid in the horizontal orientation has proportionately greater contact with the cooling container wall and at the same time has to cover a shorter distance in the rod bundle, the over temperatures are lower than in the vertical arrangement.

Looking at the four power levels of decay heat (50%, 100%, 150% and 300%), it can be seen that the differences between the maximum temperatures of the vertical and horizontal orientation increase with increasing thermal power. At 50% of the reference heat output, however, there are hardly any temperature differences, while they amount to approx. 6°K at the 300% heat output already considered above.

A detailed presentation of our modelling and all results is too extensive at this point, so we would like to refer to our PATRAM 2022 conference contribution on this topic.

Functionality extension: considering the height-specific burn-up of SFA

As mentioned at the beginning, the decay heat is an essential variable when designing or assessing dual-purpose casks. It arises at

the atomic level through the spontaneous decay of the fission products formed in the reactor during operation. The development of the decay heat has a large number of influencing factors. However, it correlates with the burn-up, i.e. the amount of energy that was released during operation. To simplify, the higher the burnup, the more fission products have been created and the higher the decay heat. However, the burn-up is not constant over the height of a fuel assembly, but has a significant profile that depends on the type of fuel assembly and on the type and the construction of the reactor. In the middle area of the fuel assembly there is a plateau with a maximum between 110% and 120% of the mean burn-up, whereas the fuel utilization at the ends falls to a minimum between 50% and 60%. The burn-off is slightly higher in the floor area than in the head area due to the density differences in the moderator [2, 3]. Due to the relationship between burnup and decay heat as well as the altitude-specific character of the burnup, it can be stated that an altitude-specific distribution of the heat loads of the fuel assemblies is useful for a more precise determination of the temperature field within dual-purpose casks.

We have implemented the option to consider height-specific burn-up in Z88ENSI. The decay heat of an SFA can now be distributed over ten areas of the same height, whereby the distribution of the power is specified by the user as a percentage via the program GUI, see Figure 2 (III). A defined SFA with a specific power and power distribution can be placed in the carrying basket often. For the following finite element analysis, the height-specific burn-up is considered in the form of a thermal boundary condition. For this purpose, a zone power is defined in the control file for each zone of a SFA from the total power and the percentage distribution. The corresponding heat is specified as a boundary condition for each zone.

The verification of this procedure is demonstrated using comparative simulations on a minimal model. Therefore the commercial FEA Software Ansys Workbench with its steady-state thermal module is used.

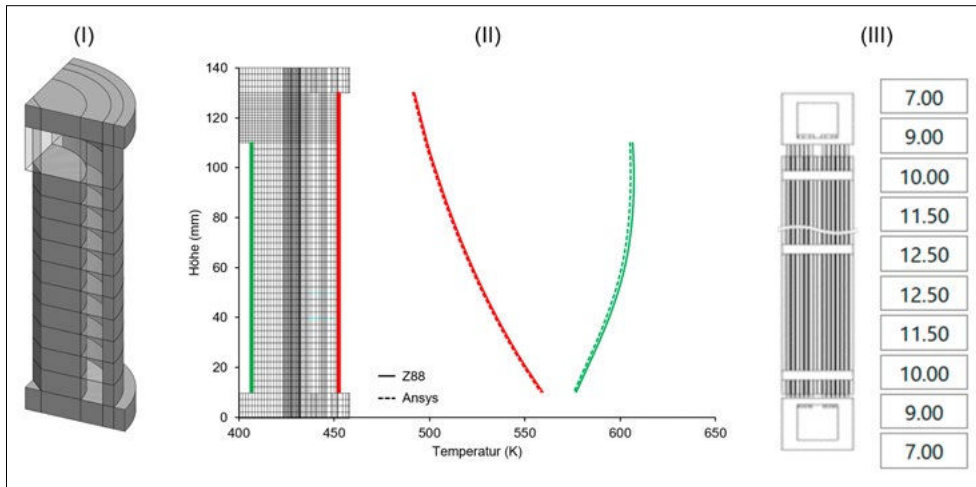


Figure 2: Height-specific burn-up of SFA: minimal model (I), comparison of simulation results between Z88ENSI and Ansys (II), GUI implementation (III).

The subject of comparison is a quarter model of a minimal cask and only conduction transfer the heat in the gaps. The inner cask has an outer diameter of 50 mm and a height of 100 mm. There is only one shaft in the middle of the inner cask with a square cross-section with a side length of 10 mm. It extends completely over the entire height of the inner cask. The outer cask is a hollow cylinder with an inner diameter of 70 mm and an inner height of 120 mm. The wall thickness of the cylindrical part is 5 mm that of the top and bottom is 10 mm each. At the level of the lid and the bottom, the outer cask has collars with an outer diameter of 90 mm and a height of 10 mm each. Figure 2 (I) shows the structure of the minimal model. We choose the following thermal boundary conditions and material parameters: A total heat flow of 25 W is applied to the shaft wall. This power is divided among the ten zones as a percentage according to Figure 2 (III). There is a convective boundary condition on all outer surfaces of the outer cask, with the exception of the floor surface. This surface is adiabatic. The heat transfer coefficient is $10 \text{ W/m}^2\text{K}$ and the ambient temperature is 293 K. The thermal conductivity of both cask parts is 60.5 W/mK . The thermal conductivity for the fluid is 0.152 W/mK .

Figure 2 (II) shows the temperature profiles along the edge of the SFA (green) and along the outer surface (red) of Ansys (dashed line) and Z88ENSI (line). The results agree very

well. The average deviation is 0.24% at the SFA shaft and 0.16% at the outer surface, with the results obtained with Z88ENSI always being slightly lower. The procedure and implementation can therefore be regarded as verified.

Functionality extension: Estimation of the peak fuel rod cladding temperature

For assessment of the temperature field inside the dual-purpose casks, various critical temperature limit values must be maintained. This is necessary for the long-term stability of the cask materials. These critical temperatures include among others the external surface temperature of the container or the temperatures in the sealing areas of the primary and secondary lid. Another one is the fuel rod cladding temperature.

In almost all light water reactors in operation, the rod bundle structure consisting of fuel rods, a supporting structure and control instrumentation is state of the art for fuel assemblies. The dimensions of the individual components and the number of fuel rods vary depending on the type and design of the reactor. With regard to the materials, zirconium alloy and stabilized austenitic steel have prevailed for fuel assemblies. Various processes during operation change the mechanical and thermal parameters of the cladding tube materials. Examples for these processes are the hardening of the material through ionizing radiation or the different

changes in shape of the fuel and the cladding tube. In order to be able to guarantee the material integrity, it is important that the temperature at the tubes does not exceed a certain threshold value, the critical fuel rod cladding temperature [2, 4, 5].

Due to the structure and the dimensional relationships, which would greatly increase the nodes and number of elements and thus the computational effort in simulations, fuel assemblies are not directly considered in simulative calculations of the temperature field of dual-purpose casks. Usually their influence is reduced to the decay heat, which is applied in the form of heat flows as boundary conditions to the shaft walls of the support cage. This type of thermal boundary condition is also implemented in the Z88ENSI V3 program. However, only the maximum shaft wall temperature can be determined with this approach, but not a covering fuel rod cladding tube temperature. The aim of this research project is to overcome this limitation. There are different methods for calculating a covering fuel rod cladding tube temperature, whereby the respective approach can be experimental-analytical or simulative [6]. The Wooton-Epstein correlation and the two-zone model according to Manteufel and Todreas are two experimental-analytical approaches, which provide conservative results. With increasing available computing power, more precise numerical approaches can be used. As [7], [8] and [9] show, simulations of fuel assemblies even with detailed fuel rods and spacers, as well as including the fuel assembly base and head are possible and provide very precise information about the thermal and mechanical processes. In addition, special computer codes have been developed for years that are precisely tailored to this type of simulation [10]. Those approaches provide high quality results, but require a high computational effort.

Bahney and Lotz [11] have developed a method which reduced the computational effort while providing sufficient accurate maximum temperatures for the cladding tube. According to their approach, homogenized material parameters are derived on the ba-

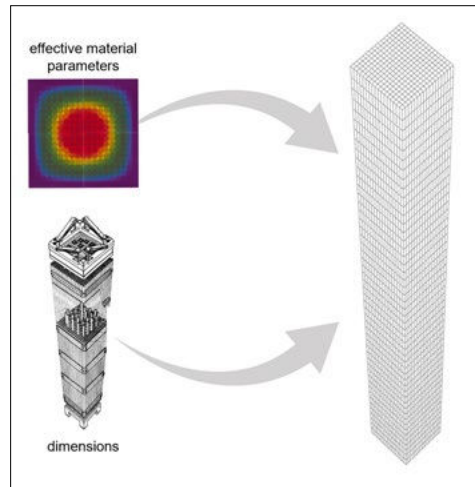


Figure 3:
Process for generating substitute models.

sis of detailed, two-dimensional simulations of fuel assembly cross-sections. With these material parameters a fuel assembly-specific and finite element-based substitute model can be created. This substitute model assumes the fuel assemblies with a cuboid volume body, to which the specific effective material properties are assigned. A major advantage of this approach is the consideration of the radiation-related heat dissipation when determining the effective thermal conductivity. Thermal radiation is numerically complex to calculate, especially when looking at a three-dimensional rod-resolved fuel assembly. It should be noted, that for the validity of the approach, it is important that the convective heat transfer has a negligible influence inside the fuel assemblies. An accurate fuel rod cladding temperature prediction is only possible with accurate determined effective thermal conductivity method for the assembly volume. It turned out that peak cladding temperatures are a function of the assembly type, the assembly decay heat, and the basket wall temperature. For the determination of appropriate effective thermal conductivities of spent fuel assemblies, the following procedure is to be chosen: A detailed two-dimensional simulation considering heat conduction and heat radiation has to be developed for each fuel assembly. With this representation a parameter study needs to be done to determine a temperature and heat-load dependent ef-

fective thermal conductivity for the homogeneous assembly. [12]

Thermal simulations with such substitute models are very fast, while also covering high maximum temperatures at the same time. This approach corresponds to the basic idea of the Z88ENSI program and therefore should be integrated into the framework.

The integration will take place in two steps. First, on basis of the already existing substitute models according to [11], a routine has to be developed that allows the integration of different substitute models into different cask types. In the second step, fuel assembly substitute models are developed for the fuel assembly mainly used in Switzerland.

Perspectives

In the second year of the project (2023), the specific fuel assembly substitute models will be developed and implemented according to the described process. In addition, it is necessary to implement other functionality like "Variation of the material parameters via GUI" or "Automated calculation report generation", to merge the developments in the framework and to validate the program parts as well as the entire software.

References

- [1] International Atomic Energy Agency IAEA, **Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material: Specific Safety Requirements**, No. SSR-6, Wien 2018
- [2] A. Ziegler; H. - J. Allelein (Hrsg.): **Reaktortechnik, Physikalisch-technische Grundlagen**; 2. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg 2013
- [3] International Atomic Energy Agency IAEA: **Safety Requirements No. S-R-1, Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material**; Wien 2005
- [4] R. Zahoransky (Hrdg.): **Energietechnik, Systeme zur Energieumwandlung. Kompaktwissen für Studium und Beruf**; 7. Auflage, Springer Vieweg, Berlin, Heidelberg 2015
- [5] M. Murabayashi; S. Tanaka; Y. Takahashi: **Thermal Conductivity and Heat Capacity of Zircaloy-2, -4 and Unalloyed Zirconium**; Journal of Nuclear Science and Technology, Bd. 12, S. 661-662, 1975
- [6] H. Kim; O. Kwon; G. Kang; D. - G. Lee: **Comparisons of prediction methods for peak cladding temperature and effective thermal conductivity in spent fuel assemblies of transportation/storage casks**; Annals of Nuclear Energy, Bd. 71, S. 427-435, 2014N.
- [7] R. Chalasani; P. E. Araya; M. Greiner: **Simulations of natural convection/radiation heat transfer for horizontal and vertical arrays of heated rods inside a uniform temperature enclosure**, PATRAM 2007, Miami 2007
- [8] Araya, P.E., Greiner, M.: **Benchmark of natural convection/radiation simulations within an enclosed array of horizontal heated rods**, Nuclear Technology, Bd. 167, S. 384-394, 2009
- [9] Gómez, P. E. A., Greiner, M.: **2D natural convection and radiation heat transfer simulations of a PWR fuel assembly within a constant temperature support structure**, ASME 2006 Pressure Vessels and Piping/ICPVT-11 Conference, Vancouver 2006
- [10] T. E. Michener; D. R. Rector; J. M. Cuta: **COBRA-SFS Thermal-Hydraulic Analysis Code for Spent Fuel Storage and Transportation Casks: Models and Methods**. United States: N. p., 2017. Web. doi:10.1080/00295450.2017.1305190.
- [11] Bahney, R. H.; Lotz, T. L.: **Spent nuclear fuel effective thermal conductivity report. TRW Report BBA000000-017 17-5705-00010 REV 00**, Las Vegas 1996
- [12] Hinds, M. D.: **Determination of BWR Spent Nuclear Fuel Assembly Effective Thermal Conductivity**. United States, 2001, doi:10.2172/790801.
- [13] Bates, J. M.: **Single PWR Spent Fuel Assembly Heat Transfer Data for Computer Code Evaluations**. United States, 1986, <https://doi.org/10.2172/6263991>.

Project HELP

Hydrogen Enhanced Localized Plasticity in Zirconium Alloys

Author and Co-author(s):

Francesco Fagnoni, Liliana I. Duarte,
Johannes Bertsch

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: Forschungsstrasse 111,
5232 Villingen PSI

Phone, E-mail:

+41 56 310 53 24,

francesco.fagnoni@psi.ch

+41 56 310 21 16, liliana.duarte@psi.ch

+41 56 310 41 73, johannes.bertsch@psi.ch

Duration of project: Sept 2019 – June 2023

Abstract

As long-term (interim) storage of spent nuclear fuel is becoming more prevalent, the study of the effects of hydrogen on clad materials is becoming increasingly important. While most current research on spent fuel cladding focuses on embrittlement due to hydrides, this project concentrates on hydrogen in solid solution. Solid solution hydrogen tends to reduce the energy barrier required to generate new dislocations and lowers the Peierls stress needed to move them, leading to increased ductility. This phenomenon, known as hydrogen-enhanced localized plasticity (HELP), is well-studied in steels. However, its relevance in hexagonal close-packed metals like zirconium alloys is still not well understood.

During a first phase of the project, the conditions of temperature and hydrogen concentration necessary to observe softening behaviour in zirconium alloys were studied at different length-scales. Zry-4 samples enriched to different hydrogen concentrations were subjected to elevated temperature nano-indentation, micro-indentation and 3-point bending tests. Hydrogen in solid solution produces in zirconium a decrease in hardness up to 1% and a decrease in flexural yield stress up to 3%, as opposed to the competitive hardening effect caused by the pres-

ence of hydrides, confirming the presence of the HELP mechanism in zirconium alloys. Conditions of high amounts of solid solution hydrogen can be present in the vicinity of dissolving hydrides in presence of rising temperatures. The lower yield stress caused by solid solution hydrogen can cause the creation of a weakness in the cladding wall, leading to dislocations accumulation in the affected area and consequent plastic failure. Hydrogen segregation is particularly relevant in samples possessing a liner, where hydrogen has been observed to accumulate at the liner-bulk interface. In the last year, the hydrogen segregation in Zry-2 samples possessing an inner liner has been studied by high-resolution neutron radiography. The results indicate that residual hydrides from the homogenization process might constitute the nucleating seed inducing the strong hydrogen segregation at the interfacial region. Localization of plasticity in samples possessing strong hydrogen gradients has been assessed by in-situ digital image correlation (DIC) of dog-bone specimens subjected to tensile tests at 350°C. The presence of areas of high hydrogen content in the vicinity of hydrogen-free sections caused localization of plasticity in the softer regions, leading to ductile failure.

The measured hydrogen-induced softening in presence of solid solution hydrogen, combined with the localization of plasticity observed in differentially charged samples indicates that the HELP effect should be taken into consideration in zirconium alloys in nuclear fuels clad application.

Project goals

The overarching goal of the HELP project is to clarify if solid solution hydrogen can increase the plasticity of zirconium alloys commonly used as cladding material in nuclear reactors. The conditions of hydrogen enrichment and

temperature examined are the ones relevant for normal operation and long-term interim storage of spent nuclear fuel (from room temperature to 400°C and from few weight parts per million – wppm – to 400 wppm).

To help answering this question, Zircaloy-4 specimens enriched with hydrogen were subjected to elevated-temperature mechanical analysis at various length scales. Samples have been analysed by nano-indentation, micro-indentation, three-point bending flexural test of cladding sections and tensile test of dog-bones obtained from plate material. After having clarified during the first phase of the project the over-all conditions of temperature and hydrogen content necessary to cause hydrogen enhanced plasticity in zirconium alloys, during the last calendar year the focus has been shifted towards understanding if the presence of localized sources of solid solution hydrogen can cause localization of plasticity effects.

Areas of high concentration of solid solution hydrogen can happen near dissolving hydrides in presence of rising temperatures. As demonstrated in the first phase of the project, in certain conditions hydrogen in solid solution can decrease the yield stress of the material, therefore localization of plastic deformation near hydrogen sources can be a risk. Localization of plasticity might be particularly critical in cladding possessing a liner, where it has been observed ([1], [2]) that hydrogen tends to strongly accumulate at the liner-bulk interface forming a very sharp gradient in hydrogen content.

In the last calendar year, the hydrogen segregation in cladding possessing a liner was analysed by high-resolution neutron radiography. Further, a novel method based on digital image correlation (DIC) combined with neutron radiography has been developed, with the goal of observing the effect of localized hydrogen sources on the mechanic behaviour of zirconium alloys.

Finlay, particular focus has been put on the international dissemination of results obtained in the past years, with the participation to 6 international conferences and meetings, and publication in 2 peer-reviewed journals.

Work carried out and results obtained

Mechanical behaviour of zircaloy-4 in the presence of hydrogen in solid solution at elevated temperatures:

During the first phase of the HELP project most of the efforts have concentrated on quantifying and defining the boundary conditions necessary to induce increased plasticity over other types of competitive hydrogen embrittlement effects in conditions relevant for interim storage of SNF.

Micro-indentation and 3-point bending experiments indicated that hydrogen in solid solution tends to decrease hardness and yield point of the material compatibly with the HELP model, whereas strain-rate jump analysis indicated relatively uniform response of the material reading applied strain rate. An overview of the finding has been presented at the 20th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, in June 2022. The proceedings are gathered in the peer reviewed Journal of ASTM International (JAI), soon to be published.

The most important results are summarized in Figure 1 and Figure 2: in Figure 1 the results obtained from micro-hardness measurements are plotted in function of temperature and hydrogen content, whereas the results from elevated temperature 3-point bending test are plotted in Figure 2.

In both experiments, hydrogen in solid solution appears to produce significant softening effects when the test temperature is around Terminal Solid Solubility (TSS), when all the hydrogen in the system is expected to be in solid solution, and the competitive hardening effect caused by the hydrides is at a minimum. The most pronounced softening has been recorded at 300°C for Zry-4 samples enriched with 100 wppm of hydrogen. In those conditions, a decrease of 1% has been recorded by micro-hardness test and a decrease of 3% was recorded in flexural-yield stress of clad sections.

Hydrogen localization in presence of a liner:

Zircaloy cladding possessing an inner liner were introduced by GE in the early 1990s [3] to counter pellet-clad interaction (PCI) in boiling water reactors (BWRs) and the subsequent failure mechanism. Since then, they become widely used as cladding material, and in the last decades they become the standard also in Swiss BWRs. Liners consist of a thin layer (typically 10% of the total clad thickness) of a more pure-grade Zr alloy metallurgically bonded to the inner surface.

Liners have been reported to act as a preferential nucleation site for hydrides. This phenomenon has been observed in both irradiated and unirradiated samples [1], [2], [4], [5] in both Zry-2 and Zry-4 alloys (Zry-4 being used in pressurized water reactors, with an outer liner). The presented work focuses on the migration of hydrogen in Zircaloy-2 samples, both with and without a liner, charged at 200 wppm H and subsequently cooled down after 8h hold time at 400°C using controlled cooling rates of 3°C/h, 30°C/h, and after quenching in water. The samples analysed are the Westinghouse LK3/L and the Framatome LTP2 and LTP.

The resulting hydrogen distribution was quantified by means of high-resolution neutron imaging at the SINQ spallation neutron source, and the presence of hydrides was subsequently confirmed by metallography, EBSD analysis and nanoindentation mapping of selected samples.

The results, presented in Figure 3 for the LTP samples, show that when a cooling rate of 30°C/h or lower is applied, the vast majority of the hydrogen tends to accumulate and precipitate at the liner/bulk interface when a liner is present. In samples where the liner is not present thicker zirconium hydrides are observed when lower cooling rates are applied. At lower cooling rates, the hydrogen tends to distribute more homogeneously into the liner material, and the bulk material is left completely hydrogen-free.

In a second part of the study, a sample of LTP material (with liner) was subjected repeatedly to homogenization treatment for

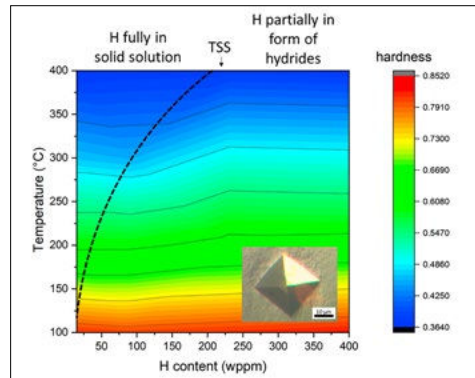


Figure 1: Hardness measured in function of temperature and hydrogen concentration in Zry-4 samples.

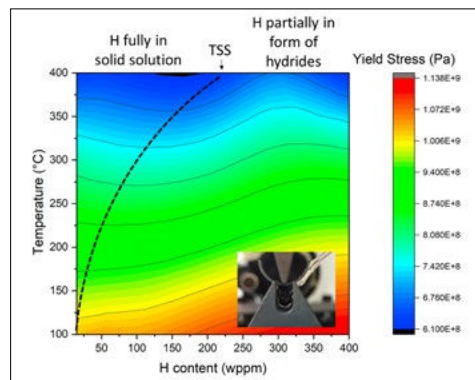


Figure 2: Flexural yield strength measured in function of temperature and hydrogen concentration in Zry-4 samples.

8 h at temperatures of 370°C, 400°C, 430°C and 470°C. After each dwell temperature, the sample was quenched in water and the radial hydrogen distribution assessed by neutron radiography. Neutron radiography (Figure 4) revealed a significant amount of hydrogen trapped at the liner-bulk interface at homogenization temperatures below 400°C. Those residual hydrides act as nucleation seed for hydrides upon cooling, contributing to the observed hydrogen segregation at the liner-bulk interface.

The results confirm that in nuclear fuel claddings when a liner is present, the majority of the hydrogen tends to concentrate at the liner-bulk interface. The local hydrogen concentration at the liner-bulk interface can be 10x higher than the overall concentration in the sample, with recorded concentrations at the interface of over 2000 wppm H in samples possessing globally 200 wppm H.

The presence of a well-localized hydride rim constitute a source of solid solution hydrogen in presence of raising temperatures. Those conditions can appear, for example,

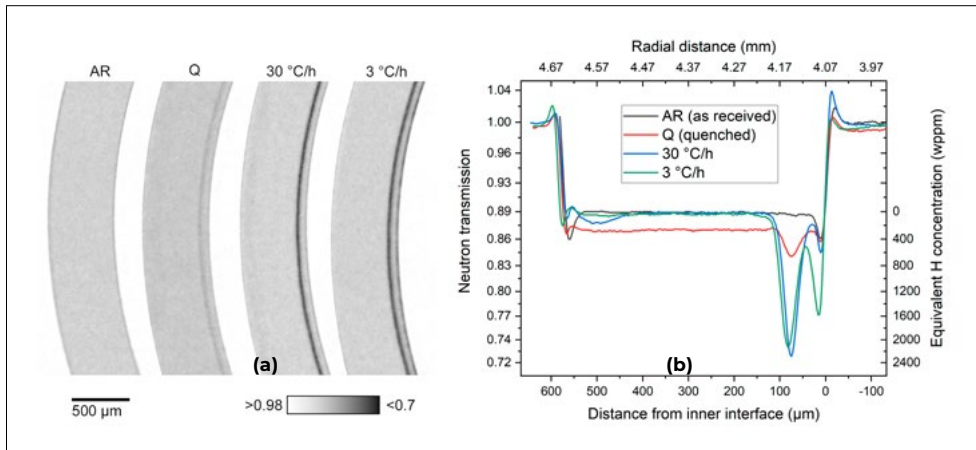


Figure 3: (a) Neutron radiographs of the LTP cladding tubes with Fe-liners (200 wppm of nominal hydrogen concentration; the as-received AR sample was not hydrogen loaded) with different cooling rates; (b) radial neutron transmission and corresponding hydrogen contents across the sample thickness.

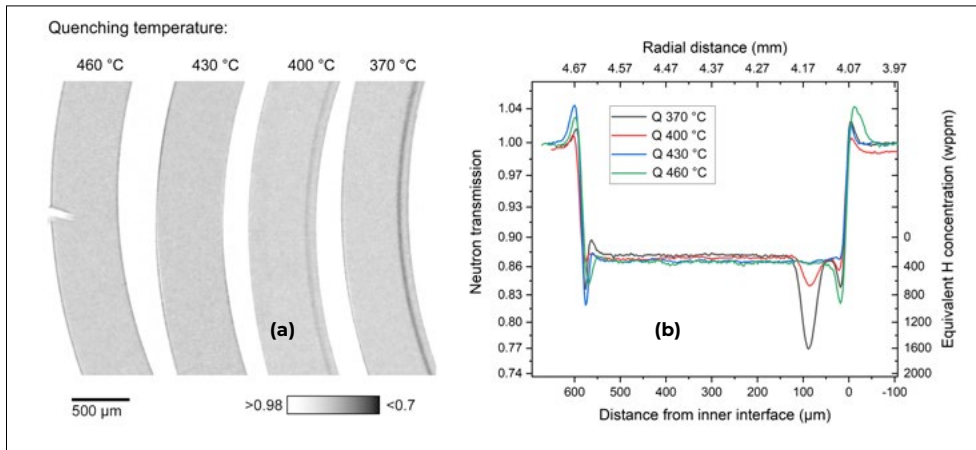


Figure 4: (a) Neutron radiographs of the LTP cladding tubes with liners (200 wppm of nominal hydrogen concentration) subjected to quenching from different temperatures (b) radial neutron transmission and corresponding hydrogen contents across the sample thickness.

when the fuel elements are extracted from the cooling pools and are re-packaged for intermediate dry-storage, as the residual decay process of the spent nuclear fuel combined with the reduced cooling capacity of the storing media can cause the cladding temperatures to rise from 40°C to more than 350°C [6].

The results here summarized have been more thoroughly discussed in a journal paper “Hydrogen diffusion in zirconium cladding alloys with an inner liner as quantified by neutron radiography and nanoindentation”, to be submitted for peer review within the first quarter of 2023.

Effect of discrete hydrogen sources on strain localization:

The effect of localized hydrogen accumulations on strain localization has been studied applying digital image correlation (DIC) dur-

ing in-situ tensile test at elevated temperature of differentially charged dog-bones samples.

DIC is a non-contact technique that provides quantitative information on the local distribution of displacements and strains on the material surface.

The specimens were obtained by electrical discharge machining (EDM) of Zry-4 recrystallized sheet material 2.5mm thick. The samples have a gauge length of 18mm and gauge width of 7 mm. The material has been characterized by EBSD revealing an average grain size of 5 μm and preferential (0001) orientation on the rolling plane [7].

A sharp hydrogen gradient has been created by selectively coating the dog-bones prior to hydrogen enrichment by exposure to high-purity gaseous hydrogen in a Sievert-type apparatus.

The coating has been then removed by mechanical methods, and the resulting hydrogen distribution has been analysed by neutron radiography at the BOA beamline of the SINQ spallation neutron source. The hydrogen concentration has been estimated using the calibration curves obtained by Colldeweih et al. [8], adapted for 2.5 mm thick specimens.

As visible in Figure 5, the sample H1 presents a highly enriched region with a shape of an inverted triangle where the estimated concentration is 500 wppm H. The sample H2 presents an area with extremely high concentration at the left-bottom edge, where the sample blistered. The estimated hydrogen concentration in the blister region exceeds 4500 wppm H (corresponding to a pure hydride phase through the sample thickness), whereas in the half-moon shape surrounding the blistered region the hydrogen concentration is estimated to be 800 wppm H. A random speckles pattern was applied on the gauge of the samples using temperature-resistant paint to obtain a high optical contrast at the pixel-level from the DIC imaging system. The average spectacle size adopted was $\sim 30 \mu\text{m}$, corresponding to $\sim 3\times$ the pixel resolution of the imaging system (Figure 6).

The tensile test was conducted at constant temperature of 350°C . A hold time of 30 min was applied before test start to reach thermal stability and dissolution (TSS fraction) of hydrides. The test was conducted in dis-

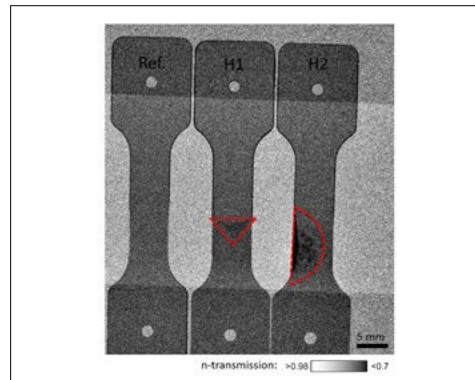


Figure 5: Neutron radiography of the dog-bones samples used for the tensile test. The regions of increased hydrogen concentration are highlighted.

placement control, imposing a displacement of 0.5 mm/min until fracture and images for DIC calculation were acquired at 5s interval. The DIC parameters adopted were 31 pixels subset, 3-step size and 5-strain filtering. Absolute correlation (referencing to the initial – stress-free – state) has been used until 20% strain; incremental correlation has been adopted during necking phase to obtain a continuous strain mapping until sample failure.

The force-displacement curves obtained from the test are provided in Figure 7. All samples failed in a ductile way, and no cleavage across the hydride fraction was observed. Samples H1 and H2 behaved remarkably similarly despite different H concentrations and distributions, indicating that the deformation is governed by the hydrogen-free area, possibly with a contribution of the hydrogen in solid solution. The strain maps obtained at 5% global strain are shown in Figure 8. DIC

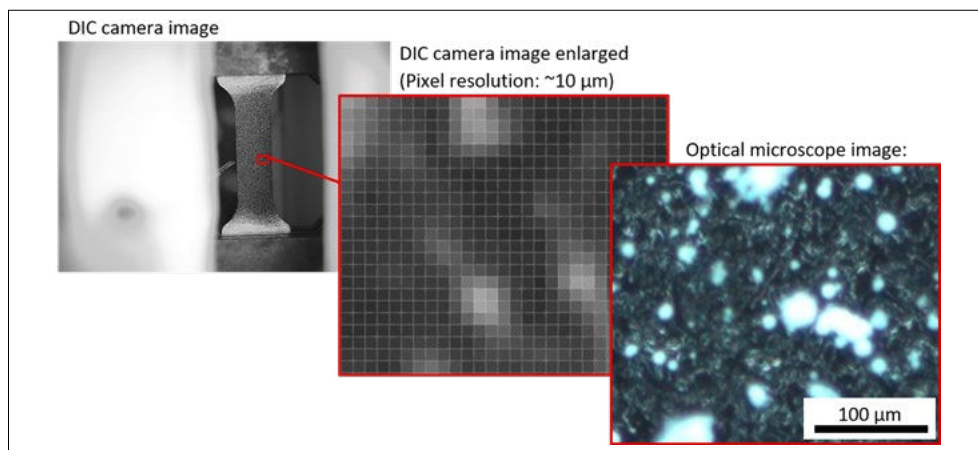


Figure 6: Image used for DIC analysis: from left to right, the image captured by the imaging system, an enlarged section and the corresponding light optical microscope image of the same area, showing the random spectacle distribution used for strain mapping.

allowed highlighting substantial strain localization in the areas directly adjacent to the highly charged ones.

These experiments were presented to the scientific community at the NuMat 2022 conference, in Belgium. Publication of the results is foreseen in the next calendar year.

National Cooperation

The presented results have been obtained at PSI and ETH laboratories, in collaboration with the respective professors, with many scientists, fellow PhD students and technicians that greatly supported the HELP project. Among many, I would like to cite:

ETH Zürich:

- Prof. Dr. Ralph Spolenak, Laboratory for Nanometallurgy, Department of Materials (D-MATL); supervision of the PhD project;

- Dr. Jeffrey M. Wheeler, Femto Tools AG, high temperature nanoindentation experiments;

- Prof. Dr. Jörg. F. Löffler and Dr. Stoica Mihai, Laboratory of Metal Physics and Technology, D-MATL; Hydrogen measurements of non-active samples;

- Dr. Robin Schäublin, Dr. Marc Willinger and Dr. Alla Sologubenko, Scientific Center for Optical and Electron Microscopy (ScopeM), D-MATL; high-resolution SEM/TEM and in-situ TEM experiments;

Paul Scherrer Institut (PSI):

- Dr. Aaron William Colldeweih, Laboratory of Nuclear Material (LNM/NES); 3-point bending setup.

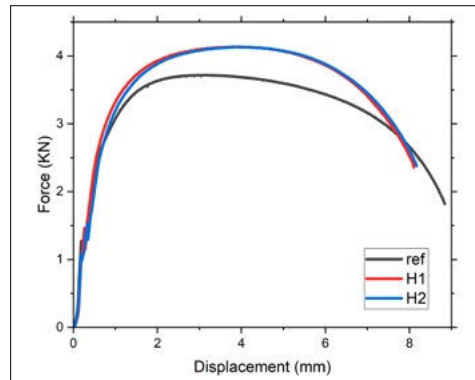


Figure 7: Force-displacement curve obtained during tensile tests.

- Dr. Piotr Konarski, Laboratory for Reactor Physics and Thermal-Hydraulics (LRPT/NES), simulation work on hydrogen diffusion.

- Dr. Elisabeth Müller, Electron Microscopy Facility (EMF); FIB and TEM analyses.

- Dr. Matteo Busi, Dr. Pavel Trtik and Okan Yetik, Laboratory for Neutron Scattering and Imaging (LNS/NUM); neutron radiography imaging.

- Kursun Elif Cansu, Laboratory for Nuclear Materials Structural Materials and Component Integrity; DIC analysis.

International Cooperation

In the last calendar year, the involvement in the ETSO activities as junior staff representative of Switzerland increased with the elected participation as judge to the annual ETSO award competition in Munich and with the invited contribution at the IRSN side event "Key contribution of nuclear research

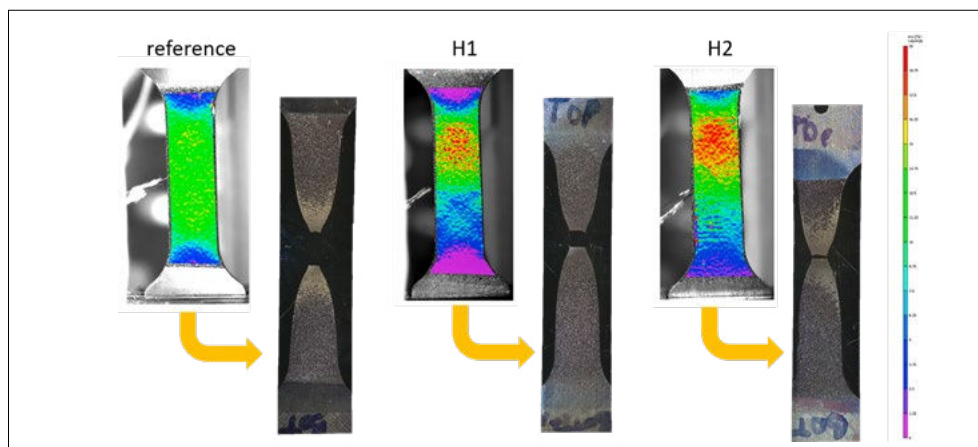


Figure 8: DIC mapping obtained at 5% global strain. the hydrogen-rich samples present localized strains as high as 9%, whereas in the hydrogen-free sample the strain is comparatively uniform.

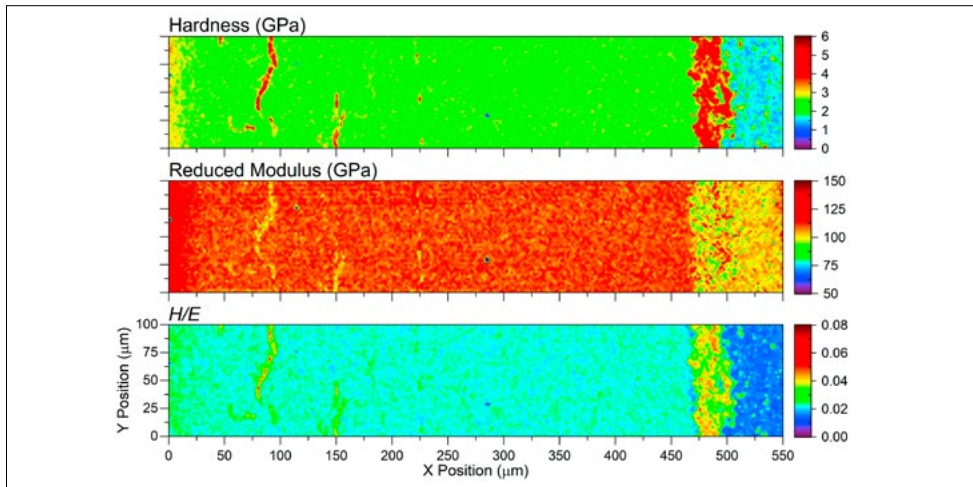


Figure 9:
Nanoindentation
mapping of LTP
sample enriched to
200 wppm H and
subsequently cooled
from 400°C at 30°C/h.

infrastructures to nuclear safety” to the 66th IAEA General Conference in Wien.

Beside the involvement in the technical safety organization network, particular importance had the collaboration with the MIDAS research group, where the ongoing results have been shared in regular update meetings online every second week and the participation to the MIDAS general assembly in Manchester.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

After assessing the mechanical performances of zirconium materials in presence of a uniform amount of hydrogen at elevated temperature, the focus of the project in the last year has been shifted towards clarifying the effect of discrete sources of hydrogen, to complete the analysis of the hydrogen enhanced localized plasticity (HELP) effect in zirconium alloys.

In the first part of the year, the hydrogen accumulation phenomena in nuclear fuels cladding possessing a liner was studied by high-resolution neutron radiography. Subsequently, the localization of hydrogen-enhanced plasticity phenomena have been analysed by digital image correlation (DIC) combined with neutron radiography.

The experiments performed highlighted how in presence of strong hydrogen gradients, the predominant failure mechanism is by necking and ductile fracture of the hy-

drogen-poor area of the sample, and not by cleavage across the hydride-rich area.

DIC proved to be a viable tool to assess the localization of strain in differentially charged samples. The non-contact nature of the technique makes it a good candidate for assessing strain localization phenomena also in radioactive samples.

Room-temperature nano-hardness mapping of a sample presenting a hydride rim is presented in Figure 9. Nano-indentation mapping at elevated temperature can identify the presence of a softer band near the hydride rim, in the region where high amounts of hydrogen in solid solution are expected. Mechanical assessment of irradiated material and TEM dislocation analysis would contribute to deepen the understanding of HELP effect in zirconium alloys.

Defence of the PhD thesis titled “Hydrogen enhanced localized plasticity in zirconium-based nuclear fuel clads” is foreseen to take place in June 2023. The commission has been approved by the ETH D-MATL study council and will be composed of:

- Prof. Dr. M. Preuss, external examiner, Manchester University, UK
- Prof. Dr. J. F. Löffler, internal examiner, D-MATL, ETH Zurich
- Prof. Dr. R. Spolenak, supervisor, D-MATL, ETH Zurich
- Dr. L. I. Duarte, co-supervisor, PSI
- Dr. J. Bertsch, co-supervisor, PSI

Publications

The following journal papers have been published in 2022:

■ Fagnoni, F.; Konarski, P. Hydrogen Degassing of Zirconium under High-Vacuum Conditions. *Metals* 2022, 12, 868. <https://doi.org/10.3390/met12050868> [9]

■ Fagnoni F.; Colldeweih A., Binato S., Wheeler J. M., Spolenak R., Wolff M., Bertsch J., Duarte L. Mechanical Behaviour of Zircaloy-4 in the Presence of Hydrogen in Solid Solution at Elevated Temperatures. 20th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry 2022 [10]

Conferences and workshops attended during 2022:

■ BGZ Studierendentag, 5–6 May 2022, Essen (Germany): Elevated Temperature Mechanical Behaviour of Zry-4 in the Presence of Hydrogen in Solid Solution; F. Fagnoni, L. I. Duarte, M. Wolff,

■ 20th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, 20–23 June, Ottawa (Canada): Mechanical Behavior of Zircaloy-4 in the Presence of Hydrogen in Solid Solution at Elevated Temperatures; F. Fagnoni, A. W. Colldeweih, S. Binato, J. M. Wheeler, R. Spolenak, M. Wolff, J. Bertsch, L. I. Duarte;

■ MIDAS general assembly, 19–21 September 2022, Manchester (United Kingdom): Liner Influence on Hydrides Precipitation in Zirconium Cladding Tubes; F. Fagnoni, O. Yetik, P. Konarski, R. Spolenak, J. Bertsch, L. I. Duarte;

■ 66th IAEA General Conference, 26–30 September 2022, Vienna (Austria): Hydrogen embrittlement of zirconium alloys at elevated temperature; F. Fagnoni, P. Konarski, M. Wolff, J. Bertsch, L. I. Duarte, R. Spolenak;

■ ETSO conference and award, 10–13 October 2022, Munich (Germany): participation as jury member in quality of junior staff representative;

■ NuMat, 24–28 October 2022, Ghent (Belgium): Hydrogen-enhanced localized plasticity (HELP) effect in zirconium alloys used for nuclear fuel cladding; F. Fagnoni, E. C. Kursun, M. Busi, J. Bertsch, L. I. Duarte.

References

- [1] L. I. Duarte, F. Fagnoni, R. Zubler, W. Gong, P. Trtik, and J. Bertsch, 'Effect of the inner liner on the hydrogen distribution of zircaloy-2 nuclear fuel claddings', *Journal of Nuclear Materials*, vol. 557, p. 153,284, Dec. 2021, doi: 10.1016/j.jnucmat.2021.153284.
- [2] W. Gong et al., 'Hydrogen diffusion and precipitation in duplex zirconium nuclear fuel cladding quantified by high-resolution neutron imaging', *Journal of Nuclear Materials*, vol. 526, p. 151,757, Dec. 2019, doi: 10.1016/j.jnucmat.2019.151,757.
- [3] H. S. Rosenbaum and J. S. Armijo, 'Inner liner for fuel cladding having zirconium barriers layers', EP0635845A1, Jan. 25, 1995
- [4] M. Aomi et al., 'Evaluation of Hydride Reorientation Behavior and Mechanical Properties for High-Burnup Fuel-Cladding Tubes in Interim Dry Storage', *Journal of ASTM International*, vol. 5, no. 9, pp. 1–21, 2008, doi: 10.1520/JAI101262.
- [5] S. Valance, J. Bertsch, and A. M. Alam, 'Statistical Analysis of Hydride Reorientation Properties in Irradiated Zircaloy-2', *Journal of ASTM International*, vol. 8, no. 1, pp. 1–14, 2010, doi: 10.1520/JAI102957.
- [6] M. Stuke et al., 'Langzeitverhalten zwischengelagerter Brennelemente bei deutlich längerer Zwischenlagerung', Juni 2020, vol. GRS-554, no. ISBN 978-3-947685-39-4.
- [7] F. Fagnoni, L. I. Duarte, J. M. Wheeler, and J. Bertsch, 'Elevated Temperature Nanoindentation of Zry-4 in the presence of hydrogen in solid solution', presented at the TopFuel 2021, Santander (Spain).
- [8] A Colldeweih et al., 'Radial Delayed Hydride Cracking in Irradiated Zircaloy-2 Cladding: Advanced Characterization Techniques', presented at the 20th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Ottawa (Canada), 2022.

- [9] F. Fagnoni and P. Konarski, 'Hydrogen Degassing of Zirconium under High-Vacuum Conditions', *Metals*, vol. 12, no. 5, Art. no. 5, May 2022, doi:10.3390/met12050868.
- [10] F. Fagnoni et al., 'Mechanical Behaviour of Zircaloy-4 in the Presence of Hydrogen in Solid Solution at Elevated Temperatures.', presented at the 20th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Ottawa, Canada, 2022.

DRYstars

Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-015-22

Author and Co-author(s): P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov, E. Fogliatto, A. Cherezov, H. Ferroukhi

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: CH-5232 Villigen PSI

E-mail, Phone, Internet address:

056 310 2679, piotr.konarski@psi.ch,

<https://www.psi.ch/en/stars>

Duration of project: 1.11.2019–31.12.2022

Abstract

During 2022, main efforts were associated with hydrogen behaviour modelling and the coupling between fuel performance and reactor core operation codes. The presence of hydrides can jeopardize the cladding integrity in dry storage and therefore it is crucial to ensure that the hydrogen behaviour tools used at PSI are able to predict hydrogen behaviour in both in- and out-of-pile conditions. In 2022, the hydrogen behaviour tool HYPE was applied to study hydrogen behaviour in liner claddings of BWR and PWR reactors. In both cases, the obtained results were in qualitative agreement with post-irradiation examinations. This work was published as an article in Journal of Nuclear Materials.

Work on the coupling between the reference validated Swiss core models, maintained and further developed within the CMSYS platform, and fuel performance codes was one of the main tasks in 2022. The goal is to couple codes specialised in different domains of nuclear fuel behaviour to obtain a fully consistent computational chain for dry storage analyses. These developments involved the establishment of a database for fuel rod designs to be directly coupled to the CMSYS assembly mechanical designs.

The coupling allowed a preliminary study focused on finding representative rods. A large number of fuel rods has been irradiated in

Switzerland over years and simulating all of these with state-of-the-art fuel performance codes is challenging in terms of computing resources. Therefore, efforts were undertaken within DRYstars to reduce the number of fuel performance simulations needed for safety assessments. To this aim, a clustering methodology aimed at selecting a limited number of representative rods was established. In a pilot study where only a few cycles and assemblies were at this stage considered, the clustering methodology allowed to split all 2016 individual fuel rods into five groups based on their neutronics and mechanical designs.

In addition to the aforementioned activities, a one-dimensional heat transfer model for dry storage systems was developed. The model assumes that the complete design is composed by a series of concentric, annular and homogeneous regions around the fuel elements. The proposed model was validated using the experimental data from the EPRI HBU Demo benchmark. The temperature differences between calculated and the experimental values were found to be within a 11% range.

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 2022, the project objectives were as follows:

- use a coupling between the CMSYS core models and fuel performance codes to simulate behaviour of Swiss rods in dry storage and validate hydrogen behaviour models;
- develop a simplified model providing thermal boundary conditions for dry storage;

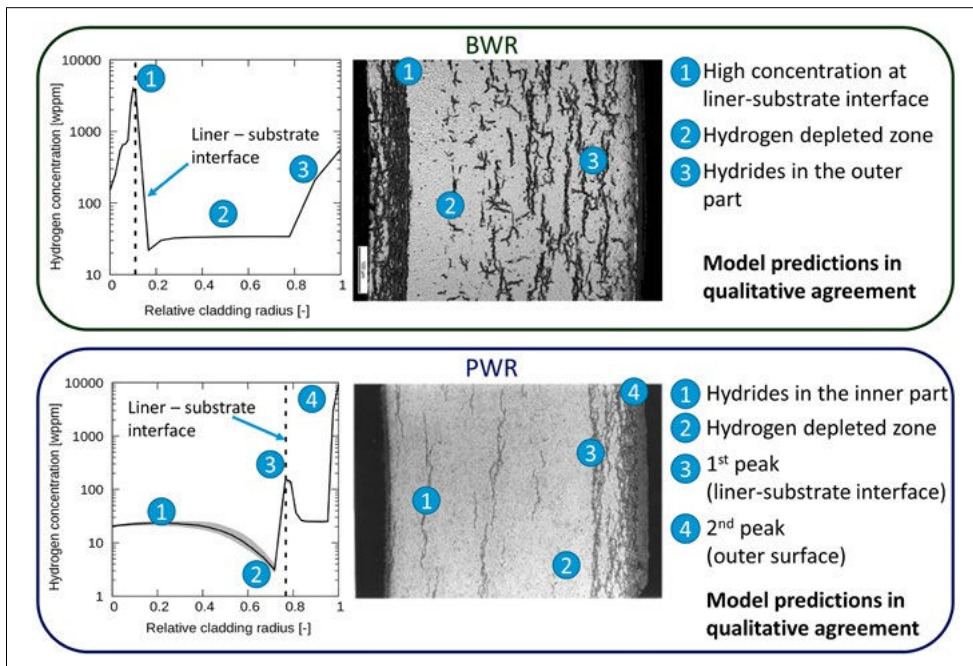


Figure 1: Hydrogen distribution in liner claddings after reactor operation.

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 2022 were concentrated on hydrogen behaviour modelling and the coupling between reactor core operation and fuel performance codes.

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, HYPE, the tool for hydrogen behaviour simulations was developed. This year, the work continued. HYPE was applied to study redistribution of hydrogen during reactor operation in liner claddings, such as those used in the Swiss NPPs. The obtained results are compared to

post-irradiation examinations in **Fig. 1**. The calculated hydrogen profiles are in a qualitative agreement with the experimental observations. In both boiling and pressurized water reactor claddings hydrogen tends to diffuse into the liner which is beneficial from the safety point of view since liners do not bear mechanical load, therefore even high concentrations of hydrogen in the liner do not reduce the overall mechanical strength of the cladding.

Recently, new experiments on hydrogen diffusion under stress gradient were conducted by the PSI Laboratory for Nuclear Materials (LNM). The LNM data will thus be used to extend the modelling capabilities of HYPE to handle stress-driven diffusion.

Fuel performance – reactor core operation coupling

The development of the coupling was the main activity in 2022. The goal of this task is to create a tool connecting the reference validated core models of the Swiss reactors, maintained and further developed within the PSI Core Management System (CMSYS) platform, and the fuel performance code Falcon. Fuel performance modelling requires input data such as rod power, fast neutron

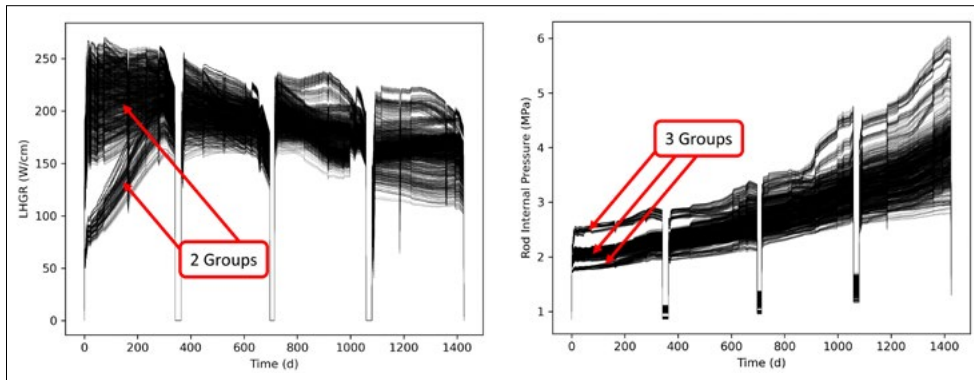


Figure 2:
Left: Linear heat generation rate from CMSYS;
Right: rod internal pressure calculated by Falcon (right).

flux or fuel enrichment and this information can be obtained from CMSYS. An important element of the coupling are the fuel assembly mechanical designs. A variety of different fuel assemblies were used in the Swiss plants over years and it is crucial to ensure full consistency between the fuel rod design data for Falcon and the CMSYS assembly mechanical designs. Therefore, a consolidation of the coupling between Fuel Management System (FMSYS), acting as database of reference fuel performance models for the Swiss reactors, with CMSYS was started.

Finding representative fuel rods for the Swiss reactors

Millions of fuel rods have been irradiated in the Swiss reactors over decades. In terms of computing resources, it is impossible to simulate all of them using state-of-the-art fuel performance tools. Therefore, in 2022 efforts were made to verify whether a smaller number of rods could represent the complete Swiss used fuel inventory.

The current state of the coupling between CMSYS and fuel performance codes was applied to extract information from selected cycles of KKL. A group of 21 fuel assemblies of the same mechanical design was chosen for a preliminary study aimed at finding representative rods. In this study, all 2016 rods from the selected assemblies were simulated with a fast-running configuration of the Falcon code. Then, using the linear heat generation rate (LHGR) extracted from the CMSYS core simulations and the rod internal pressure (RIP) calculated by Falcon, the rods were

split into groups. This is referred to as the “rod clustering” approach. As shown in **Fig. 2**, different trends in the evolution of parameters can be observed. They can be assigned to different neutronics and mechanical designs of the rods. In the studied case, the rod inventory is divided into five groups, for instance gadolinium-doped rods and partial length rods belong to different groups. In the next step, average and maximum values of the parameters extracted from CMSYS are derived for the groups. In result, 2016 rods were successfully reduced to five representative rods, one for each group.

Here, it must be noted that within STARS, an alternative clustering approach based on core simulation results only is also being developed. Therefore, it is planned to verify if this alternative approach, referred to as the “core clustering” method, would allow obtaining similar groups as the “rod clustering” approach without running Falcon i.e. when applied only to core simulation parameters such as e.g. burnup at end of irradiation. This would indeed allow to significantly accelerate the search for representative rods.

Cask thermal modelling

Phenomena such as cladding creep and hydride reorientation can jeopardize the fuel rod integrity in dry storage. Both are strongly temperature-dependent. Therefore, it is crucial to anticipate the rod temperature in a cask during storage. Computational Fluid Dynamics (CFD) simulations can provide insights into the thermal response of a dry cask loaded with used nuclear fuel. However, large

simulation times required by CFD may not be optimal for preliminary studies of fuel performance in dry storage conditions. The need for a fast albeit reliable methodology motivated the development of a one-dimensional thermal model in which the dry cask is divided into annular regions representing different layers of the cask such as fuel zone or neutron shield. The model uses decay heat of the loaded fuel assemblies and the temperature outside the cask to calculate the radial temperature distribution in the fuel zone. The model was validated against data coming from the EPRI Demo project where a modified dry cask was loaded with high burnup fuel and the temperature constantly monitored thanks to the thermocouples installed inside the cask. The temperature profile calculated with the model is compared to the experimental data in **Fig. 3**. Two curves are visible in the figure; they were obtained with different assumptions on heat transfer through the cask. Regardless the assumptions, the maximum difference between the simulation and experiment is 11%, which is a satisfying result given the complexity of a dry cask thermal performance and the simplicity of the developed model.

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 coordinat-

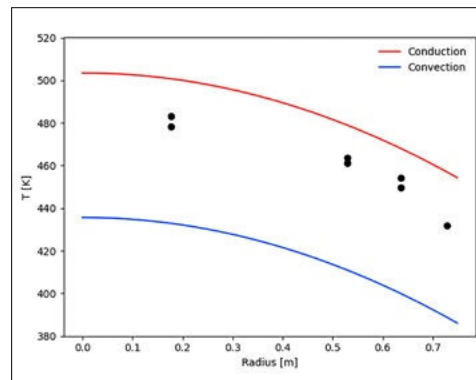


Figure 3: Temperature distribution in the fuel region of a dry cask. The lines correspond to the numerical simulation. The points correspond to the thermocouple measurements.

ed 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 plans to participate in the GRS SPIZWURZ benchmark. In addition, activities are also reported to the ETSO expert group on fuel modelling.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

During 2022, satisfactory progress was achieved with regards to most of the research goals. In particular, the year was marked by further developments of the HYPE module, a consolidation of the coupling between CMSYS and Falcon along with the establishment of a rod clustering methodology to determine representative fuel rods and the development of a simplified one-dimensional thermal cask model to estimate the temperature distributions. On the other hand, participation to the SPIZWURZ benchmark could not be undertaken, the reason being that the organizers did not yet provide the specifications.

Concerning perspectives, it must be noted that 2022 constituted the last year of the current ENSI/DRYstars research project phase. A second phase of the project for 2023–2024 was however recently agreed upon. On this basis, the perspectives for 2023 are as follows.

- Enlarge HYPE's capabilities to stress-driven diffusion.

- Continue developments of the coupling between CMSYS and fuel performance codes with focus on the clustering methodology and assess effects from refined core operating histories during cycle start-up and shutdown phases on predicted hydrogen behaviour.

- Participate in the SPIZWURZ benchmark.

Publications

- P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi, **Modeling of hydrogen behavior in liner claddings**, Journal of Nuclear Materials 573 (2023) 154125

- P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi, J. Dus, **Extension of Falcon's modeling capabilities to dry storage: coupling to a hydrogen behavior module and validation against experimental data**, Proc. 20th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Ottawa, Canada, June 20–23, 2022

- L. Duarte, O. Yetik, F. Fagnoni, A. Colldeveih, R. Zubler, P. Konarski, P. Trtik, J. Bertsch, **Study of Hydrogen Diffusion in Irradiated Liner Claddings**, Proc. 20th International Symposium on Zirconium in the Nuclear Industry, Ottawa, Canada, June 20–23, 2022

- F. Fagnoni, P. Konarski, **Hydrogen Degasing of Zirconium under High-Vacuum Conditions**, MDPI metals, 12, 868 (2022)

- E. Fogliatto, **One-dimensional thermal modeling of a high-burnup used fuel dry storage system**, PSI Aktennotiz AN-41-22-04, 2022

Mont Terri PF Experiment: Progressive Failure of Structurally Controlled Overbreaks Status update 2022

Author and Co-author(s):

M. Ziegler, Q. Lei, C. Zhao, M. Furche,
T. Beilecke, T. Burschil, S. Schennen,
C. Marone, C. Wood, S. Loew

Institution: ETH Zurich

Address: Sonneggstrasse 5, 8092 Zurich

Phone, E-mail: +41 (0) 79 930 71 96,
martin.ziegler@erdw.ethz.ch

Duration of project: 3–4 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 around an underground excavation. In order to study such rock mass damage, the PF experiment uses an in-situ experiment, rock laboratory tests, and numerical discontinuum simulations. In 2022, monitoring, surveys, and geophysical data analyses were continued (seismic and electrical resistivity tomographies, photogrammetric surveys) and preliminary rock laboratory tests of fracture shear strength and frictional sliding of Opalinus Clay shale were conducted.

In addition, we added fibre-optical strain sensors in the experiment borehole (BPF-7) to detect deformations related to (1) the change from the ventilation/desaturation phase to the resaturation phase without ventilation and (2) long-term rock mass deformation and damage. This allows to resolve smaller strains (<0.1mm) than can be detected by photogrammetry and allows a novel comparison of rock deformation surveyed by fibre-optical and photogrammetric techniques. The ventilation and desaturation period stopped on July 20th, 2022, about 21 months after the experiment borehole was drilled and installed. Finally, we improved the

geodetic and photogrammetric survey and data processing routines of BPF-7.

Overview

The Progressive Failure (PF) experiment aims at exploring structurally controlled damage evolution in faulted Opalinus Clay shale based on a 1:5 scale in-situ experiment at the Mont Terri Underground Research Laboratory (MT URL). Failure behaviour and damage extents observed in the experiment will be compared with numerical simulations. Additionally, important material properties (e.g., frictional properties of faults) will be obtained using rock-mechanical laboratory tests. The project's background and importance were addressed in detail in Ziegler and Loew (2020) and Ziegler et al. (2022a). The focus of the current report is on installations and modifications to the in-situ experiment carried out in 2022, as well as the status of in-situ data analyses and offsite simulation and laboratory works.

Summary of works and results

In-situ investigations

Fibre-optic setup and data

Within the frame of the FS-E project, the 60-cm-wide experiment borehole BPF-7 of the PF experiment was equipped with fibre-optical (FO) sensors to measure changes in strain (5 loops) and temperature (1 loop) along lines parallel to the borehole axis. The design was elaborated and tested in a mockup by Marmota Engineering AG (Zurich) together with swisstopo in March and April 2022. The installations were carried out in April and May 2022 and included marking, drilling, and bolt installation for 133 fibre clamps as well as installation of sensor cables at each clamp with pre-tensioning. Episodic FO measurements are carried out

by swisstopo using an interrogator provided by Neubrex Infra AG (Baden). First strain measurements were carried out at the end of the ventilation phase of the PF experiment on June 9th and July, 5th, and continued after the start of the resaturation phase (stop of ventilation: July 20th) on August 19th and September 30th. Details of the installation are given by Degiacomi et al. (2022). Figure 1a and b present a photograph and a sketch of the borehole with the five sensor lines. Lines 2, 3, and 5 were mostly placed outside of the visible borehole overbreak zones. In addition, a detail of a mechanical cable fixation is shown in Figure 1c. The sensor loops were surveyed with a Neubrex NBX-7031 interrogator using Rayleigh (TW-COTDR) and Brillouin (PPP-BOTDA) distributed fibre-optic sensing with spatial resolution of 5 cm and a sensitivity of 50 $\mu\epsilon$.

Preliminary results of the first four surveys indicate for all five sensor lines changes in strains axially along the borehole walls after the start of resaturation (not shown). However, some strain changes may be related not only to mechanical deformation but increased temperatures in the unventilated and sealed experiment borehole. Detailed analyses will be carried out in 2023.

Ventilation data

The stop of the experiment borehole ventilation was postponed to July 20th, 2022, to accommodate the installation of fibre-optical strain sensor cables and, thus, record changes of strain during the resaturation period with the latter system, additional to photogrammetric surveys. Figure 2 displays the evolution of relative humidity (RH) within the experimental borehole in 2022. Note that RH of the borehole interior was monitored continuously at a distance of 2.3 m from the casing top inside the steel casing and at a distance of about 12 m temporarily (sensor installed on protective covers that were removed during FO installation and photogrammetry test periods). In addition, Figure 2 shows RH of the slim, radial rock boreholes at different distances to the borehole wall. The stop of the ventilation and sealing of the

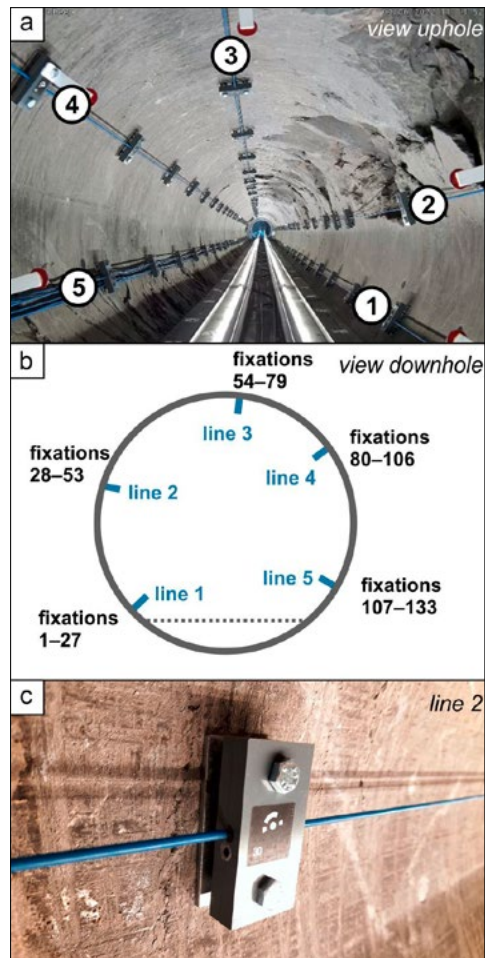


Figure 1:
a) Fibre-optical sensor lines newly installed inside borehole BPF-7.
b) At each line, the sensor cable is fixed at 26–27 fixations with a spacing of approximately 0.4 m.
c) Detail of a mechanical sensor fixation with unique photogrammetric target.

borehole led to increasing RH in the borehole and to resaturation of the adjacent rock. The relative humidity inside BPF-7 increased during five months from 62–72% during the ventilation time to 84–96%.

The borehole temperatures (not shown) are sensitive to heat sources such as the borehole surveillance cameras. The shallow camera was reinstalled after a long pause in summer 2022 to observe rock failure activities and the general borehole status. In order to keep the temperatures as constant and similar to the desaturation phase of the project, the LED borehole lights stay dimmed as usual and the additional frontal surveyance camera was deinstalled again at the beginning of December 2022 to reduce its impact through heat transfer on FO sensing data.

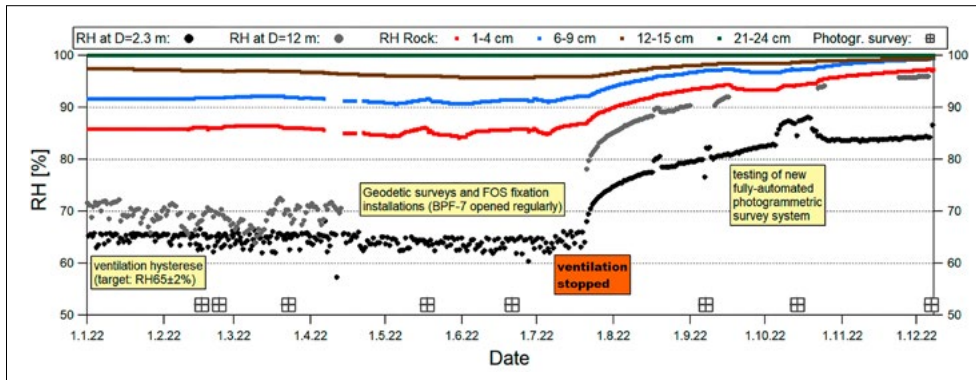


Figure 2: Relative humidity (RH) evolution inside the experiment borehole and rock intervals of slim radial boreholes. Note that D refers to the sensor distance along the borehole from the borehole top and that we give the radial extent in cm for RH sensor intervals placed in the rock.

Seismic and electrical resistivity analyses

BGR carried out an additional on-site repeat seismic cross-hole survey in July 2022 to support the monitoring observations during the PF experiment. Seismic cross-hole measurements were conducted between the monitoring boreholes BPF-1 through BPF-6 to measure compressional wave travel times in order to infer three-dimensional (3D) velocity models and their alteration with the evolution of the rock mass under observation. The high coverage with large fans of seismic ray paths increases the ability to detect subtle velocity changes, which may arise from progressive rock mass damage.

In 2022, the survey geometries of all surveys were set up, including corrections for some of the positions after quality control. Compressional wave first arrival signals were picked according to an automatic picking scheme, where the seismic signal-to-noise ratio was large enough, including post-pick manual quality control. Based on the picked travel times, apparent (integral) compressional wave velocities were determined for all available picks. These velocities were plotted with different respects, like ray path number, borehole depth, shot-receiver offset, and azimuth (see example in Figure 3).

Because it became obvious that seismic anisotropy plays a major role in this experiment (Figure 3, bottom), anisotropy ellipses were calculated for all cross-hole planes, based on different numerical approaches (see example in Figure 4). For the 3D case, taking all cross-hole planes into account, all arrivals were fitted by a seismic anisotropy ellipsoid,

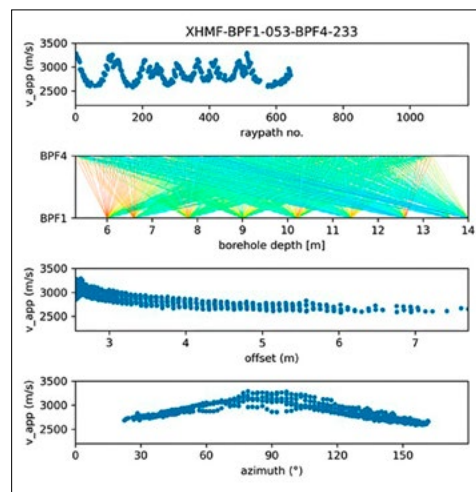


Figure 3: Apparent (integral) compressional wave velocities between individual shot and receiver positions of boreholes BPF-1 and BPF-4, from top to bottom with respect to ray path number, borehole depth, absolute offset, and azimuth. Rays are colored from 3500 m/s (orange) to 2200 m/s (blue).

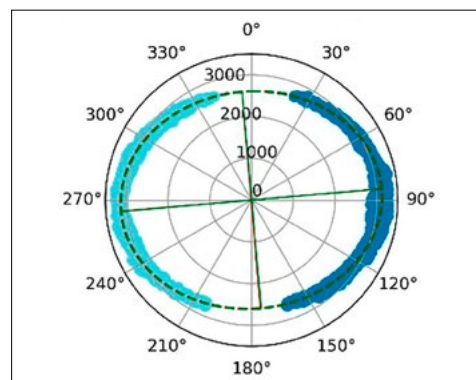


Figure 4: Azimuth-dependent apparent compressional wave velocities for opposed shot and receiver orientations (bright and dark blue) and related anisotropy ellipse for borehole combination BPF-1 and BPF-4. Velocity given in m/s. An ellipse fit yields v_{max} of 3135 m/s and v_{min} of 2603 m/s.

showing about 3100, 2950, and 2340 m/s along its semi-axes.

This now offers the opportunity to establish an isotropic tomography path leading to representative isotropic compressional wave velocity models by removing the anisotropic effect on the velocities before tomographic inversion and to anisotropic compressional

wave velocity models, employing different inversion codes. To what degree the isotropic and anisotropic approaches will be equivalent with respect to the description of seismically detectable changes above the experiment boreholes will have to be analysed, once the models are available. It can already be stated that integral cross hole compressional wave velocities directly above the experiment borehole are more effected by the ongoing experiment than velocities further away from this borehole. The apparent velocities decreased during the first three repetitions with respect to the initial survey by about 10% in the plane (BPF1 to BPF6) directly above the experiment. Velocities within the fault zone seem to be affected more strongly than outside.

In addition, BGR carried out three further ERT measurement campaigns, during March 14th to 17th, July 12th and 13th, and November 8th to 16th. During the first two campaigns, the experiment borehole was still ventilated, while the third survey took place about four months after the ventilation was stopped. A complete dataset consists of six single-hole measurements and nine possible cross-hole measurements (without vertical arrangements). Data evaluation is carried out as before and all data of a campaign are inverted together in a 3D model. Compared to the reference measurement of December 2020, the model of March 2022 shows a clearly pronounced zone with lower resistivity in the area of the main fault (red plains) and adjacent footwall rock mass (Figure 5). One possible explanation would be that a dilatancy of the PF experiment borehole crown rock mass resulted in pathways for fluids, which is manifested by an increased electrical conductivity captured by the measurement. The July and November data are still being evaluated.

Improvements of borehole photogrammetric setup

In 2022, we have made many modifications to improve the acquisition and processing of photogrammetric 3D models of BPF-7. First, we have geodetically surveyed newly

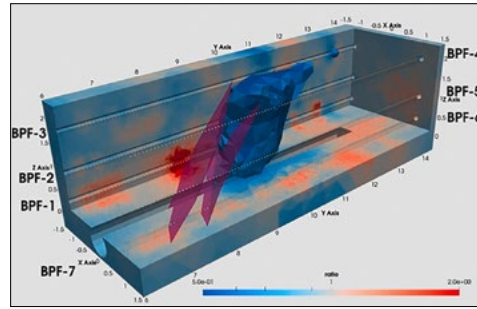


Figure 5: Relative changes between December 2020 and March 2022. Blue colors represent decreases and red colors increases in electrical resistivity. The red plains describe the position of the main fault zone. The blue body is an isosurface with a ratio of 0.6.

placed and existing targets inside and outside BPF-7 with a laser-tracker. The details of these works are given by Presl et al. (2022). The three goals of these works were to assess previous geodetic surveys, to assess the location quality of built photogrammetric models, and to improve future model referencing. Second, we improved the processing routine to create 3D models by creating new camera calibration files for each model, by using only the central portions of the acquired photographs (i.e., 30% of original images), which are focused best, and by adding photographs taken looking straight down the hole. The second-last step also helps to reduce processing time. Third, the previously semi-automated data acquisition routine was changed greatly by modifications of hardware and software reprogramming to achieve almost fully automated surveys (Meister and Ziegler, in prep.).

Rock shear tests

C. Marone and his team at the Pennsylvania State University measured undrained shear strength and frictional properties of partially saturated Opalinus Clay shale under true triaxial stress conditions. The experiments include shear fracturing of intact samples and frictional sliding along cut surfaces. Figure 6 shows the experiment apparatus setup and sample geometry. We studied fault normal stresses of 2.5, 5, 10, and 15 MPa and fault slip velocities of 1, 10, 30, and 100 $\mu\text{m/s}$. We also collected active-source acoustic data that will be used to monitor changes in fault zone elastic properties during frictional shear or, in the case of intact samples, the development and evolution of microcracks prior to

the emergence of macroscopic fractures at the sample scale.

We have conducted initial tests to evaluate fracture strength, frictional properties and the role of clay layering in six samples. Prismatic samples were cut in three orientations defined by the normal to the clay bedding. The shear direction is along the z-axis (Figure 6a). Frictional properties and fracture strength varied systematically with clay fabric orientation.

Numerical discontinuum simulations

To investigate the underlying physical mechanisms that drive the evolution of borehole overbreaks as observed in the PF experiment and to assess the extent of invisible damage propagation, we continued developing the 3D numerical model. This model is based on the discrete element method (DEM) and can simulate the spatiotemporal evolution of fracture displacement and crack growth in the faulted Opalinus Clay shale around the large-diameter borehole.

Model setup

The detailed procedures for model setup and simulations are described as follows. First, we built a multi-scale geomechanics model consisting of an outer domain and an inner domain, as illustrated in Figure 7. The outer domain is a cube with 30 m edge length hosting the MI Niche, aiming to realistically capture the impact of the niche on the local stress field. The inner domain of 6 m × 6 m × 20 m is embedded within the outer domain, in order to capture the detailed rock mass responses (e.g., crack growth, fracture displacements) and overbreak phenomena around the experimental borehole. Here, high-resolution optical borehole logs were used to reconstruct a realistic discrete fracture network to represent pre-existing discrete tectonic fractures as well as a prominent fault zone with scaly clay. The inner domain is cut by discontinuities into numerous blocks which are further discretized into unstructured tetrahedral cells allowing to capture new crack formation between adjacent cells. Boundary conditions are applied to the surfaces of

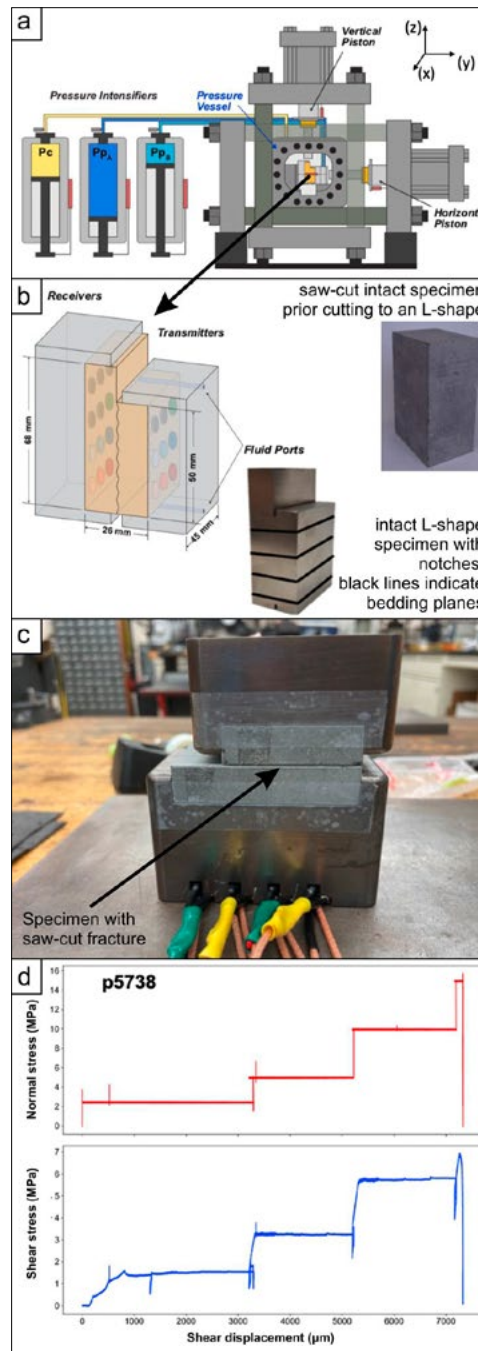


Figure 6:
(a) Experimental details of the apparatus used to measure shear strength and frictional properties of Opalinus Clay shale. The servo-controlled deformation apparatus with pressure vessel allows biaxial loading and independent control of confining pressure and upstream/downstream pore fluid pressure.
(b) Sketch showing the location of acoustic transducers for measurement of elastic wave speed and sample block of Opalinus shale prior and after cutting into the L shape used to fracture the sample in-situ under stress. Experiments were done with clay fabric in each of the three orientations: perpendicular to x, y and z.
(c) Sample and sensors mounted in sample frame prior testing.
(d) Shear stress and displacement recorded during four load steps.

the outer domain of the model. The front ($X = 0$ m), top ($Z = 30$ m) and left ($Y = 0$ m) boundaries are imposed by the average compressive stress condition of the Mont Terri URL, while the remaining three boundaries ($X = 30$ m, $Y = 30$ m, $Z = 0$ m) are constrained by a roller condition. The magnitudes and orientations of principal stresses are derived from the hydraulic fracturing tests (Martin and Laneyon, 2003). The magnitude of the maximum

principal stress is 6.5 MPa, and the azimuth and dip angle are 210° and 70° , respectively. The magnitude of the intermedium stress is 4.5 MPa, with azimuth of 320° and dip angle of 10° . For the minimum principal stress, its magnitude is 2.5 MPa, and azimuth and dip angle are 50° and 20° , respectively. For the simulation procedures, we first initialize the model into an equilibrium state under the prescribed boundary conditions and gravitational forces; then, the excavation of the borehole is performed in a consecutive manner over 20 steps.

Material properties of the Opalinus Clay shale matrix, fractures, and fault zone are assigned to the model to mimic the in-situ response during excavation. The shale matrix is modelled as transversely isotropic elastic material due to the dominance of bedding planes. Excavation-induced new crack growth is mimicked as the breakage of virtual joint elements in between tetrahedral cells governed by a bi-linear Mohr-Coulomb law with strain softening. Initially, higher strength properties (e.g., cohesion, friction angle, tensile strength, etc.) are assigned to virtual joint elements to reflect the strong bonding of tetrahedral cells in intact shale. However, once those virtual joint elements are damaged, they will transform into broken joint elements with reduced strength properties. The mechanical behaviour of pre-existing or new fractures follows the bi-linear Mohr-Coulomb law with parameters constrained by available laboratory testing results (Thoeny, 2014; Wild and Amann, 2018a, 2018b). The rock mass of the outer domain is approximated as continuous media assigned with equivalent elastic properties considering the influence of pre-existing fractures.

Modelling results

Figure 8 illustrates the displacement distributions of rock mass and fractures after the excavation. For the displacement field of the rock mass, a conspicuous structurally-controlled pattern can be seen. For the displacement field of fractures, noticeable displacements occur in the vicinity of the borehole. Figure 9a,b illustrate the displacement and

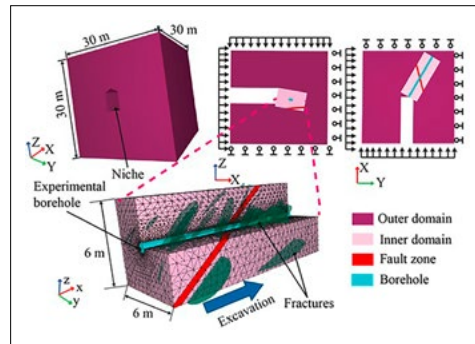


Figure 7: Model setup for 3D numerical simulation of the PF experiment in the faulted Opalinus Clay shale. The global coordinate system XYZ is defined based on the Niche geometry with the X-axis aligned horizontally along the longitudinal direction of the niche, while the local coordinate system xyz is defined based on the drilling direction with the x-axis aligned with the axis of the borehole.

stress distributions of the rock mass at $x = 8$ m cross section. Locations with higher fracture frequency accommodate larger rock mass deformations. One can also note that the distribution of maximum principal stress is consistent with the expectation that the top left and bottom right corners of the borehole (looking down the hole from the top) display higher values of compressive stresses indicated by observations of borehole wall breakouts at these positions. Figure 9c,d compare the overbreak patterns as observed in the in-situ experiment with those captured by the numerical simulation. It can be seen that our model captured the phenomenon well that overbreaks are concentrated at the top left corner of the borehole, which shows a good agreement with the experimental observation.

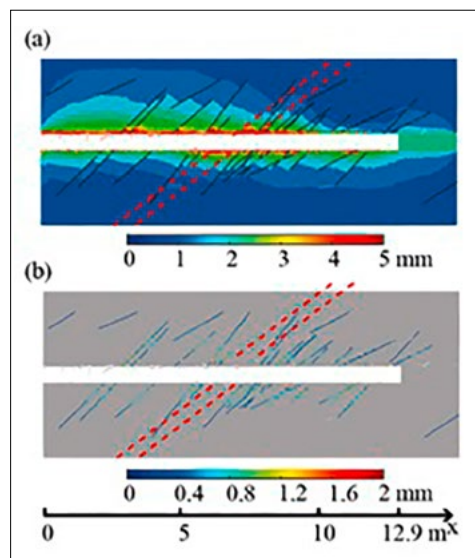


Figure 8: Displacement distributions of (a) rock mass and (b) fractures after borehole excavation. The red dashed lines indicate the location and thickness of the fault zone.

National Cooperation

ETH Zurich acts as main researcher of ENSI. Both are formal partners of the MT Consortium. Within this relationship, ENSI and Swisstopo are funding the PF experiment. The Swiss Seismological Service (SED) collaborates with the Chair of Engineering Geology at ETH Zurich.

International Cooperation

The Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR) in Germany conducted electrical resistivity tomography and active seismic tomography surveys in monitoring boreholes. We are very grateful for their essential contributions. Initial rock-mechanical tests have been performed at the Pennsylvania State University.

Acknowledgements

We are very grateful to R. Presl (ETH Zurich), A. Guzik (Neubrex Infra), O. Moradian (Colorado School of Mines), R. Affinito, A.M. Eijsink, and E. Marsh (Pennsylvania State University), Anne Obermann (Swiss Seismological Service), Katrin Plenkers (GmuG), and S. Schefer, A. Degiacomi, V. Regard, T. Meister, and P. Mäder (swisstopo) for their contributions and for discussions in 2022.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

In 2022, the experiment in-situ setup was improved extensively with respect to photogrammetric surveys and model spatial referencing and a borehole-wall strain monitoring system was implemented. Geophysical data acquisition and analyses by BGR were continued. The seismic analyses by the SED using daily seismic transmissions and acoustic emissions were mainly paused in 2022 but will continue in 2023. In addition, eight more photogrammetric surveys were conducted and the processing routine widely improved (Presl et al., 2022). Finally, the mechanical behaviour of the fractured rock mass around BPF-7 during and shortly after drilling was investigated with improved numerical discontinuum model simulations. We reconstructed a realistic discrete tectonic fracture

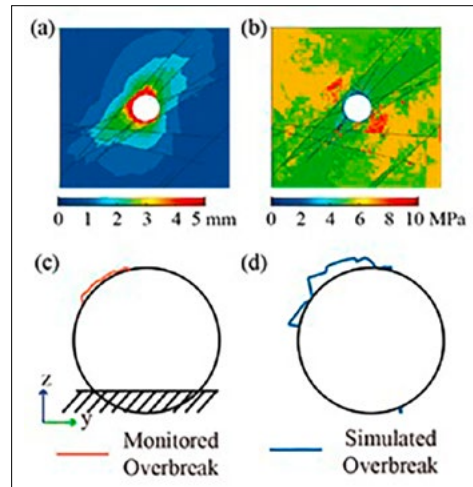


Figure 9: Borehole cross-sections at $x = 8$ m show (a) the distribution of rock mass displacements (b) maximum principal stress magnitude, (c) monitored overbreak pattern (shaded zone indicates unobserved region that cannot be captured by the camera in the experiment borehole), and (d) simulated overbreak pattern by the 3D numerical discontinuum model.

network together with a scaly-clay fault zone based on field data and simulated the excavation-induced perturbation. The results showed qualitatively a good consistency with field observations. However, the current model still has some discrepancies with the experimental observations possibly due to the following reasons. Firstly, the rock matrix material properties are based on laboratory results and fail to reflect spatial heterogeneity in the natural system. Secondly, the properties of the fault zone and fractures may not be sufficiently constrained due to the lack of data. Also, the current model is a mechanical model without considering water-related effects, e.g., saturation condition and pressure variation, around the excavation.

The comprehensive in-situ data sets obtained over the last two years, together with the simulation results, are essential to investigate rock mass damage extents and identify formation processes as well as assess their spatial and temporal evolution. Reduced electrical resistivity of a rock mass portion in the footwall of the major fault zone, which is as far as 2 m above the experiment borehole crown, demonstrates a substantial radial extent of rock mass property changes that could originate from excavation-induced damage (Figure 5). Furthermore, larger rock mass deformation magnitudes and extents were found in the footwall compared to the hanging wall by the numerical simulation. Additionally, a first set of Opalinus Clay spec-

imen were tested at the Pennsylvania State University. The separate datasets as of today comprise essential information of rock mass structural behaviour and state.

In 2023, we will continue monitoring the in-situ rock mass behaviour, expand the range of conditions for the laboratory tests and analyse the acoustic lab test data. We will finalize the field data analyses and interpretations, and discuss the results and their impact in detail to conclude the PF experiment. The final assessment of the results of the PF experiment will be based on an integration of all obtained datasets and we refrain here from presenting further partial results. A scientific publication about the in-situ experiment will be elaborated. In addition, the simulation results will be discussed in another publication. Finally, we will suggest required further works within the framework of the PF-A experiment, including, e.g., modelling the coupling between the mechanical and hydraulic fields to evaluate the disturbance during the post-excavation phase.

Publications

Intermediate results of the PF experiment were presented in 2022 at the virtual Mont Terri Technical Meeting (Ziegler 2022, Zhao et al. 2022a), the Clay Conference in Nancy (Ziegler et al. 2022b) and the Progressive Failure Conference in Flat Rock (US) (Zhao et al. 2022b, Ziegler et al. 2022c). In addition, Mont Terri Technical Notes documented new installations and modifications (TN2022-41, TN2023-01, TN2023-03, and TN2023-29).

References

- [1] M. Ziegler, S. Loew: Mont Terri PF experiment: Progressive failure of structurally-controlled overbreaks – Project introduction and overview of work program. ENSI Research and Experience Report 2019, ENSI-AN-10919, 307–315, 2020.
- [2] M. Ziegler, Q. Lei, C. Zhao, O. Moradian, A. Obermann, M. Furche, T. Beilecke, S. Loew: Mont Terri PF experiment: progressive failure of structurally controlled overbreaks. Status update 2021. ENSI Research and Experience Report 2021, ENSI-AN-11284, 316–327, 2022a.
- [3] 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.
- [4] 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.
- [5] T. Meister, M. Ziegler: PF Experiment: Hardware and software upgrades of the photogrammetric survey system of BPF-7. Mont Terri Technical Note TN2023-29, in prep.
- [6] C.D. Martin, G.W. Lanyon: Measurement of in-situ stress in weak rocks at Mont Terri Rock Laboratory, Switzerland. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences* 40 (7–8), 1077–1088, 2003.
- [7] R. Thoeny: Geomechanical analysis of excavation-induced rock mass behavior of faulted Opalinus Clay at the Mont Terri underground rock laboratory. Ph.D. dissertation, ETH Zurich, 2014.
- [8] K.M. Wild, F. Amann: Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 1: Pore pressure response and effective geomechanical properties under consideration of confinement and anisotropy. *Engineering Geology* 237, 32–41, 2018a.
- [9] K.M. Wild, F. Amann: Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part 2: Influence of the stress path on the pore pressure response. *Engineering Geology* 237, 92–101, 2018b.
- [10] M. Ziegler: Progressive failure of structurally controlled overbreaks. Status update. Oral presentation. 39th Mont Terri Technical Meeting (virtual), 26 January, 2022.
- [11] C. Zhao, Q. Lei, M. Ziegler, S. Loew: 3-D numerical simulation of structurally controlled, progressive failure of a large-di-

- iameter experiment borehole through Opalinus Clay shale. Poster presentation. 39th Mont Terri Technical Meeting (virtual), 26 January, 2022a.
- [12] M. Ziegler, M. Furche, T. Beilecke, A. Obermann, S. Loew: Progressive evolution of structurally-controlled failure in an Opalinus Clay repository drift. PF experiment, Mont Terri Project. T5-504. Poster presentation. 8th International conference on clays in natural and engineered barriers for radioactive waste confinement. Nancy, France, 13–16 June, 2022b.
- [13] C. Zhao, Q. Lei, M. Ziegler, S. Loew: 3-D numerical simulation of structurally controlled, progressive failure of a large-diameter experiment borehole. Oral presentation. 2nd Progressive Rock Failure Conference, Flat Rock, NC, USA, 20–24 June, 2022b.
- [14] M. Ziegler, M. Furche, T. Beilecke, A. Obermann, S. Loew: Progressive failure of a repository drift in clay shale (PF experiment, Mont Terri Project). Oral presentation. 2nd Progressive Rock Failure Conference, Flat Rock, NC, USA, 20–24 June, 2022c.

The fault slip experiment (FS-B)

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

E-mail:

Christophe.Nussbaum@swisstopo.ch
and yguglielmi@lbl.gov

Duration of project: 5 years

Abstract

The FS-B experiment aims at imaging long-term fluid flow as well as permeability and stress variations through a ruptured minor fault to assess the performance of radioactive waste repositories in shale formations. Results from FS-B could also be used to assess CO₂ storage security and the integrity of reservoirs cap-rocks. On November 21st, 2020, the first fault stimulation was conducted at high pressure-high flow rate in the BFS-B2 interval at 41 m depth below the MtTerri galleries. The same fault activation experiment was repeated in November 2021, leading to the same fault hydromechanical response. During the year 2022, we have started the quantitative analyses of the time lapse p-wave velocity images of fault leakage triggered during experiment 2020. We assumed the activated fault patch to be a thin layer of homogeneous poroelastic granular material embedded within a homogeneous host rock. We varied layer thickness until matching the measured p-waves travel times observed on 6 images taken at the end of each of the six 2020 injection cycles. We get an activated fault thickness variation of 2–3 m in good accordance with strains measurements. A significant residual thickness is calculated several hours after the experiment while pore pressure went back to initial, sug-

gesting that irreversible mechanical damage occurred in the fault zone.

Project goals

The objective of this project is to image fluid flow and stress variations during a controlled fault activation experiment by fluid injection, and monitoring is continued after the activation sequence to characterize the three-dimensional long term permeability evolution of the stimulated fault. We have deployed the crosswell CASSM (continuous active-source seismic monitoring) method for time-lapse imaging of fluid leakage during and after activation of the Main Fault. The key idea is to discriminate changes in seismic velocities related to changes in fault permeability, fault compliance, fluid saturation, and effective stress from changes in seismic velocities related to stress perturbations induced by fault rupture. The end product is a methodology to map the growth of fluid leakage channels in a fault compared to the growth of aseismic-to-seismic rupture patch. The CASSM approach is integrated into a dense array of pressure, strain, displacement and tilt sensors. **2022 goals were to analyze the dataset from the two fault activation experiments that had been conducted in November 2020 and 2021, and to prepare a third experiment of CO₂ injection that will be conducted in 2023.**

Work carried out and results obtained

1. Analysis of the time lapse p-wave velocity images

We use a CASSM system to monitor hydro-mechanical reactivation of a patch of the MtTerri Main Fault which is an approximately 2–3 m thick fault zone, crosscutting the Opalinus Clay and the gallery of the MtTerri underground laboratory (Jaeggi et al.,

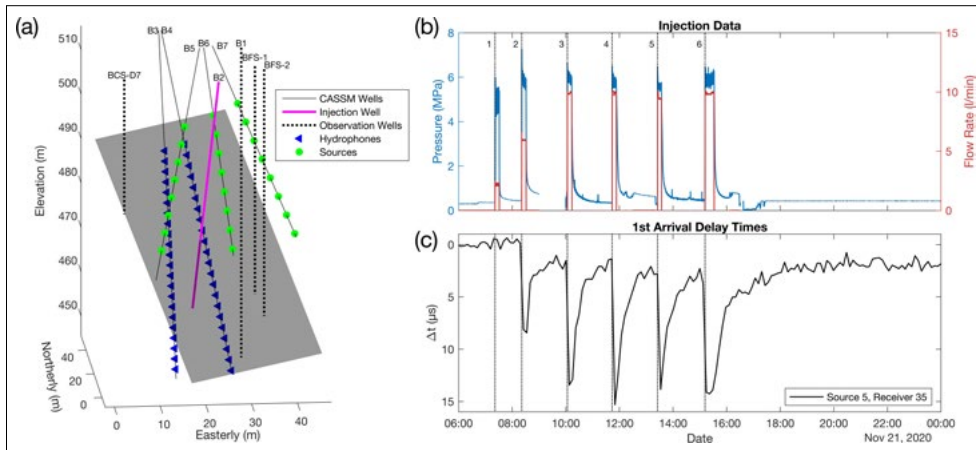


Figure 1:
(A) 3D map showing boreholes, CASSM sources and receivers.
(B) Injection pressures and flow rates during the six 2020 Pearson water injections.
(C) An example delay-time curve for a single source-receiver pair, showing the 'instantaneous' change corresponds with the six injections.

2018). A total of 23 boreholes penetrates or surround the Main Fault. These wells are used to monitor a volume of $70 \times 70 \times 70 \text{ m}^3$ (Figure 1A), creating a unique field laboratory for studying fault processes. The boreholes house permanently installed instruments including DAS-DTS-DSS fibers (Hopp et al., 2022), pressure, 3D fault displacement sensors, tiltmeters, and passive acoustic/seismic sensors. The CASSM system is housed in five dedicated monitoring wells (figure 1A). Three boreholes have 8 piezoelectric seismic sources each (24 total); the other two boreholes have arrays of 22 hydrophones (44 total). The receiver boreholes (BFS-B3 and BFS-B4) are in the footwall of the fault, while the source boreholes (BFS-B5, BFS-B6, and BFS-B6) are in the hanging-wall. Both the sources and receivers are fluid coupled. During automated CASSM acquisition, each source was shot and stacked 16 times to increase signal-to-noise ratio (SNR) before cycling to the next source. Seismic data was recorded at 48 kHz with a 100 ms record length for each shot. Spectral analysis shows that the central frequency of the recorded P-wave first arrival pulse is 1.4 kHz. A data epoch including all 24 sources took approximately 8 minutes to complete, providing excellent temporal resolution between complete data sets. Two fault activation experiments were conducted respectively in November 2020 and 2021. Both experiments show about the same results. Here we focus on a forward quantitative analysis of the p-waves velocity variations meas-

ured during the first 2020 experiment. We injected Pearson water at 290.4 m depth, in a 2.4 m long interval across the top of the Main Fault zone (BFS-B2 in 1A). We conducted 6 injections at constant flow rates (2.0, 6.0, 9.8, 9.96, 9.55, 10.0 L/min, 1B). The first 5 injections were 10 minutes long, while the final injection lasted 20 minutes. The injection interval was shut-in between injection periods. The fault hydraulically opened at an injection pressure between 5 and 6 MPa, in accordance with the local stress state (Guglielmi et al., 2020). After a cumulative injected volume of 178 L, a hydraulic connection was created with boreholes intersecting the fault 15–18 m along strike from the injection point (i.e., BFS-B1 in 1A). At injection borehole, strain localized along a 1–2 m long borehole segment set across the top of the Main Fault zone. Maximum 600 micro-strains were recorded during activation, and a 250 permanent micro-strain was observed several hours following activation.

1.1. Three-Dimensional Time-Lapse Travel-Time Tomography

In this study, our primary focus is on direct P-wave arrival analysis. Both tube-wave to P-wave and P-wave to tube-wave mode conversions are also observable in the source gathers. Unfortunately, no shear wave information was recovered due to the high attenuation of the Opalinus Clay and the water coupling of the sources and receivers in the boreholes. We compute 3D time-lapse trav-

el-time tomography to image the changes in P-wave velocity (ΔVP) along the fault during the brine injections. Four main components were used to compute the tomography:

■ (1) delay-time data (Δt) of the first arrivals for all source and receiver pairs were computed for all epochs between 6:00 am to the end of day, November 21st, 2020 (i.e., figure 1C). To compute the delay times, we followed the methodology of Silver et al. (2007) to get sub-sample delay times of the first arrivals. This includes converting source gathers to temporal gathers and then creating a 30 ms window with 3 ms tapers around the first arrival. We then interpolate the waveform 10,000 times the sampling rate to get sub-sample delay times and then cross-correlate all epochs to the legacy epoch, which is the last full epoch prior to the first injection. We apply this same workflow to the ten days preceding the injections to show CASSM's background stability. During this period, source-receiver pair has a delay time standard deviation of about 700 to 750 nanoseconds. Observations show that delay times during injections reached up to 16 μs (figure 1C), which is significantly greater than the delay time background noise levels.

■ (2) A 3D absolute-velocity (VP) background model was then generated from hand-picked first arrivals of the legacy epoch. The average background VP within the fault zone is approximately 3280 m/s. This model was used as the baseline for the time-lapse tomography calculations and to generate accurate ray path geometries.

■ (3) The accurate ray-path geometries were generated using an unstructured grid eikonal solver with reverse ray-tracing (TTCR (Giroux, 2021)).

■ (4) Lastly, we linear travel time tomography applied to differential delay times and exploit a spatially variable regularization term to help constrain the ΔVP to within the fault zone. This term is needed, due to the lack of ray-paths traveling parallel to the fault zone and is a prior assumption.

We invert for changes in slowness for every epoch such that

$$\Delta s = \begin{bmatrix} G \\ \lambda_1 D \\ \lambda_2 P \end{bmatrix} \begin{bmatrix} \Delta t \\ 0 \\ 0 \end{bmatrix} \quad (1)$$

$$\text{Where } P = \begin{bmatrix} \Omega(x) & \dots & \square \\ \vdots & \ddots & \vdots \\ \square & \dots & \Omega(x) \end{bmatrix} \quad (2)$$

$$\text{And } \Omega(x) = \begin{cases} 0, & \text{if } x \text{ is inside fault} \\ 1, & \text{if } x \text{ is outside fault} \\ 0.5, & \text{if } x \text{ is in transition zone} \end{cases} \quad (3)$$

Δs is the change in slowness, Δt are the differential delay times, G is the tomographic kernel, D is a 1st order difference operator, P is the spatially variable regularization term, λ_1 and λ_2 are the regularization parameters for D and P , respectively, and x is the physical location of the model cell; where each model cell is a cube of 0.5 m edges. Δs is then converted to ΔVP by comparing it to the background model. This computation was done for all epochs, such that we have a ΔVP volume generated approximately every 8 minutes.

1.2. ΔVP variations during fault injection cycles

Six ΔVP images, corresponding in time to the middle of each injection cycle are shown in figure 2. During the first injection, there are no clear ΔVP anomalies detected, since values range between the ± 2 m/s of pre-stimulation's ones. During the second injection, there is an asymmetric 32.3 m² area of negative ΔVP (approximately -5 to -10 m/s) immediately around the injection borehole. The third injection ΔVP image shows a larger anomaly near the injection well with two smaller patches north-easterly along the fault for a total of three patches. ΔVP values within the anomaly range between -5 and -14 m/s. ΔVP images for injection cycles 4 through 6 appear to show the same three streaks, but with a greater negative ΔVP to -16 m/s, which is a 0.5% decrease in VP. To investigate the three streaks observed in the ΔVP images, we ran a series of forward modelling checkerboard tests with different sized checkerboards. The three streaks are also observed in the checkerboard tests. This sug-

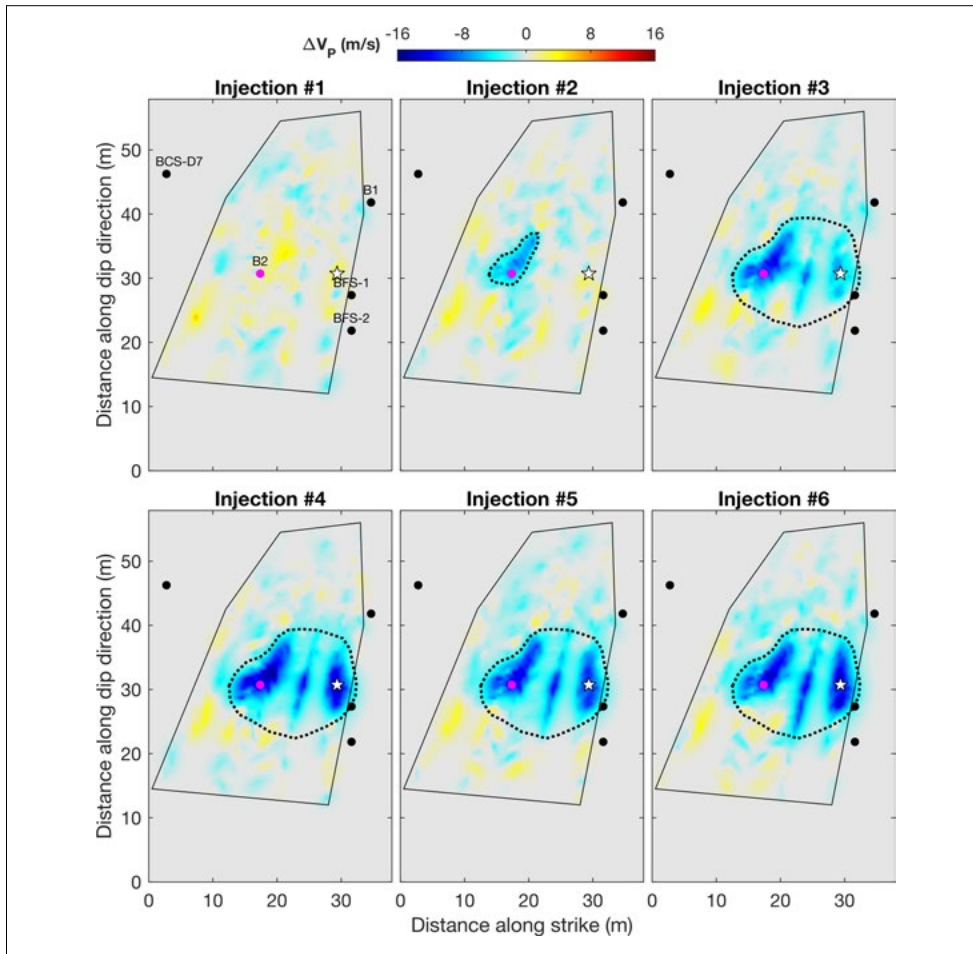


Figure 2: Time-lapse travel-time tomography results for all six injection cycles. Each panel represents a slice through the 3D volume and parallel to the Main Fault (slice represented in 3D in figure 1A). The solid black box represents CASSM's imaging extent. The dotted black area represents our interpretation of the activated zone on the fault. Key boreholes which intersect the fault are plotted on the images, including the injection borehole, B2 (magenta). The star is the location of the second ΔV_P curve in figure 3.

gests that these three streaks are a product of the geometry of the CASSM source and receiver boreholes, rather than a geologic process. From these tests, we also observe the outer imaging limits. With this, we interpret the three streaks in the ΔV_P images for the third through sixth injection cycles as a single patch that is 248.7m^2 , which is dotted closure drawn in those images (Fig. 2). Following this interpretation, we ran the forward model with the single patch case. The results show the three streaks, confirming that these features are not geologic in nature.

Figure 3 shows ΔV_P curves for two locations in the ΔV_P images, the first is at the injection borehole (BFS-B2) and the second location is $\sim 12\text{m}$ easterly along strike (respectively magenta circle and white star in figure 2). At the injection borehole, there were five significant negative ΔV_P events that correspond to the last five injection cycles. Beginning at the

second injection through the fourth injection cycle p-waves velocity perturbations were increasingly negative before remaining constant through the fifth and sixth injections. At the second location, only the last four injection cycles were captured, but with a large negative ΔV_P change compared to at the injection borehole. The maximum negative ΔV_P values are approximately 8 and 16 m/s at the injection well and the second location, respectively. The maximum P-wave velocity perturbations ($\Delta V_P/V_P$) are approximately 0.005. During the shut-in periods, ΔV_P would partially recover back to background levels prior to the next injection cycle. After the last injection cycle the curves appear to plateau to different ΔV_P background levels at -2 m/s and -5 m/s for the first and second locations, respectively.

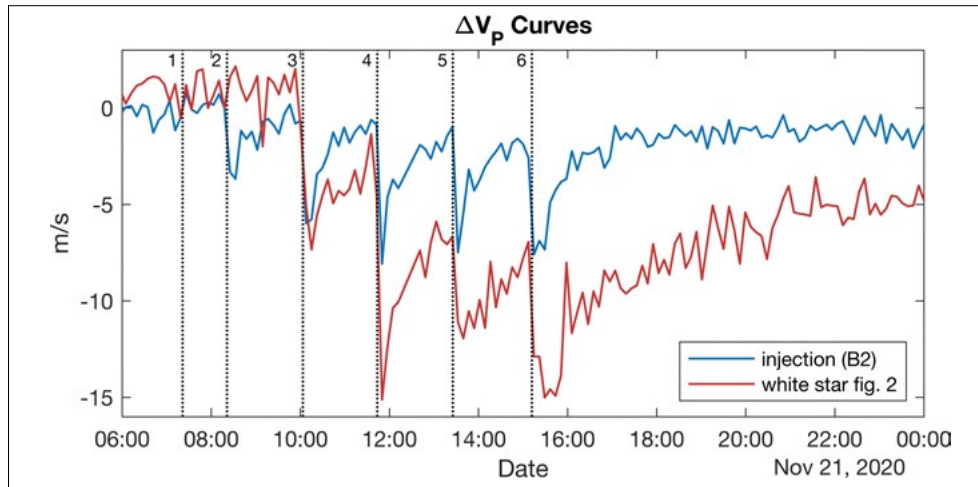


Figure 3: ΔV_p vs calendar time for two locations along the ΔV_p images. The blue curve is located at the injection borehole and the red curve is located at the white star in figure 2, which is ~ 12 m easterly along strike. Vertical dotted lines represent the beginning of each injection cycle (i.e. same time as in figure 1B-C).

1.3. Interpretation

We interpret negative ΔV_p to represent the area of the fault that has been reactivated with changes in seismic velocity due to both fault opening under variations in pore pressure during injection and damage related to irreversible creation of new rupture areas within the fault zone. During the first injection, with no significant negative ΔV_p anomalies, the small 21l injection volume and the relatively low injection pressure of 5.3 MPa limited fault activation and leakage to the injection borehole nearfield and to changes in p-waves velocities were below the detectable ones. This result is in correspondence with Guglielmi et al. (2020), who suggested that 5.43 MPa of injection pressure is required to hydro-mechanically reactivate the fault. P-wave velocity anomaly starts being detected in cycle 2 while injection pressure reaches 5.8 MPa and injected volume reached 76 liters (figure 1B). The asymmetric behavior of the negative ΔV_p patches in the ΔV_p images suggest that there is a preferred direction of fault reactivation. This asymmetric behavior is confirmed by the hydraulic connection with BFS-B1 located to the North-East, and by no connection with BCSD7 located to the South-West. Hydraulic connection occurred during the third injection cycle while during that injection the negative ΔV_p patch grew in size in the BFS-B1 direction. We thus conclude that the preferred leakage pathway was northeasterly along the fault strike.

Based on observations of (i) the strain data that show that most of the deformation is localized in a 1–2 m thick zone at the top of the Main Fault zone and on (ii) CT scans of the Main Fault drill-core from the BFS-B1 that show that this zone is a highly deformed scaly-clay “layer” (Fig. 4A), we assumed the activated fault patch to be a thin layer of homogeneous poroelastic granular material embedded within a homogeneous host rock (Fig. 4B). The activated layer compliance is described using the Walton Smooth contact theory model (Walton, 1987) where the bulk and shear properties depend on confining stress on the fault; in our case, effective stress is varying with time along the fault during each injection cycles. To calculate the effective stress, we subtract the injection pressure from the fault normal stress estimated in Guglielmi et al. (2020). Porosity and density of the granular fill material are retrieved from Wenning et al. (2021). This model is also used to estimate shear compliance of the damage zone. We use Biot (1956) theory to add the effect of fluids on the zone stiffness (which mainly impacts the normal fault compliance and not the shear compliance). We use the method of Coates and Schoenberg (1995) to calculate the anisotropic elastic V_p perturbation induced by the compliant fault zone layer thickness variations. We vary the layer thickness until matching the measured p-waves travel times. Since our experiment has insufficient angular aperture to conduct

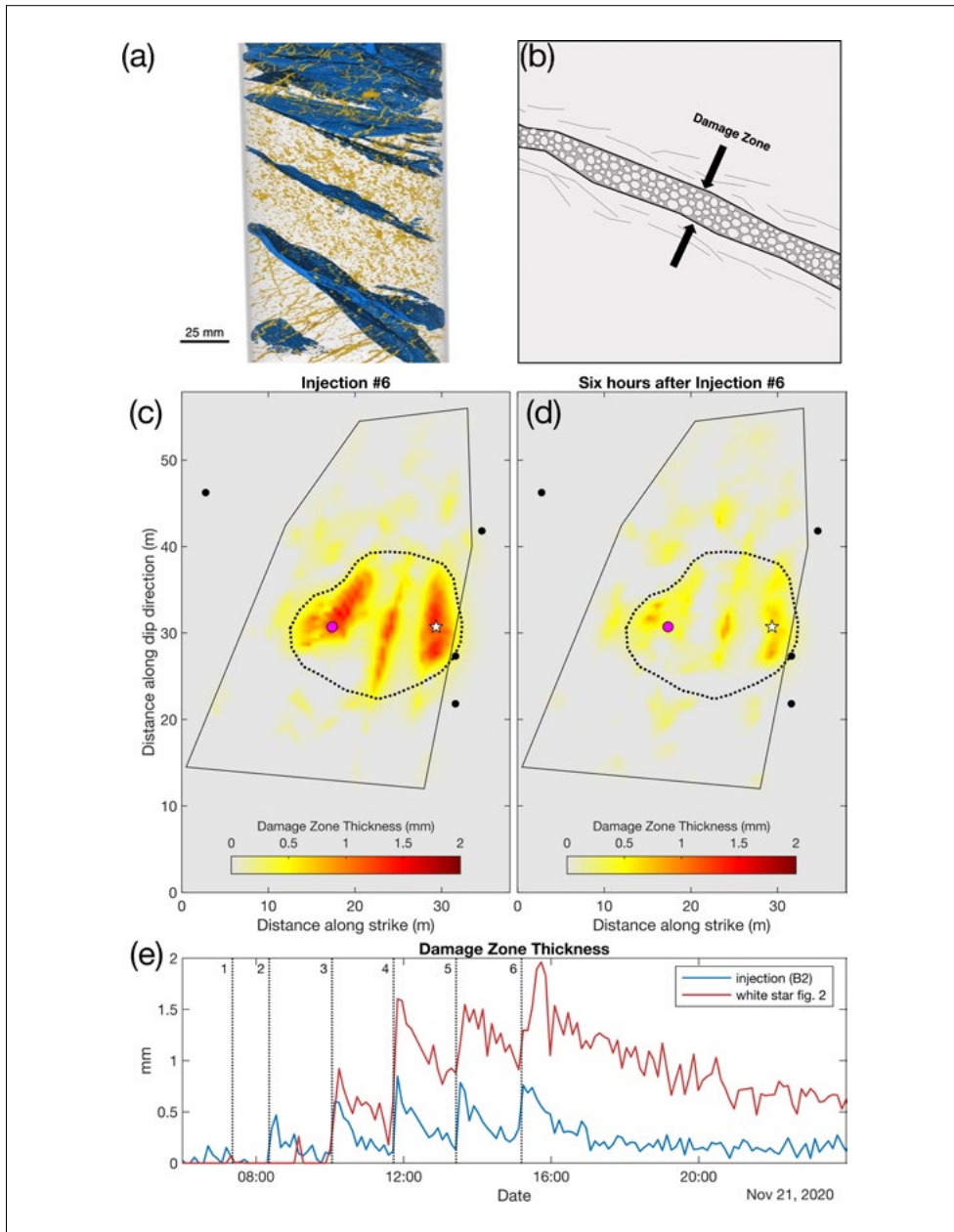


Figure 4:
(A) CT scan of a core from BFS-B1 of the Main fault, where blue represent thin cracks and yellow represent worm burrows (EPFL, 2021). The granular texture of the burrows shows that they are pulverized in the fault top principal shear zone.
(B) a conceptual drawing of the principal shear zone model used to estimate strains from V_p data.
(C) and **(D)** are damage zone thickness images during the sixth injection cycle and six hours after activation, respectively.
(E) damage zone thickness curves for the same locations explained in figure 3.

anisotropic tomography, the resulting group velocity curves are averaged over the sampled angular domain to estimate an isotropic velocity perturbation generated by the fracture.

Our approach predicts that damage zone thickness is proportional to negative ΔV_P values with an overprint of effective stress state. During each injection cycle, pore pressure is the dominant driver of velocity perturbations but the residual velocity change is an indicator of damage. The predicted damage zone

variations values peak at 2mm during the sixth injection cycle (figure 4C). Conversely, the damage zone thickness variation values are near zero in areas outside of the fault re-activation patch, suggesting little to no fault opening. Six hours after the last injection cycle, damage zone thickness values are still elevated (i.e. 1mm), suggesting that the activated patch remain significantly open or dilated (figure 4D). Furthermore, from looking at thickness values over longer time intervals after the last injection, these values appear to

plateau to a new background level around 0.1 to 0.5 mm depending on the location within the patch (figure 4E). This suggests that there is long-term fault hydromechanical damage. A 0.5 to 2 mm thickness variation of a 2 m thick activated fault zone gives 250 to 1000 micro-strains. These values are in the range of the strain measured along the injection borehole BFS-B2 in the activated zone.

2. Summary of all FSB tasks activities during the year 2022

In Task 1.1, we conducted additional micro X-Ray CT scans of intact rock cores surrounding the Main Fault have been conducted at EPFL. The idea is to compare the worm holes deformations in the two fault compartments, as well as inside the Main Fault zone. allowed for a full scanning of the entire main fault zone cores. In Task 1.2, we have continued analyses of the cross-correlation between the three-dimensional local borehole strain measured inside casing with the SIMFIP sensors, the behind casing distributed strain monitoring (DSS and DAS) and the geology. Preliminary results have been presented at the AGU Fall Meeting 2022, and a research paper is in preparation.

In Task 2 we have prepared a new fault activation experiment that will be conducted during the first quarter of 2023. In this experiment, we will inject an estimated total amount of 22 kg of CO₂ dissolved in water at the same location and the same protocols as in 2020 and 2021. A MiniRuedi mass spectrometer has been built in the ETH lab, and tested on the Mt Terri site. In parallel, two new boreholes have been drilled that will be dedicated to the chemical monitoring of the CO₂ leak in the fault. These boreholes are currently set with circulation modules for fluid sampling in the intervals straddling the fault zone. Finally, we have sampled fault pore water from the cores collected at these two newly drilled boreholes. Six core samples have been collected with 4 in the scaly clay facies and 2 respectively outside the fault zone in the hanging and in the foot wall. On each sample, the following properties will be analyzed:

- All cores will be micro-CT scanned before being squeezed.

- The gravimetric water content (w.c.), dry density (rd), the grain density (g/cm³), the total porosity, degree of saturation.

- Mineralogical XRD analyses.

- Pore water chemistry by the squeezing technique. The pressure on the sample is increased as a function of time up to 200 MPa. The following elements are analyzed on the expelled water, pH, Alk., Cl⁻, Br⁻, NO₃⁻, SO₄²⁻, F⁻, PO₄³⁻, S₂O₃²⁻, Acetate, Formate, Na⁺, K⁺, Ca²⁺, Mg²⁺, Sr⁺, Ba, Si, Al, Fe, Zn, B, Mn, V, Mo, Cu, Ni, δO¹⁶/O¹⁸, δC¹³.

Task 3 about engineering fault leakage is not started because it was decided that this task would perturbate too much the fault activity. In Task 4, all the data processing of the 2021 experiment has been done. As shown in chapter 1, we have started analyzing the ΔVP images that are continuously recorded, about every 8 minutes, since the first 2020 experiment. Perspectives are to correlate the activated patch long-term strain evolution deduced from the ΔVP with the long term fault permeability evolution monitored by repeated hydraulic pulse tests. Not detailed in this report, we have conducted the following geomechanical modeling:

- Reconstruction of the Main Fault principal shear zone from the interpolation between boreholes using GoCad Software.

- Inversion of local fault displacements measured by SIMFIP probes into stress tensor.

- Forward fully coupled hydromechanical modeling of the 2020 injection experiment.

Main overall result of these multiple modeling approaches is the close relationship between fault leakage and stress heterogeneity that apparently follows a gradient related to fault surface undulations. These undulations relate to the complex fault geological history.

National Cooperation

There is a strong interaction between the FSB project from LBNL and the CSD project

from ETH. This includes mutualizing instruments, joint analyses of data and publication. In parallel, the Swisstopo MtTerri team has been very helpful in setting up the November injection since the LBNL team could only come as a reduced number of persons.

International Cooperation

None, except that the FSB partners represent a large international group.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

Success – The project was highly successful in achieving its 2022's goals. Indeed, as planned, data processing of the first and second fault stimulation were successfully conducted. One key result of the year is that we published in Nature Geosciences the observations showing that fluid migration in low-permeability faults are driven by decoupling of fault slip and opening. As shown in this report, we started to analyze the fault evolution during and after activation, using the continuously monitored ΔV_p data.

Perspectives – In 2023, we will conduct a third activation experiment that will involve a CO₂ brine injection. In parallel, we will continue the hydromechanical modeling by exploring the interplays between creep constitutive laws and permeability laws to explain the short-to-long term measured fault displacements and pore pressures.

Publications in 2022

■ Cappa, F., Guglielmi, Y., Nussbaum, C. And J. Birkholzer. Fluid migration in low-permeability faults driven by decoupling of fault slip and opening. *Nat. Geosci.* 15, 747–751 (2022). <https://doi.org/10.1038/s41561-022-00993-4>

■ Hopp, C., Guglielmi, Y., Rinaldi, A. P., Soom, F., Wenning, Q., Cook, P., et al. (2022). The effect of fault architecture on slip behavior in shale revealed by distributed fiber optic strain sensing. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 127, e2021JB022432. <https://doi.org/10.1029/2021JB022432>

References

- [1] Jaeggi, D., Laurich, B., Nussbaum, C., Schuster, K., & Connolly, P. (2017). Tectonic structure of the “main fault” in the opalinus clay, mont terri rock laboratory (switzerland). In *Mont terri rock laboratory, 20 years* (pp. 69–86). Springer.
- [2] Silver, P. G., Daley, T. M., Niu, F., & Majer, E. L. (2007). Active source monitoring of cross-well seismic travel time for stress-induced changes. *Bulletin of the Seismological Society of America*, 97 (1B), 281–293.
- [3] Giroux, B. (2021). A python package for travelttime computation and ray-tracing. *SoftwareX*, 16, 100834.
- [4] Guglielmi, Y., Nussbaum, C., Rutqvist, J., Cappa, F., Jeanne, P., & Birkholzer, J. (2020). Estimating perturbed stress from 3-d borehole displacements induced by fluid injection in fractured or faulted shales. *Geophysical Journal International*, 221 (3), 1684–1695.
- [5] Walton, K. (1987). The effective elastic moduli of a random packing of spheres. *Journal of the Mechanics and Physics of Solids*, 35 (2), 213–226.
- [6] Wenning, Q. C., Madonna, C., Zappone, A., Grab, M., Rinaldi, A. P., Plötze, M., Nussbaum, C., Giardini, D. and Wiemer, S. (2021). Shale fault zone structure and stress dependent anisotropic permeability and seismic velocity properties (opalinus clay, switzerland). *Journal of Structural Geology*, 144, 104273.
- [7] Biot, M. A. (1956). Theory of propagation of elastic waves in a fluid-saturated porous solid. ii. higher frequency range. *The Journal of the acoustical Society of america*, 28 (2), 179–191.
- [8] Coates, R. T., & Schoenberg, M. (1995). Finite-difference modeling of faults and fractures. *Geophysics*, 60 (5), 1514–1526.
- [9] EPFL. (2021). Study report fs-b experiment high-resolution micro-ct measurements on drillcores of the main fault small-scale geological characterization of fault zone in shale mont-terri consortium. project fsb8-ph24.

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 under different boundary conditions will be conducted. Therefore, samples loaded parallel and perpendicular to the bedding will be tested at ambient and elevated temperature conditions. The results allow the determination of a time-dependent model for strain rates under changing differential stress, which will be 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 to predict the physical behavior of Opalinus Clay. For the development of such a constitutive model in the frame-

work of this project, the following objectives are pursued:

- Design of a proper experimental protocol for triaxial constant-compression creep tests of low permeable claystone/clay shale
- Conducting a series of laboratory triaxial creep tests to determine the THM-coupled-time-dependent deformation behavior of Opalinus Clay under drained multi-stage loading conditions
- Application of the protocol to testing configurations considering material anisotropy, ambient and elevated temperature, as well as intact rock material and disturbed rock material from the excavation damage zone (EDZ)
- Identification and analysis of microstructural creep mechanisms on deformed Opalinus Clay samples using scanning electron microscopy
- Extension of the existing numerical code of the constitutive model of phase 1 by implementing THM response including time-dependent deformation behavior
- Calibration, verification, and validation of the developed constitutive model with ongoing 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 under two different phases of the project, i.e., phase 1 (2018–2022) and phase 2 (2022–2025) are presented below:

Laboratory Experiments

Phase 1 (2018–2022)

A variety of laboratory experiments have been performed to study the hydro-mechanical behavior of the shaly facies of Opal-

inus Clay from Mont Terri. These experiments include petrophysical tests determining the porosity and permeability, rock mechanical strength tests, and consolidated-undrained triaxial tests. All these tests have been performed at varying boundary conditions to investigate the influence of effective stress, the orientation of bedding and saturation on the stiffness and strength, on the hydraulic and poromechanical characteristics, and on the failure behavior. Post-experimental microstructural analyses revealed important microstructural deformation mechanisms, which have been linked to the observations obtained from the bulk-scale deformation behavior. In the following, the main findings and conclusions are highlighted:

■ In response to compressive load, failure of Opalinus Clay is expressed as elongated zones where shear strain is localized. Scanning electron microscopy revealed that the fabric of these zones can extend up to hundreds of micrometer in thickness and a variety of deformation markers have been identified allowing for a clear separation between shear strain deformation and non-sheared material (Winhausen et al., 2021).

■ These deformation markers are grouped based on their underlying microscale deformation mechanism which was found to be either brittle- or ductile-dominated (Winhausen et al., 2021; Winhausen et al., 2022a). The transition from brittle to ductile failure at the microscale occurs from lower, i.e. around 2.5 MPa, to higher, i.e. 16 MPa, effective consolidation stresses (Figure 1). This transition is accompanied by a dilatancy reduction and the analyses of peak stresses at failure yielded a non-linear failure boundary associated with changing frictional resistances at different effective stresses.

■ The structural anisotropy has a major influence on the hydro-mechanical behavior. It has been shown that for both confined and unconfined conditions the angle between maximum load direction and bedding plane orientation yields considerable variations in stiffness and strength. Maximum and minimum strength values under unconfined conditions are reached for angles

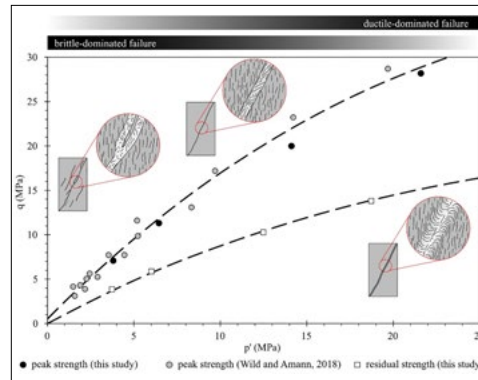


Figure 1: Peak and residual effective strength of shaly Opalinus Clay under triaxial undrained compression and microstructural expression of shear zones. The transition from brittle to ductile-dominated failure is accompanied by the suppression of dilatancy and the reduction in shear zone porosity. (Winhausen et al. 2022a).

of 90° (S-specimens) and 45° (Z-specimens) between loading and bedding plane orientations, respectively.

■ Under saturated-undrained triaxial stress conditions, Opalinus Clay specimens under effective consolidation stresses of 10 MPa showed peak stress highest for 0° loading configurations (P-specimens) and lowest for 45° to 60° configurations. However, the analyses of stress paths for different loading configurations in steps of 15° revealed important outcomes. The hydro-mechanical response under undrained loading can be classified into three types of behavior at 10 MPa effective consolidation stress (Figure 2): i) For loading configurations of 60° and 90° a reduction in mean effective stress occurs due to the pronounced development of excess pore water pressures and the stress path indicates the highest magnitude of dilation for angles tested. ii) For loading at angles of 30° and 45°, only marginal changes in effective stress throughout the pre- and post-peak loading stage indicate minor volume changes and dilation. iii) For loading with angles of 15° and 0° between maximum principal stress and bedding plane orientation, the mean effective stress is higher than the initial effective consolidation stress and the stress paths indicate dilation.

■ On the microscale, the dilatancy differences observed by examination of all effective stress paths were associated with the formation of shear zones with different structural fabrics for different angles.

■ For different loading configurations in terms of the angle between maximum prin-

cipal stress and bedding plane orientation, different non-linear failure boundaries have been constructed showing that orientations of 45° exhibit the least effective shear strength.

Phase 2 (2022–2025)

A long-term testing campaign has been started on Opalinus Clay specimens from the shaly facies at the Mont Terri URL. All tests aim to understand the time-dependent deformation behavior under various differential stress conditions and the resulting creep deformation as well as the corresponding microstructural mechanisms. The procedure of the long-term experiment includes proceeding specimen conditioning, i.e. saturation, consolidation and multi-stage creep testing. For preparation, the specimen was undertaken a re-saturation phase, a B-check phase and two consolidation phases following a slightly modified experimental procedure of Wild et al. (2017). The multi-stage creep test was performed by strain-controlled stress increase and constant differential stress loading phases (Figure 3) under drained conditions to avoid the build-up of excess pore pressure within the specimen.

The specimen tested has a P-specimen configuration with the bedding oriented parallel to the axial load direction and a size of 60 mm in length and 30 mm in diameter. Starting the creep testing with hydrostatic stress conditions of 6.5 MPa confinement stress and 2.5 MPa pore pressure (effective stress = 4 MPa), the differential stress was increased in steps of 1 MPa, except for the first creep stage which was increased by 2 MPa (Figure 3).

The gradual stress increase was performed with a strain rate of $2.0 \times 10^{-8} \text{ s}^{-1}$ until the desired axial load was reached and held constant by stress-controlled settings. During the experiment, the axial displacement was measured using three LVDT (linear variable differential transformer) sensors and the radial deformation was recorded using a diametric extensometer placed perpendicular to the bedding. For our experiment, a time

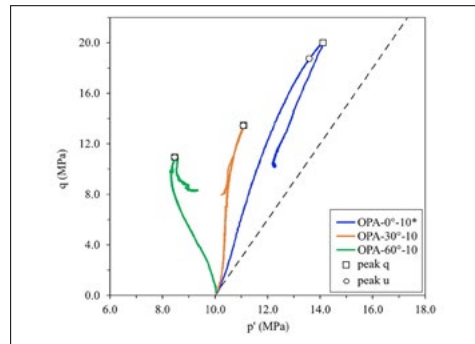


Figure 2. Effective stress paths for different loading configurations of 0° , 30° and 60° between maximum principal stress and bedding at effective consolidation stresses of 10 MPa (Winhausen et al. 2022b).

duration of several months (> six months) were required for complete specimen conditioning and ten creep phases. The saturation and consolidation phases lasted 16 days, while a single creep stage lasted around 17 days (~400 h) each.

Figure 4 shows axial and radial strain along the differential stress for the seventh stage of the multi-stage experiment with a stress increase from 7 MPa to 8 MPa. The differential stress at the constant testing condition corresponds to 50 % of the short-term compressive strength of OPA ($q_{\text{peak}} \approx 16 \text{ MPa}$) based on results by Winhausen et al. (2022a).

During the drained stress increase, the axial strain curve shows an initial linear-elastic strain response (7.0 to 7.3 MPa of differential stress) with early onset of yielding. This is consistent with consolidated-undrained triaxial tests by Winhausen et al. (2022a). The elastic modulus, derived from the initial response for the seventh stage, is 8.0 GPa. Comparing several differential stress increase phases of this multi-stage test, Young's modulus indicates a change in the elastic properties of the specimen, especially during the first four to five stress increments. The initial Young's modulus of 6.0 GPa increases and converges against an elasticity module of 8.0 GPa on average.

The axial strain shows compression (positive strain), whereas the radial strain is dilating (negative strain) perpendicular to the bedding with a gradual increase of the differential stress (Figure 4). The subsequent phase of constant effective stress, i.e. creep phase, indicates continuing axial compression, whereas the radial strain initially shows pos-

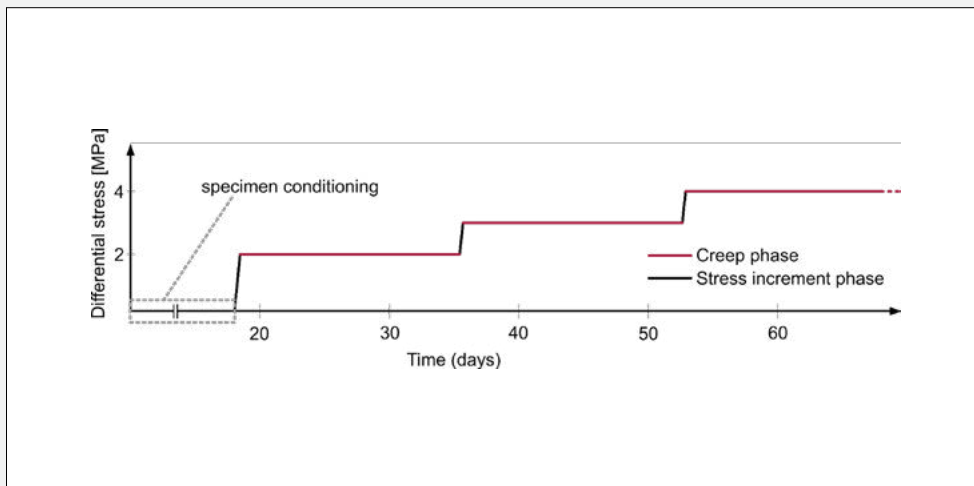


Figure 3: Conceptual differential stress path of the specimen conditioning (hydrostatic), gradual stress increase (strain-controlled) and the creep phases of constant differential stress (stress-controlled).

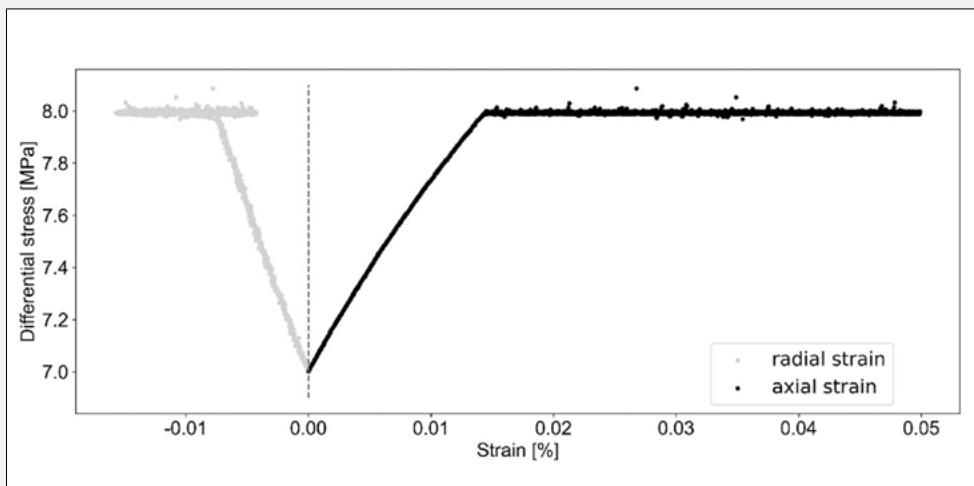


Figure 4: Differential stress over strain curves were measured for the seventh stage (stress increase from 7 MPa to 8 MPa) of the multi-stage creep test on a P-specimen which was consolidated at an effective stress of 4 MPa.

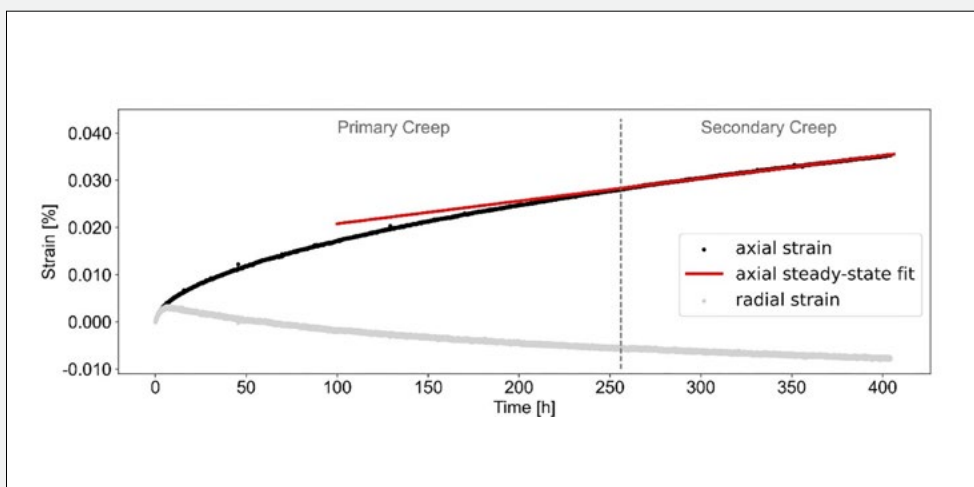


Figure 5: Axial and radial strain evolution over time during the seventh stage at a constant load of 8 MPa differential stress for a P-specimen which was consolidated at an effective stress of 4 MPa.

itive strain and changes into dilation again after 6 hours (Figure 5). Our first results of the creep phases show primary and secondary creep at constant effective differential stresses (Figure 5) for the axial strain curve. The strain rate decelerates (primary creep) within ~ 250 hours until an almost constant strain rate (secondary creep) is observed. Reaching the steady-state creep, the axial strain rate of the seventh stage is $1.34\text{E-}10\text{ s}^{-1}$. Likewise, the radial strain shows a primary and secondary creep phase after the initial compression response, yielding a steady-state strain rate of $-4.09\text{E-}11\text{ s}^{-1}$. However, the secondary creep starts earlier in radial orientation. Furthermore, the entire test series including all effective stress stages indicates increasing steady-state creep rates with higher differential stresses.

Constitutive Modelling of Opalinus Clay

Phase 1 (2018–2022)

Model description

A transversely isotropic elasto-plastic model coupled with damage was implemented in the finite element code “MOOSE Framework” to describe the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay. The model describes four deformation regimes observed in consolidated-undrained tests, i.e. 1) transversely isotropic elastic deformation, 2) plastic deformation with cross-anisotropic peak strength, 3) post-failure regime, and 4) residual strength state. The main features of the model are listed below:

- Transversely isotropic elasticity was used to describe the reversible deformation in Opalinus Clay. The elastic model has five independent parameters, i.e. two Young’s moduli (normal and parallel), two Poisson’s ratios (normal and parallel), and one shear modulus.

- A stress-dependent function was utilized to describe the elastic properties of Opalinus Clay for mean effective stresses up to 16 MPa. For this purpose, the two Young’s moduli (parallel and normal) were defined as functions of mean effective stress.

- A single surface plastic model proposed by Desai and Zhang (1987) was used to describe plastic deformation in the pre-failure region (Figure 6). The model accounts for both volumetric plastic compression and dilation. The volumetric plastic deformation is characterized by a dilatancy boundary in the stress space. Moreover, the ultimate plastic surface in this model corresponds to a nonlinear failure boundary in the stress space.

- The Pietruszczak-Mroz approach was adopted to include the effect of bedding orientation on the mechanical strength of Opalinus Clay (Pietruszczak & Mroz, 2000). In this approach, the strength-related model parameters that exhibit a dependency on the material fabric and loading direction are biased based on the eigen directions of the microstructure tensor (Figure 6).

- Post-peak softening was described through two mechanisms 1) stiffness reduction (continuum damage mechanics) and 2) strength degradation (mobilized strength).

- A non-local implicit gradient damage model proposed by Peerlings et al. (2012) was used to reduce spurious mesh dependencies in numerical simulations. In this model, a “non-local” scalar measure of strain, which governs damage evolution is considered as an additional independent variable.

Model calibration and results

The model was calibrated using the laboratory test data of Opalinus Clay (shaly facies at Mont Terri URL). For this purpose, a large experimental data set, consisting of 18 undrained triaxial compression tests, was used to back-calculate the required model parameters. The required data were collected from Wild & Amann (2018), Minardi et al. (2021), Winhausen et al. (2022a), and Winhausen (2022c). The adopted experimental data consists of the effective stress path and the stress-strain curves of specimens with bedding orientations between 0° and 90° with respect to the loading and effective consolidation stresses between 0.76 and 16 MPa. Figure 7 illustrates the modeling results for P, Z and S specimens.

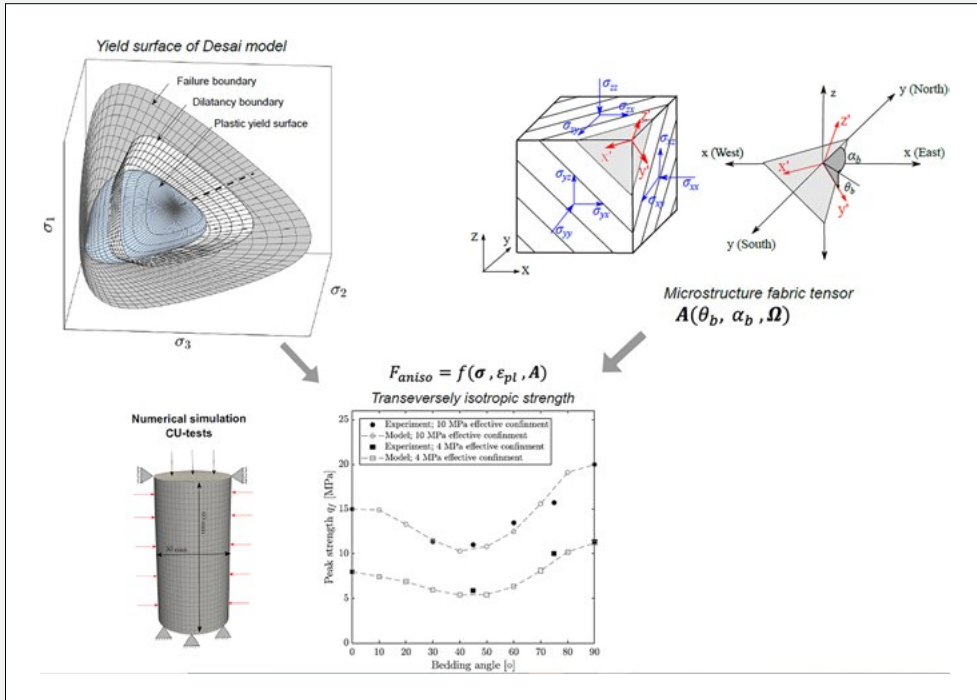


Figure 6: The Yield surface of the Desai model was combined with the Pietruszczak-Mroz approach to describe the transversely isotropic shear strength of Opalinus Clay.

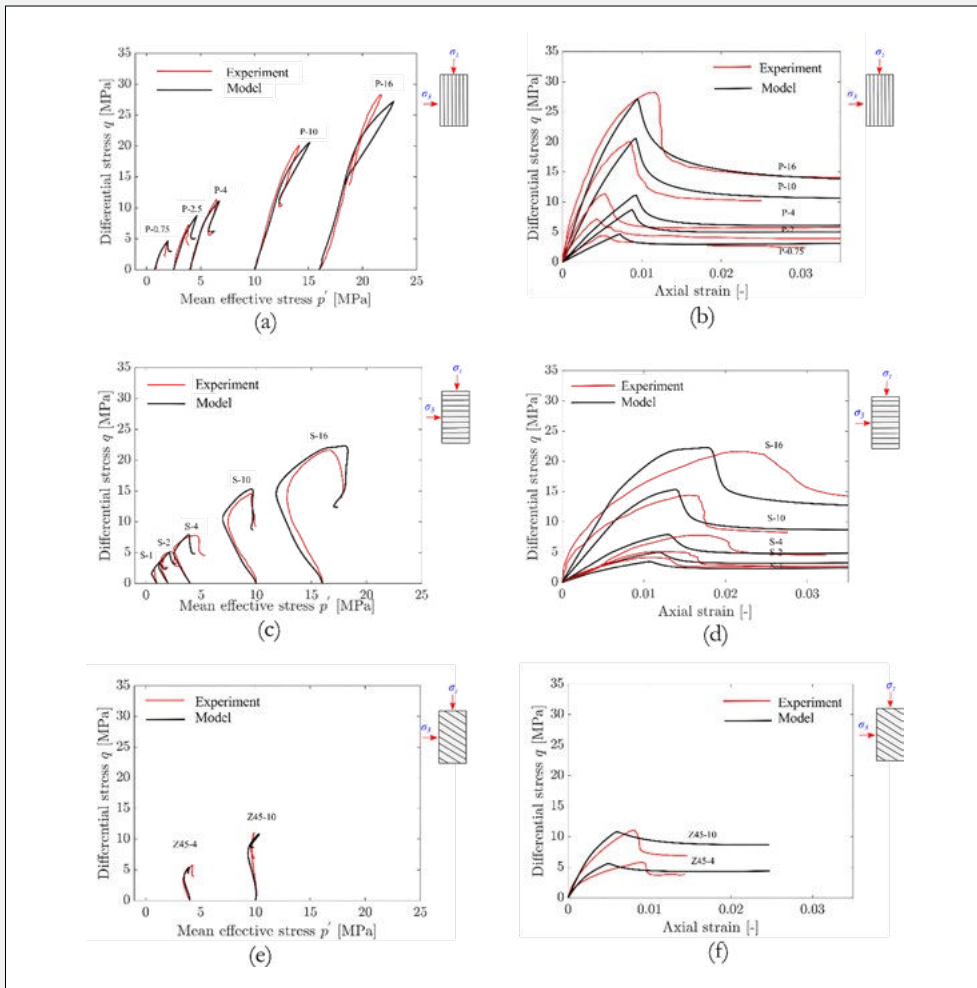


Figure 7: Comparison between modeling and experimental results (a) effective stress path of P- specimens; (b) stress-strain behavior of P- specimens; (c) effective stress path of S- specimens; (d) stress-strain behavior of S- specimens; (e) effective stress path of Z- specimens; (f) stress-strain behavior of Z- specimens.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

Laboratory Experiments

Phase 1 (2018–2022)

An extensive testing campaign has been conducted on Opalinus Clay specimens from the shaly facies sampled from the Mont Terri URL. Hydraulic properties have been determined using different experiment methods including the pore pressure oscillation technique. Different methods have been evaluated in terms of their applicability, robustness and experimental times. Rock mechanical strength tests have been performed for different suction values and different loading orientations. Furthermore, triaxial tests under consolidated-undrained conditions have been performed under various boundary conditions to investigate the effect of effective stress and loading angles. Electron microscopy has been carried out to study the microscale deformation processes to link the bulk hydromechanical observations to the underlying mechanics at the sub-millimeter level. The high amount of experimental data and the analyses have substantially contributed to the calibration of the new constitutive model and the implementations of fundamental behavior characteristics of Opalinus Clay.

Phase 2 (2022–2025)

In 2022, the first multi-stage compression creep test has been successfully performed for several stages of differential loading. The detected creep strain and creep strain rate parameter yield the first insights into the time-dependent deformation character of Opalinus Clay. The ongoing test will include further stress stages until a failure of the specimen occurs to determine the long-term strength of OPA.

In 2023, further multistage creep tests will be conducted with consideration of the structural anisotropy and the effect of temperature on the creep behavior. Therefore, a specimen configuration with the bedding oriented perpendicular to the loading axis (S-specimen) will be tested using an experimental protocol similar to the first mul-

ti-stage test, as well as S- and P-specimen configurations under elevated temperature conditions. Additionally, post-experimental microstructural investigations of the tested specimen will strengthen our understanding of time-dependent deformation and involved creep mechanisms in Opalinus Clay.

Numerical simulation

A non-associated plastic model was implemented in the “MOOSE Framework”. The implemented model was coupled with a non-local damage model to describe the failure and post-failure behavior of Opalinus Clay under undrained conditions. A series of consolidated undrained experiments were used to calibrate the model and determine the required model parameters for P-, Z- and S-specimens acquired from shaly facies of Mont Terri URL. A large-scale 3D tunnel model was also developed to evaluate the performance of the implemented constitutive model against existing field data, e.g. pore pressure evolution, deformations, and EDZ (work in progress).

In 2023, the model calibration will be performed for Opalinus Clay samples from deep boreholes at other sites (e.g. Bözberg, Bülach and Trüllikon). A creep model will be implemented in MOOSE to simulate the time-dependent deformation observed within the creep tests. The focus will be mainly on the steady-state and tertiary creep deformation under the influence of stress and temperature.

Publications

■ Winhausen, L., Amann-Hildenbrand, A., Fink, R., Jalali, M., Khaledi, K., Hamdi, P., Urai, J. L., Schmatz, J., & Amann, F. (2020). A comparative study on methods for determining the hydraulic properties of a clay shale. *Geophysical Journal International*, 224(3), 1523–1539. <https://doi.org/10.1093/gji/ggaa532>

■ Khaledi, K., Hamdi, P., Winhausen, L., Jalali, M., Jaeggi, D., & Amann, F. (2021). Unloading induced absolute negative pore pressures in a low permeable clay shale. *Engineering Geology*, 295, 106451. <https://doi.org/10.1016/j.enggeo.2021.106451>

■ Winhausen, L., Klaver, J., Schmatz, J., Desbois, G., Urai, J. L., Amann, F., & Nussbaum, C. (2021). Micromechanisms leading to shear failure of Opalinus Clay in a triaxial test: A high-resolution BIB–SEM study. *Solid Earth*, 12(9), 2109–2126. <https://doi.org/10.5194/se-12-2109-2021>

■ Winhausen, L., Khaledi, K., Jalali, M., Urai, J. L., & Amann, F. (2022a). Failure mode transition in Opalinus Clay: A hydro-mechanical and microstructural perspective. *Solid Earth Discuss.* <https://doi.org/10.5194/se-2022-19>

■ Winhausen, L., Khaledi, K., Jalali, M., & Amann, F. (2022b). Insights into the Anisotropic, Hydro-Mechanical Behavior of Opalinus Clay Through Experimental and Microstructural Investigations. ARMA-2022-2075. <https://doi.org/10.56952/ARMA-2022-2075>

■ Winhausen, L. (2022c). **Anisotropic hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay: Data from CU triaxial tests.** <https://doi.org/10.17605/OSF.IO/5S2CB>

References

- [1] Desai, C.S., & Zhang, D. (1987). **Viscoplastic model for geologic material with generalized flow rule.** *Int. J. Numer. Anal. Met.*, 11, 603–627.
- [2] Minardi, A., Giger, S. B., Ewy, R. T., Stankovic, R., Stenebråten, J., Soldal, M., Rosone, M., Ferrari, A., & Laloui, L. (2021). **Benchmark study of undrained triaxial testing of Opalinus Clay shale: Results and implications for robust testing.** *Geomechanics for Energy and the Environment*, 25, 100210. <https://doi.org/10.1016/j.gete.2020.100210>
- [3] Peerlings, R. H. J., Poh, L. H., & Geers, M. G. D. (2012). **An implicit gradient plasticity–damage theory for predicting size effects in hardening and softening.** *Engineering Fracture Mechanics*, 95, 2–12. <https://doi.org/10.1016/j.engfrac-mech.2011.12.016>
- [4] Pietruszczak, S., & Mroz, Z. (2000). **Formulation of anisotropic failure criteria incorporating a microstructure tensor.** *Computers and Geotechnics*, 26(2), 105–112. [https://doi.org/10.1016/S0266-352X\(99\)00034-8](https://doi.org/10.1016/S0266-352X(99)00034-8)
- [5] Wild, K. M., & Amann, F. (2018). **Experimental study of the hydro-mechanical response of Opalinus Clay – Part I: Pore pressure response and effective geomechanical properties under consideration of confinement and anisotropy.** *Engineering Geology*, 237, 32–41. <https://doi.org/10.1016/j.enggeo.2018.02.012>
- [6] Wild, K. M., Barla, M., Turinetti, G., & Amann, F. (2017). **A multi-stage triaxial testing procedure for low permeable geomaterials applied to Opalinus Clay.** *Journal of Rock Mechanics and Geotechnical Engineering*, 9(3), 519–530. <https://doi.org/10.1016/j.jrmge.2017.04.003>
- [7] Winhausen, L. (2022). **Anisotropic hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay: Data from CU tri-axial tests.** <https://doi.org/10.17605/OSF.IO/5S2CB>
- [8] Winhausen, L., Khaledi, K., Jalali, M., & Amann, F. (2022). **Insights into the Anisotropic, Hydro-Mechanical Behavior of Opalinus Clay Through Experimental and Microstructural Investigations.** ARMA-2022-2075. <https://doi.org/10.56952/ARMA-2022-2075>
- [9] Winhausen, L., Khaledi, K., Jalali, M., Urai, J. L., & Amann, F. (2022). **Failure mode transition in Opalinus Clay: A hydro-mechanical and microstructural perspective.** *Solid Earth Discuss.* <https://doi.org/10.5194/se-2022-19>
- [10] Winhausen, L., Klaver, J., Schmatz, J., Desbois, G., Urai, J. L., Amann, F., & Nussbaum, C. (2021). **Micromechanisms leading to shear failure of Opalinus Clay in a triaxial test: A high-resolution BIB–SEM study.** *Solid Earth*, 12(9), 2109–2126. <https://doi.org/10.5194/se-12-2109-2021>

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@geo.unibe.ch,

www.geo.unibe.ch

Duration of project: 2 yrs

Abstract

The narrative of the glaciations in the Alps has been of interest since the 19th century. The first episode of this narrative spans the Early to Middle Pleistocene glaciations, which are represented, in the northern Swiss Alpine Foreland, by a succession of glaciofluvial sediments intercalated with glacial and/or overbank deposits, namely the Deckenschotter (Cover Gravels in German). During the past decade, the chronology of the Deckenschotter was established by applying isochron-burial dating with cosmogenic ¹⁰Be and ²⁶Al. The chronology indicates three major gravel accumulation phases at c. 2.5 Ma, c. 1.5 Ma, and c. 1 Ma. Sediments accumulated during these three phases are found in a cut-and-fill architecture at the topographically highest Deckenschotter sequence, about 20 km NE of Zurich at Irchel. This architecture challenges the legacy of the Deckenschotter morphostratigraphy and chronology, which is tentatively reconstructed based on a mammal fossils found at one outcrop in the overbank deposits at Irchel (Mammal Neogene Zone 17; MN17; 1.8–2.0 Ma) and extrapolated through the northern Swiss Alpine Foreland. Within this context, this project investigates processes that are responsible for the complex cut-and-fill architecture at Irchel. For this investigation, the origin, transportation mechanism, and fabric of the Deckenschotter will be reconstructed and the additional isochron-burial ages be gathered to improve the existing cosmogenic nuclide chronology.

In addition, the 3D architecture of the Deckenschotter will be explored by detailed mapping, coring boreholes, opening shallow trenches, and conducting geophysical surveys in the field. In 2022, after a reconnaissance fieldwork, eight sites for isochron-burial dating, and locations for three shallow trenches and three boreholes were selected. In the field, most of the outcrops at Irchel were mapped and gravels at some of these outcrops were already analysed. At five sites, samples for isochron-burial dating were collected and preparation of these for cosmogenic nuclide analysis is currently in progress. In 2023, the mapping and analysis of outcrops, as well as the isochron-burial dating of new sites, will be completed. In addition, the sedimentology of shallow trenches and drill cores will be analysed in detail. Finally, the results of this project will be intermingled to reveal the first episode of the narrative of the glaciations in the Alps.

Project goals

The landscape of the Swiss northern Alpine Foreland had been sculpted by at least 15 glacier advances during the Quaternary, the past 2.6 Ma [1]. Deckenschotter, a succession of glaciofluvial gravels intercalated with glacial and/or overbank deposits, are the remaining relicts of the oldest Quaternary glaciations. Its morphostratigraphy has been described in detail decades ago [2,3,4], which allowed constraining a relative chronology. A first absolute age was given by mammal fossils found in the overbank deposits within the Deckenschotter at Irchel. They were attributed to the Mammal Neogene Zone 17 (MN17) corresponding to an age of 1.8 to 2.0 Ma [5,6]. During the past decade light was shed to the timing of the Deckenschotter deposition by dating these at several sites with cosmogenic ¹⁰Be and ²⁶Al [7,8,9,10,11,12] (Figure 1). Deckenschotter at 19 sites were dated using isochron-burial dating, depth-profile dating, and P-PINI (Particle Pathway Inver-

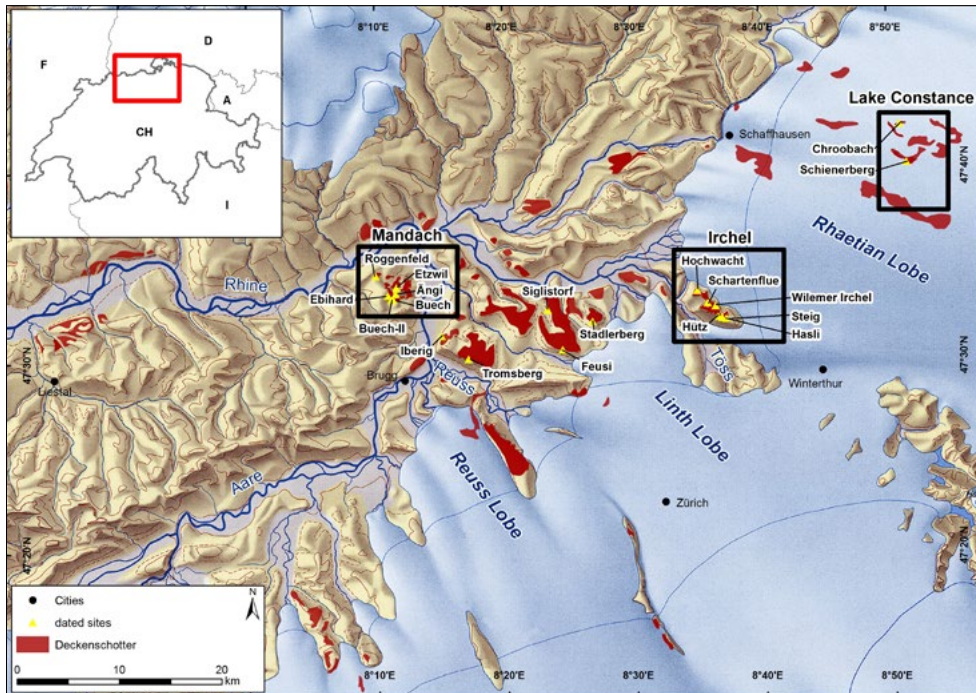


Figure 1: Extent of the Rhaetian, Linth, Reuss, and Valais lobes in the Alpine Foreland during the Last Glacial Maximum ©Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern [13]. The black squares indicate the regions Mandach, Irchel, and Lake Constance. The yellow-coloured triangles represent the previously dated sites, at which cosmogenic nuclides were applied.

sion of Nuclide Inventories) techniques/approaches [7,8,9,10,11,12]. Cosmogenic nuclide ages range from c. 0.9 Ma to c. 2.6 Ma. These ages indicate that the Deckenschotter glaciations took place between c. 0.9 and 2.6 Ma. Furthermore, three major gravel accumulation phases were identified: the first one at around 2.5 Ma, the second one around 1.5 Ma and the third one around 1 Ma [12]. The Deckenschotter glaciations were then followed by a significant phase of incision.

At the sites Tromsberg, Feusi, and Iberig burial ages of 0.88 ± 0.14 Ma, 0.93 ± 0.13 Ma, and 0.93 ± 0.17 Ma, respectively were obtained by the P-PINI model [11]. The site Stadlerberg was dated by depth-profile dating to $2.4^{+2.3}_{-1.2}$ Ma and the gravels at Siglistorf were deposited at 1.5 ± 0.2 Ma [8,9]. At Irchel, so far ages at five sites were constrained applying isochron-burial dating: Hütz and Steig to 0.9 ± 0.2 Ma, Hasli and Scharntenflue to 1.3 ± 0.1 Ma, and Hochwacht to 2.6 ± 0.1 Ma [10,12]. The Wilemer Irchel site was dated to $2.8^{+1.8}_{-1.0}$ Ma by depth-profile dating [11]. The Chroobach site in the Lake Constance region was dated with isochron-burial dating to 1.8 ± 0.1 Ma [12].

A closer look at the sedimentology and cosmogenic nuclide chronology of the Deckenschotter at Irchel reveals five episodes of aggradation (Figure 2). The first gravels, namely Irchel Gravels, were deposited at around 2.6 Ma during the first expansion of glaciers on the northern Swiss Alpine Foreland. Subsequently, the Hasli Formation was deposited during a warm interglacial period (*sensu* [14]). Thereafter, a second glaciation delivered Forenirchel Gravels onto the Hasli Formation at probably around 2 Ma. A subsequent phase of incision created space for the aggradation of the Langacher and Ebni Gravels in the Ebni and Hütz channels at c. 1.3 Ma and c. 1 Ma, respectively. The partial cannibalization of the Hütz Channel at c. 1 Ma created the Steig channel and was succeeded by the deposition of the Steig Gravels. The depositional history of the Deckenschotter at Irchel shows that this cut-and-fill architecture is a result of the changing stream power and bedload due to glacier advances [12]. This stratigraphy challenges the layer cake morphostratigraphy proposed by [14] for Irchel as well as the chronology tentatively reconstructed based on mammal fossils found in the Hasli Formation at one outcrop, which

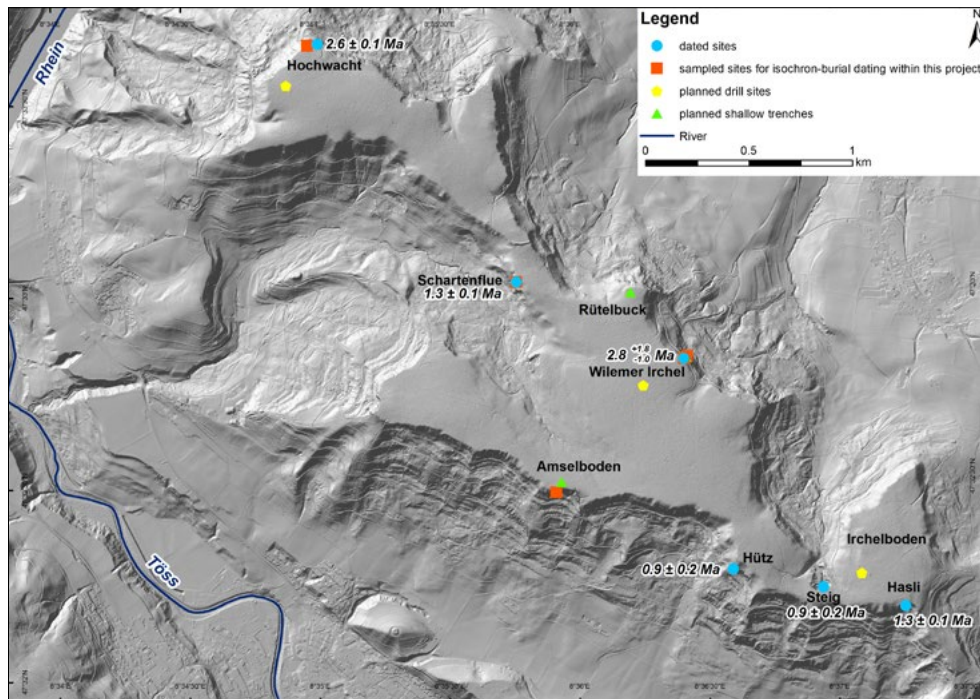


Figure 2: Digital Elevation Model (DEM) of Irchel © Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern. Blue dots indicate the location of the dated Deckenschotter sites at Irchel. The orange rectangles show the locations of the sites sampled for isochron-burial in this project. The green triangles and the yellow pentagons indicate locations of the planned shallow trenches and drill sites, respectively.

were attributed to the Mammal Neogene Zone 17 (MN17; 1.8–2.0 Ma) [5, 6].

This challenge raises the following question: **“Which environmental conditions were responsible for the deposition of such a complex terrestrial sequence?”** In order to answer this question, this project aims to (1) establish a detailed morphostratigraphic, lithostratigraphic, chronostratigraphic, and paleogeographic framework at Irchel; (2) strengthen the existing cosmogenic nuclide chronology by dating gravel along stratigraphic profiles at already existing and new sites (Figure 2); (3) test the layer-cake morphostratigraphy, namely the lateral continuity of the Hasli Formation by opening shallow trenches and coring boreholes; and (4) reconcile the conflicting interpretations of the biostratigraphy, morphostratigraphy, and chronostratigraphy of the Deckenschotter deposits at Irchel into a comprehensive landscape evolution model. To achieve these goals, the Deckenschotter outcrops will be mapped in detail and their sedimentology (e.g., the clast petrography, clast morphometry, and clast fabric) will be analysed. At eight new sites, gravels underlying and overlying the Hasli Formation will be dated with isochron-burial dating to improve the existing

chronology. In places, where gravels above or below the Hasli Formation are not outcropping, will be accessed by opening up to three trenches. To get a better understanding of the lateral facies changes through the Deckenschotter at Irchel and to test the lateral continuity of the Hasli Formation, up to three drillings will be made and geophysical investigations will be carried out. The results of this project will be intermingled into a more detailed landscape evolution, which will improve our understanding of how the landscape in the northern Swiss Alpine Foreland has evolved since the onset of glaciations at about 2.6 Ma ago. This knowledge will then contribute to the effort of predicting how the landscape may evolve in the future.

Work carried out and results obtained

In early 2022, we did reconnaissance field work to get a detailed overview of the outcrop situation at Irchel. In addition, we focussed on the Hasli Formation and evaluated the suitability of the gravels at the identified outcrops for isochron-burial dating. As our project goals prescript the sampling of the

gravels underlying and overlying the Hasli Formation, special focus was put on outcrops where a Gravel/Hasli Formation/Gravel sequence was clearly exposed. To assure a successful isochron-burial dating, we prioritise collecting clasts of different lithology, shape, and size from the same horizon (chronozone). Because, to calculate an isochron-burial age, the collected clasts should have the same post-burial history but a different pre-burial history. Based on results of the reconnaissance fieldwork, we selected eight sites for isochron-burial dating, three sites for opening trenches and three drilling sites. The sampled outcrops are: Hochwacht; Schartenflue; Wilemer Irchel; and Amselboden (Figures 2 and 3). As the gravels underlying the Hasli Formation at Hochwacht and Schartenflue were already dated by [12], we only sampled the gravels underlain by the Hasli Formation. At Wilemer Irchel (Figure 3), we completed the sampling of the gravels above and below the Hasli Formation. At Amselboden, we sampled gravels underlying the Hasli Formation. The three trenches are planned to be opened at the sites Rütelbuck, Amselboden, and Wilemer Irchel (Figure 2). The locations of the planned drilling sites are situated at Hochwacht; Wilemer Irchel; and Irchelboden (Figure 2). For the drillings and the trenches permissions from the local and cantonal authorities are required. The permission request was submitted to the municipality at the beginning of November 2022.

In 2022, a total of 99 samples were collected for isochron-burial dating at five sites: 19 at Hochwacht, 14 at Schartenflue, 24 at Amselboden, 22 at Wilemer Irchel from the gravels above the Hasli Formation, and 20 at Wilemer Irchel below the Hasli Formation. The lithologies of the collected clasts are quartzite, vein quartz, granite, gneiss, Glarus Verrucano, sandstone, and conglomerate. At each site, a sediment sample composed of at least 50 small quartz pebbles was taken. For the samples of the same lithology, we made sure that they differ in size and in shape. In 2022, 58 samples were crushed and leached. After the leaching process, 1 to 2 g of the sample

was dissolved to determine the total Aluminium concentration with Inductively Coupled Plasma Optical Emission Spectrometry (ICP-OES). Because of the very low nuclide concentrations in glaciofluvial settings, we aim for low total Al-concentrations (< 50 ppm), to ensure high quality of Accelerator Mass Spectrometry (AMS) measurements with low uncertainties (cf. [7]). In total, we prepared 56 aliquot samples for the analysis of total Al concentration. Among these, 8 yielded the required low Al-concentrations and are ready for the extraction of the cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al . 18 samples were excluded due to too high Al-concentrations (> 250 ppm). 15 samples were subjected to additional leaching steps. The ICP-OES analysis of 16 samples are still pending and expected by the end of the year.

Furthermore, the Deckenschotter outcrops at Irchel were mapped and analysed in detail. For the clast petrography, at least 250 clasts were collected at each outcrop to determine their lithology and relative abundance. The clasts were collected blind to avoid optical biases [cf. 15]. The clasts were then petrographically classified into the following lithology classes: light-coloured limestone, dark-coloured limestone, siliceous limestones, vein quartz, quartzite, chert, radiolarite, sandstone, conglomerate, dolomite, and crystalline [after 15]. The preliminary results of our analysis of the clast petrography when combined with the existing clast petrographical analyses points towards a potential identification of some gravel units. In addition, 100 clasts from the same lithology were collected to calculate a roundness and a flattening index [after 16], to get more information on the transport mechanism.

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



Figure 3: Field pictures of the sampling sites at Wilemer Irchel. **A:** Gravels underlain and overlain by the Hasli Formation. Black line indicates the top of the Hasli Formation. Diamonds show the locations of the sampled sites; **B:** The contact between the Hasli Formation and overlying gravels. The black line indicates the boundary; **C:** Close-up view of the sampling location of the gravels overlying the Hasli Formation; **D:** Sampling location of the gravels underlying the Hasli Formation; **E:** Two of the 20 collected clast at this position.

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 higher efficiency [17]. 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 the measurements at other facilities.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

In 2022, fieldwork was conducted to get a detailed picture of the outcrop situation at Irchel. The outcrops were mapped and studied. While being in the field, special attention was paid to the exposures of the Hasli Formation. Based on the field observations and the previous studies at Irchel, locations for isochron-burial dating, shallow trenches, and boreholes were selected. At five localities, sampling was successfully accomplished. After the field campaign, our sample collection comprises a total of 99 samples. Out of these 58 samples were selected for the quartz purification process. Furthermore, all the documents were prepared for the permission applications, which were submitted at the beginning of November. In 2023, we will complete the mapping and sedimentological analyses in the field. Early next year, we will start drilling and trenching campaigns as soon as permits are granted. The sediments freshly exposed in shallow trenches and cores from the boreholes will be documented and described in detail. Then they will be sampled for isochron-burial dating and the sediment analyses. The sample preparation and quartz purification will be continued. Finally, the samples with the lowest Al-concentrations will be chosen to extract the ^{10}Be and ^{26}Al . The concentration of the cosmogenic nuclides will be measured on the AMS facilities at ETH Zurich and subsequently isochron-burial ages will be calculated. All the obtained results will then be incorporated in a map indicating the different gravel units present at Irchel as well as the timing of the gravel accumulation. This will allow us reconstructing the gravel units in 3D and understanding their evolution over time. Furthermore, this 4D reconstruction will provide a more detailed insight into the oldest Quaternary glaciations.

References

- [1] C. Schlüchter: **The deglaciation of the Swiss Alps: A paleoclimatic event with chronological problems.** Bulletin de l'Association Française pour l'étude du Quaternaire, 2(3), 141–145, 1988
- [2] L. Du Pasquier: **Über die fluvioglacialen Ablagerungen der Nordschweiz** 1891.
- [3] A. Penck, E. Brückner: **Die Alpen im Eiszeitalter**, Chr. Herm. Tauchnitz, Leipzig, 1909.
- [4] R. Frei: **Monographie des Schweizerischen Deckenschotters** Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 37, 1912.
- [5] T. Bolliger, O. Fejfar, H. Graf and D. Kaelin: **Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugetern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich)** Eclogae geol Helv, v. 89, 1043–1048, 1996
- [6] 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.
- [7] 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.
- [8] 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
- [9] 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.

- [10] A. Claude, N. Akçar, S. Ivy-Ochs, F. Schlunegger, P.W. Kubik, M. Christel, C. Vockenhuber, J. Kuhlemann, M. Rahn, C. Schlüchter **Changes in landscape evolution patterns in the northern Alpine Foreland during the Mid-Pleistocene Revolution** Bulletin of the Geological Society of America, 2019. 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] 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.
- [13] H.R. Graf **Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz** ETH Zürich Dissertation Nr. 10205, 151 pages, 1993.
- [14] C. Schlüchter **Eiszeitliche Lockergesteine – Geologie, Genese, Eigenschaften** Habilitationsschrift ETH Zürich, 1989.
- [15] A. Cailleux **L'indice d'éroulé : définition et première application**. Société Géologique de France, 250–252.
- [16] 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, Hermann Bunes, Sarah Beraus, Marius Buechi, Thomas Burschil, Markus Fiebig, Gustav Firla, Gerald Gabriel, Christopher Lüthgens, Stephanie Neuhuber, Frank Preusser, David Tanner, Sebastian Schaller, Clemens Schmalfuss, Bennet Schuster, Thomas Wonik

Project Partner: Research group «International Continental Scientific Drilling Program – Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP-DOVE)»

Contact phone, E-mail, internet address:

+41 31 684 87 06

flavio.anselmetti@geo.unibe.ch

www.dove-icdp.eu

Duration of the Project: 2021–2024

Abstract

The sedimentary infill of glacially overdeepened valleys (i.e. excavated structures below the fluvial base level) are, together with glacial geomorphology, the best-preserved (but underexplored) direct archives of extents and ages of past glaciations in and around mountain ranges. DOVE Phase 1 investigates five drill-cores from glacially overdeepened structures at several complementing locations along the northern front of the Alps and their foreland. Two of these drill sites, both in the former reaches of the Rhine Glacier, have been successfully drilled in 2021 with excellent core recovery of 95%: The 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 drill-core to 165 m and two nearby flush drill holes. All three boreholes will allow a series of cross-well geophysical experiments. Three 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 Neusillersdorf drill site (5068_4), 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 inner-alpine location in Austria. It recovered almost 900 m of Quaternary sediments.

A large data base is currently assembled (ICDP mDIS) containing all acquired data ranging from wire-line logs, MSCL logs, core scans, and initial core descriptions. This will lay the base for all follow-up analysis. In 2022, most cores were scanned, opened, described and sampled. From all the drill-cores, only 100 m of Site 5068_1 have yet to be opened, which will be achieved by the end of February 2023. At that point, a total of over 1100 m drill-cores and respective data from the five sites in overdeepened valleys will be available. Moreover, the crosshole geophysical survey at Site 5068_1 was successfully completed. The crosshole survey comprises compressional waves and shear wave surveys. Additionally, an inverse walk-around VSP was conducted. Also in 2022, a hydrochemical characterization at Site 5068_1 was performed yielding valuable data on relevant groundwater processes.

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 Alps, overdeepened features are mainly associated with tectonic structures, weak lithologies, and/or Pleistocene ice confluence and diffuence situations. Overdeepening resulted in buried elongated valleys, mainly oriented parallel to former ice flow, and glacially scoured basins in the ablation area of glaciers (Preusser et al., 2010). The role of tectonics is still to be assessed, as regional differential up-

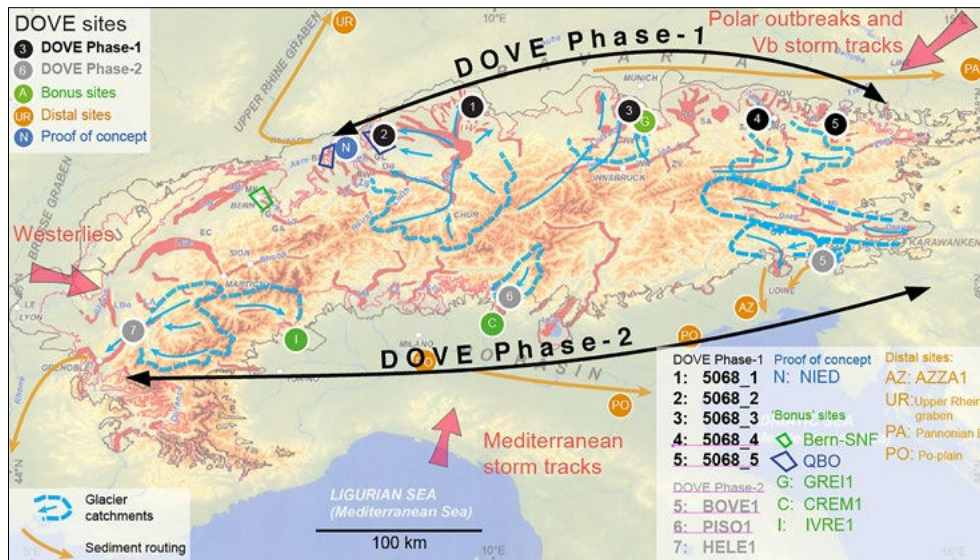


Figure 1: Location of primary DOVE Phase-1 sites (black), Nagra QBO sites (blue areas), Phase-2 sites (grey), and bonus sites (green) in the Alpine region with limit of the Last Glacial Maximum (pink line), maximum limit of Pleistocene glaciation (black line), location of overdeepened structures (red) and pathways of major moisture sources (red arrows) (after Preusser et al. 2010). Indicated are glacial catchments feeding into the drill sites (dashed blue lines) and main paleo-ice flow directions (blue arrows). Orange sites indicate distal continental basins that lie in the fluvial sediment pathways (arrows) and provide a more continuous but indirect record of glaciations. Site AZZA1 will be drilled outside DOVE budget as distal bonus site.

lift, fold growth, and active thrusting might induce drainage changes and promote or prevent overdeepening.

In the context of an overarching ICDP (International Scientific Continental Drilling Program) drilling program DOVE Phase-1 (Drilling Overdeepened Alpine Valleys), five drill sites have been selected based on the complexity of the sedimentary infill, as known from previous boreholes and geophysical data (Fig. 1). Data from these five sites and other "bonus sites" embedded in the larger DOVE frame (Fig. 1) will be combined with published information, derived mainly from geomorphological and outcrop studies, to establish a pan-alpine picture of Quaternary glaciations and environmental change. Funding granted by ICDP, ENSI and other partners allows the drilling of two sites (Tannwald D and Basadingen CH). Cores from two sites in Bavaria (Schäftlarn and Freilassing) will be provided by Bavarian Environment Agency (LfU). One deep core in an inner-alpine overdeepening (Bad Aussee, A) is provided by Austrian partners and will also be integrated in DOVE. The QBO sites drilled by Nagra between 2018 and 2020 are analyzed at the Universities of Bern (Anselmetti) and Freiburg (Preusser), based on already granted additional funding. While these sites are closely related to specific questions within the frame of the siting of the Swiss nuclear

disposal, the team and the information gathered will be integrated in the present project. Together, more than 20 sites are included in DOVE Phase-1. In addition, ICDP has signaled to provide funding for the remaining four DOVE sites along the southern transect (DOVE Phase-2), if DOVE Phase-1 is successful and matching funds can be secured.

The **major scientific questions** of this project are:

Q1) What was the timing and extent of past Alpine glaciations? The questions of how many glaciations occurred in the Alps and when they started are highly controversial, but of fundamental importance to understand the Quaternary dynamics of natural climate and environmental change. Investigating cores will provide major new insights as they comprise sediments and erosional features that are rarely accessible in outcrops. Furthermore, the timing and extent of past glaciations could vary substantially along and across the Alpine arc. To date, very few projects have applied multi-disciplinary approaches, and collaboration between scientists from different regions has been rather limited. As a consequence, only an international initiative comprising various case studies on the scale of an entire mountain range will yield sufficient ('non-local'), homogenous information. The key will be to identify cycles of erosion, glacial deposition,

and post-glacial infill by means of sequence stratigraphy, establish reliable age control, and relate them to regional and global records (i.e. marine isotope stages, MIS).

Q2) How did atmospheric circulation patterns control ice flow across the Alps? The Alps were situated in a particular setting with regard to past atmospheric circulation, and a southward shift of the polar front turned the northern foreland into an Arctic desert, while the southern foreland still received sufficient precipitation to support local forests. This likely caused substantial differences in glacial advances, on both temporal and spatial scales that are poorly understood. Hinderer et al. (2013) suggest that higher humidity led to stronger glacial conditioning and topographic accentuation of the Western Alps, which is reflected in an approximately threefold higher, 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 influ-

ence 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 timescales. Investigating the bedrock contact will help to illuminate the process of overdeepening. Observations so far have distinguished simple surfaces, several surfaces with dislocated bedrock, and massive diamicts (LGRB 2015). DOVE will build upon these results with systematic investigations and by integrating sedimentological and geophysical data.

DOVE will be accompanied by a series of **geophysical investigations**, before and after the coring, that will be carried out to extend the punctual information provided from boreholes into 2D/3D. In the last years, the sites Tannwald and Basadingen were covered by high-resolution seismic site surveys that imaged a rich seismic stratigraphic architecture of the trough fill and allowed ideal drill site location (Burschil et al. 2018; Brandt 2020). The geophysical exploration work will be closely linked to borehole information to develop a deeper understanding of the origin of rock physical contrasts and, thus, the origin of geophysical signatures. For sites without boreholes, this will assist the geophysical interpretation in terms of valley formation and sedimentological processes. For sites with boreholes, geophysics will upscale 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)

As of beginning of December 2022, half of the drill-cores, from 68 m below surface down to the contact with the Molasse at 152 m, were scanned, opened, described and tested geotechnically at the University of Bern. Sampling for optically stimulated luminescence (OSL), cosmogenic nuclides, pollen/macroe remains and geochemistry is currently ongo-



Figure 2:
Layout of geophysical field equipment at Site 5068_1 Tannwald (Photo by Hermann Bunes).

ing so that first sample batches will be sent to the respective laboratories by the end of 2022.

At the drill site, the main phase of geophysical experiments was completed: The three boreholes at drill site 5068_1 Tannwald, which are arranged as an isosceles triangle with short edges of 28 m in N-S and W-E direction, provide a set-up for seismic crosshole experiments. These experiments aim to detect and quantify seismic anisotropy and interpret this in terms of sedimentation processes. Surface-seismic investigations could not resolve this property due the predominantly vertical travel paths of the seismic waves; low frequencies in surface methods further limit resolution. However, the crosshole geometry and high frequency borehole sources overcome these obstacles. In 2022, comprehensive field experiments were conducted. Compressional waves (P-waves) were excited using a borehole sparker and recorded by a 24-station hydrophone string; for shear wave (S-wave) surveys, SH- and SV-sources produced polarized S-waves that were registered by an 8-station three-component geophone string. Additionally, three-component surface geophones were employed along profiles between boreholes. Further geophones were set up in a circle around borehole B for an inverse walk-around vertical seismic profiling (VSP).

Seismic anisotropy will be investigated by means of polarization analysis and the in-

verse walk-around VSP will provide information about azimuthal anisotropy. Subsurface models of the geology between the three boreholes will be obtained by traveltome tomography and refined by full-waveform inversion. First data analysis shows waveforms with a high frequency content, which promises subsurface models with an increased resolution with respect to surface seismic methods. However, lower frequencies, which are important for the proper convergence of a full-waveform inversion are absent and therefore present a challenge for the inversion process.

Groundwater samples for hydrochemical characterization from Site 5068_1 showed an oxygen-free, low-conductivity groundwater with about half the mineralization of near-surface waters in the alluvial terraces above. Na and F-concentrations are elevated indicating ion exchange typical for tertiary waters. ^{18}O and ^2H -values (-12.31 and -89.5 respectively) show cold-time formation and are presumably not included in present-day water cycle. Further investigations like hydraulic testing or noble gas estimation could not be carried out due to restrictions in borehole development and finances.

b) Drill site Basadingen (Switzerland): (ICDP No. 5068_2)

After the successful completion of the drilling phase in October 2021, we focused on the initial core description and analysis in

2022. In a first step, each core section from drill hole BASA-A (ICDP-5068_2-A) was cut, opened, and split lengthwise into an archive half for non-destructive analyses and a working half for invasive sampling. The sediments in the archive halves were then photographed, described and documented in a log sheet, and tested with pocket penetrometer and vane-shear tests for estimation of geotechnical parameters. In addition, clast samples and smear slides were taken for a first assessment of the fine and coarse fraction composition and provenance. X-ray computed tomography (CT) scans for better sediment characterization and potential 3D analysis were acquired of selected core sections using a medical CT scanner at the Institute of Forensic Medicine, University of Bern. Furthermore, regularly spaced samples for grain size distribution and geochemical analyses were taken (e.g., total inorganic carbon (TIC) and total organic carbon (TOC). In addition, samples for pollen analyses, luminescence dating, cosmogenic nuclide dating, and geotechnical analyses were selected in close interaction with the respective experts in the DOVE science team. The analysis of the various samples is now underway. Finally, we constructed the final depth scale and finished processing the multi-sensor core logger (MSCL) data.

The profile consists from bottom to top of several sand-dominated sequences ranging in thickness from a few meters to 10s of meters, separated by gravel-dominated succession of varying thickness, some are showing diamictic interbeds, followed by a thick gravel sequence, and a diamictic layer with the modern soil horizon on its very top. The profile supports the preliminary lithological succession based on the preliminary core catcher-based profile (see last year's report) and seismic interpretation. Although the profile is not yet completed, however, the current state of the profile is already detailed enough to reveal the multiphase character of the drilled sediment. In particular, the larger sand sequences show striking sediment structures such as cross-bedding, faults, and other small-scale deformations. The pro-

cessed MSCL-log data appear very accurate as e.g., cm-scale gravel layers are correlatable between logs and cores. An accurate common scale is the base for later correlation between the sedimentological profile, MSCL- and wire-line log-data, and seismic data.

22 samples for luminescence dating were taken from the 5068_2 Basadingen drill-core. Sampling was conducted from March 2022 to June 2022. Eight samples were chosen to be prepared for luminescence measurements at the University of Freiburg. First test measurements on four samples will be conducted in December 2022 at the University of Natural Resources and Life Sciences Vienna (BOKU) to assess the further luminescence measurement strategy. One sample for cosmogenic nuclide dating from a depth of 252 m was transferred as well to BOKU. Hand-picked gravel-sized quartz was purified and digested in preparation for accelerator mass spectrometry (AMS) measurements.

c) Drill site Schäftlarn (Germany) (ICDP No. 5068_3)

The lithological description of the 5068_3 Schäftlarn drill-core showed 198.8 m of Quaternary sediments, no Upper Freshwater Molasse was reached (Fig. 4). The drill-core can be divided into remnants of diamicton (198.8–198.5 m) at the base, overlain by silty sands with frequent dropstones (198.5–184 m), again overlain by partly laminated silt (184–170 m), fine sand interlayered with silt and dropstones (170–158 m) and partly laminated silt with decreasing presence of dropstones (158–115.5 m). The sequence is topped by sandy-silty gravel with upcore increasing matrix (115.5–6 m) and a clast-supported diamicton (6–0 m) below the surface.

Sampling for grain size, organic and inorganic carbon content and pollen analysis was conducted in LfU's drill-core repository from late March to early April 2022. All samples were taken in a 1 m grid from 115 to 198 m. Grain-size samples are currently being measured at the sedimentology laboratory at the University of Freiburg. TOC and TIC samples are undergoing sample preparation at BOKU for measurement at the University of Bern.

Pollen samples are currently being analyzed at the Università Milano Bicocca. In early December 2021, ten luminescence dating samples were transported from LfU's drill-core storage facility to the Vienna Luminescence Laboratory (VLL), where they were prepared for luminescence measurements. Sample measurements started in August of 2022 and are still ongoing. Single-grain measurements on potassium-rich feldspar show promising results for the whole depth of the drill-core. Preliminary ages are expected to be presented in early 2023.

d) Drill site Freilassing/Neusillerdorf (Germany) (ICDP No. 5068_4)

In 2022, the 5068_4 Neusillerdorf drill-core was lithologically reinvestigated (Fig 4). It consists of 117 m of Quaternary sediments and 19 m of Flysch bedrock. The Quaternary sediments can be further divided into a basal diamicton (117–115 m) overlain by silt-sized sediments with red laminations (115–75 m). These are overlain by fine-middle sand sections (75–59.5 m) again overlain by silt-sized sediment sections with lower presence of laminations (59.5–27 m). The section is topped by sandy-gravel/diamicton sediments (27–0 m).

Sampling for grain size, organic and inorganic carbon content and pollen analysis was conducted in LfU's drill-core repository from late March to early April 2022. Grain size and organic and inorganic carbon content samples were taken in a 1 m grid from 25 to 116 m. Pollen samples in a 5 m grid from 30 to 110 m. Grain-size samples are currently being measured in the sedimentology laboratory at the University of Freiburg. TOC and TIC samples are undergoing sample preparation at BOKU for measurement at the University of Bern. Luminescence dating measurements for the 5068_4 drill-core were carried out from October 2021 to June 2022 (Fig. 3). The luminescence dating approach of combining single-grain measurement techniques and the pIRIR225 measurement protocol yielded outstanding preliminary results. In September 2022, the team of the Vienna Luminescence Laboratory was able to present the

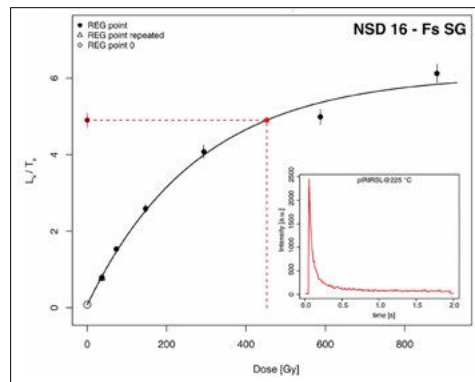


Figure 3: Representative dose response curve and shinedown curve from 5068_4 Neusillerdorf drill-core at ~70 m.

first finite ages of the 5068_4 drill-core at the DEUQUA 2022 conference in Potsdam (Firla et al. 2022).

e) Drill site Bad Aussee / Reitern 1 (ICDP No. 5068_5)

Starting in January 2022, the drill-core, which is stored inside the active salt mine of Altaussee, was reinvestigated sedimentologically and sampled. Some of the core boxes were buried under or destroyed by rubble falling from the roof of the mining gallery and thus could not be investigated. Overall, 40 meter-sections of the core from the intervals 0–400 m and 749–880 m and 40 bags containing drill cuttings from the interval 400–749 m were accessible. The initial phase of sampling and core description was completed in early June 2022. In combination with the published profile from van Husen & Mayr (2007), an overview profile of the drilling was compiled (Fig. 5). The drill-core can be subdivided into the following units: 1) matrix-supported diamicton (0–67 m), 2) gravel with variable content of sand (67–236 m), 3) interbedded silt and fine to medium sand (236–460 m), 4) sand with layers of gravel (460–582 m), and 5) silt and clay with layers of fine sand and dropstones (582–880 m). With a spacing of 1 m, samples for grain size, organic and inorganic carbon analysis were taken. Grain-size samples are currently being measured in the sedimentology laboratory at the University of Freiburg. Organic and inorganic carbon samples are undergoing sample preparation at BOKU for measurement at the University of Bern. Sampling

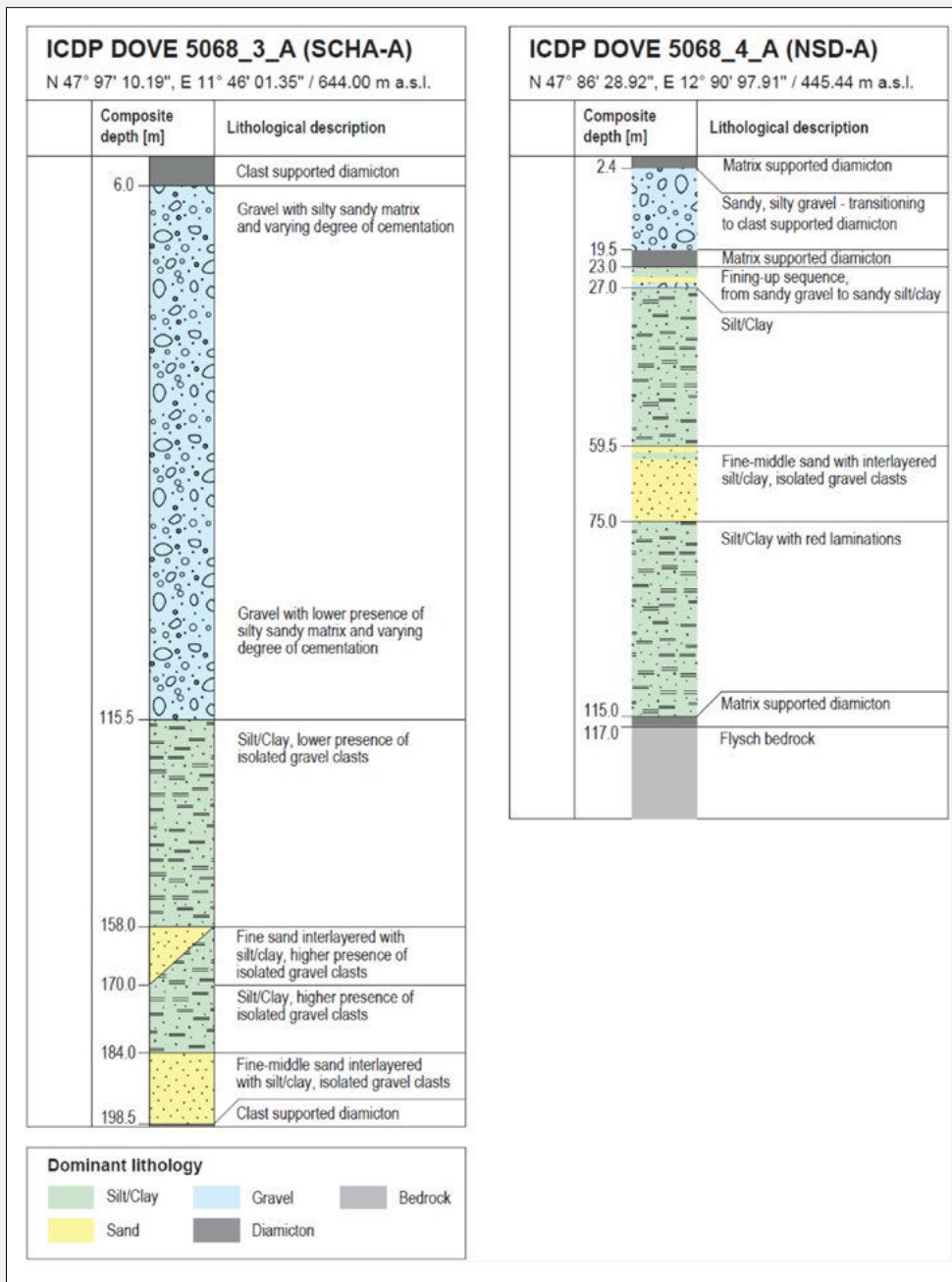


Figure 4:
Lithological description of the drill-cores 5068_3 Schäftlarn and 5068_4 Freilassing/Neusillersdorf.

for luminescence dating purposes was conducted in late May to early June 2022. 24 samples were transported to the VLL and 10 samples were selected for the first measurement batch. Samples are currently being prepared for measurement. The enrichment of potassium rich feldspar is challenging because of unexpected amounts of gypsum and anhydrite that cannot be separated efficiently with standard luminescence dating sample preparation steps. This issue will be addressed in January 2023 by an additional preparation step. First test measurements at a depth of 775 m show promising results. Five samples for cosmogenic nuclide dating were taken in June 2022. Out of these, two are currently being processed at BOKU in Vienna. The samples from depths of 312 and 876 m, which consist of gravel-sized quartz and quartz-bearing fine to medium sand respectively, were purified and digested. AMS measurements will be performed at the University of Vienna VERA accelerator in 2023. The results will allow us to assess the applicability of this dating method for the different sample materials in this geological setting. During the summer of 2022, field mapping was conducted in the areas surrounding the drill site. Outcrops of the stratigraphic units observed in the upper part of the drill-core could successfully be identified and will be investigated in detail and considered for further sampling in 2023.

ICDP-DOVE

- University of Bern, Switzerland (Flavio Anselmetti, CO-PI; Marius Buechi; Sebastian Schaller).
- University of Freiburg, Germany (Frank Preusser, CO-PI; Bennet Schuster).
- Leibniz Institute for Applied Geophysics (LIAG) Hannover, Germany (Sarah Beraus; Hermann Bunes; Gerald Gabriel, CO-PI; David Tanner; Thomas Wonik).
- University of Natural Resources and Life Sciences Vienna Vienna (BOKU), Austria (Markus Fiebig, CP-PI; Gustav Firla; Christopher Lüthgens; Stephanie Neuhuber; Clemens Schmalzfuss).

National Cooperation

- Eawag Dübendorf: Collaboration in context of noble-gas dating of pore waters (Yama Tomonaga, Rolf Kipfer).
- University of Geneva: Collaboration in context of geomicrobial sampling.

International Cooperation

- 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 Paleoecologia, Università Milano Bicocca, Italy: cooperations in context of screening organic macro remains of drill-cores (Cesare Ravazzi)
- Kiel University (Germany), Institute of Geosciences: (Dr. Daniel Köhn)
- Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR, Germany): (Dr. Thomas Burschil)

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

DOVE Phase-1 was continued successfully: most of the drill-cores were scanned, opened, described and sampled. The various involved laboratories now started measurements so that drill-core analysis is in full swing. Moreover, the main part of the geophysical crosshole experiments at Tannwald (Site 5068_1) was successfully completed. Overall, core-opening, sampling and describing required more time than anticipated, as requirements for open-science and data repository policies (mDIS/ICDP) are time-consuming. In turn, all DOVE Phase 1 data will be available on public servers with an initial data moratorium period allowing the DOVE team to complete its research in an efficient manner. In addition to the bi-weekly online meetings, the DOVE science team met in spring 2022 in Bern and autumn 2022 in Freiburg

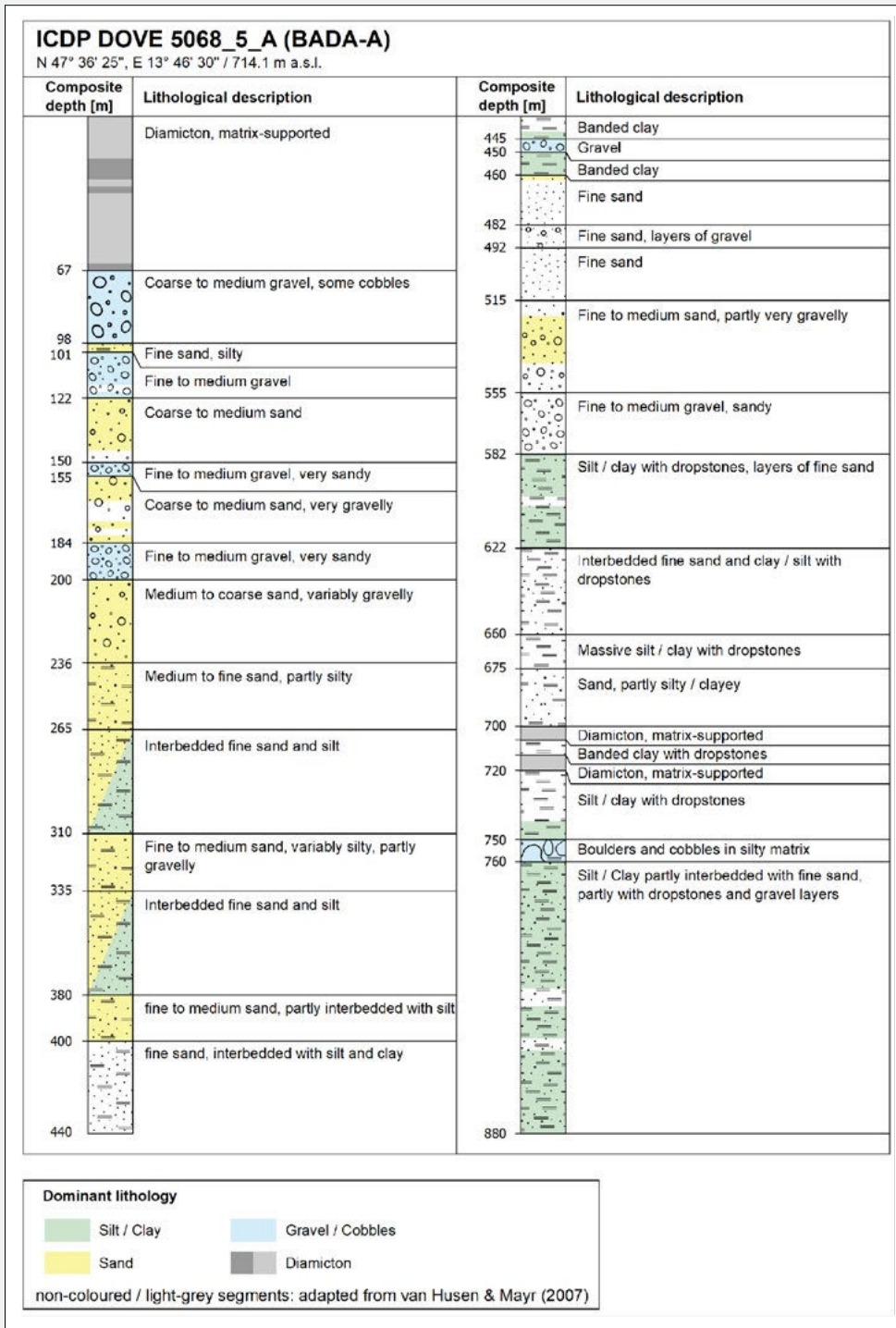


Figure 5: Lithological description of the drill-core 5068_5 Bad Aussee.

to discuss progress and work plan fostering critical synergies.

By the end of February 2023, the remaining cores from all sites will be opened, described and sampled so that all drill cores will then be available for the various analytical program. In spring 2023, the science team will gather at LIAG in Hannover to discuss all relevant DOVE subprojects and cooperations. In July 2023, most DOVE members meet in Rome for the INQUA conference where dedicated overdeepening and drilling sessions will host many DOVE contributions. Also in 2023, BGR and LIAG will acquire new reflection seismic data at the drill sites Schäftlarn and Bad Aussee. They intend to improve the characterization of the sedimentary succession of overdeepened Alpine valleys by combining high-resolution seismic reflection imaging and full waveform inversion.

Publications

Anselmetti, F.S., Bavec, M., Crouzet, C., Fiebig, M., Gabriel, G., Preusser, F., Ravazzi, C. and DOVE scientific team 2022. Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP-DOVE): Quantifying the age, extent and environmental impact of Alpine glaciations. *Scientific Drilling* 31, 51–70.

Abstracts

■ Anselmetti, F. and Buechi, M. and the ICDP-DOVE Team. Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP-DOVE) 2022. Age, extent and environmental impact of Alpine glaciations. EGU General Assembly, 23.–27.05.2022; Vienna, Austria.

■ Beraus, S., Bunes, H., Burschil, T., Köhn, D., Tanner, D.C., Gabriel, G. and DOVE scientific team 2022. Seismic crosshole investigations at the Tannwald drillsite (ICDP DOVE project). IODP/ICDP colloquium, 01.–03.11.2022; Potsdam, Germany.

■ Firla, G., Lüthgens, C., Schmalfluss, C., Neuhuber, S., Fiebig, M. 2022. Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP-DOVE) – Revisiting the geochronology of a drill-core in the glacially overdeepened basin underneath Neusillerdorf, near Freilassing Bavaria using single grain feldspar luminescence

dating. DEUQUA, 25.–29.09.2022; Potsdam, Germany.

■ Schmalfluss, C., Firla, G., Lüthgens, C., Neuhuber, S., Fiebig, M. 2022. Early results from the ICDP project DOVE (Drilling Overdeepened Alpine Valleys) 2022: Revisiting the Hole of Bad Aussee. PAN-GEO, 10.–13.09.2022; Leoben, Austria.

■ Tanner, D.C., Schuster, B., Schaller, S., Buechi, M.W., Gabriel, G., Preusser, F., Anselmetti, F.S. and DOVE scientific team 2022. ICDP project “Drilling Overdeepened Alpine Valleys” (DOVE) – status re-port of boreholes drilled in 2021. IODP/ICDP colloquium, 01.–03.11.2022; Potsdam, Germany.

References

■ Burschil T., Bunes H., Tanner D., Wielandt-Schuster U., Ellwanger D., Gabriel G. 2018. High-resolution reflection seismics reveal the structure and the evolution of the Quaternary glacial Tannwald Basin. *Near Surface Geophysics* 16, 593–610.

■ Brandt A.-C., 2020, Erkundung des alpinen, glazial-uübertieften Basadingen-Beckens mithilfe von P-Wellen-Seismik. BSC Arbeit Leibniz Universität Hannover.

■ Hinderer M., Kastowski M., Kamelger A., Bartolini C., Schlunegger F. 2013. River loads and modern denudation of the Alps – A review. *Earth-Science Reviews* 118, 11–44.

■ van Husen, D., Mayer, M. 2007. The hole of Bad Aussee, an unexpected overdeepened area in NW Steiermark, Austria. *Austrian Journal of Earth Sciences* 100, 128–136.

■ LGRB (Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau Baden-Württemberg) 2015. Lithostratigraphische Entwicklung des baden-württembergischen Rheingletschergebiets: Übertiefe Becken- und Moränen-Landschaft. LGRB-Fachbericht 2015/4.

■ Preusser F., Reitner J., Schlüchter C. 2010. Distribution, geometry, age and origin of overdeepened valleys and basins in the Alps and their foreland. *Swiss Journal of Geosciences* 103, 407–426.

Clustering 2D geomechanical models based on fault detection using image processing tools

Author and Co-author(s):

Anthony Adwan, Bertrand Maillot,
Pauline Souloumiac, Christophe Barnes,
Pascale Leturmy

Institution: CY Cergy Paris University

Address: Maison Internationale
de la Recherche (MIR), 1, rue Descartes
95000 Neuville-sur-Oise / France

Phone, E-mail, Internet address:
+33 1 34 25 73 51; <https://gec.cyu.fr/>

Duration of the Project: 3 years

Abstract

We conduct a series of simulations of the stress field in a kilometric scale model using a 2D implementation of Limit Analysis (LA). The model studied is a generic fault cored developed over a basal décollement. We performed 100 simulations varying the décollement and the fault friction angles. The goal is to develop an automatic analysis of the numerical outcomes that will group the results in clusters of similar predicted failures. We first subject our models to mathematical transformations in order to identify the locations where the Coulomb yield criterion is verified. Afterwards, by adopting the Hough transform, we detect the number and positions of fault lines. In the second step, we regroup our models based on these rupture modes (number and positions of faults) using an automatic clustering algorithm. The results obtained show the existence of seven model behaviours (clusters) based on the rupture patterns obtained. They are qualitatively consistent with the well-known results of the critical Coulomb wedge theory linking thrust location to major geometrical changes.

Project goals

In recent years, with the technological advances, performing large analytical calculations is less restraining, leading to the wide

adaptation of numerical modeling and simulations (Hart 2003). Not only do these techniques offer the possibility to investigate the influence of different parameters over geological processes, but they also help to define potential boreholes, caverns instability, fault activation and creation as well as monitoring the expected strains in a given region for a relatively low cost (Hergert et al. 2015, Ziegler and Heidbach 2020). Currently, the primary approaches for subsurface state studies are two-dimensional (2D) or three-dimensional (3D) numerical simulations employing either continuous methods such as the Boundary Element Method (BEM), the Finite Element Method (FEM) and/or discontinuous methods such as the Discrete Elements Methods (DEM) and the Discrete Fracture Network Method (DFNM) (Jing 2003, Shapka-Fels and Elmo 2022). While BEM models are generally restricted to elastic analysis, the capability of FEM models to successfully mimic elastic/plastic yielding of rock masses (e.g., slope) is quite elevated yet, they remain ill-suited to understanding progressive brittle failure. On the other hand, DEM models are better adapted for studying deformations along joints regulated by a mechanical criterion (e.g., Mohr-Coulomb) and can indirectly replicate brittle failure processes, but are extremely more time consuming. The benefits of using numerical analysis far surpasses the above stated limitations and yet two main challenges remain. The first is the uncertainties related to the lack of geological and mechanical information while the second revolves around finding a way to interpret the huge amount of data obtained from parametric analyses

We conduct a 2D parametric sensitivity analysis using the theory of Limit Analysis (LA) (Salençon 1974; Salençon 1983). By focusing on the onset of rupture, LA requires fewer parameters than FEM or DEM approaches,

making it well suited for structural geological applications where one needs only to define friction angles and cohesions (Adwan et al., 2021).

The kilometric scale model adopted in this study (Table 1) represents a generic fault cored anticline prolonged by a wedge at the back. Based on the critical coulomb wedge theory (Dahlen 1990), it was determined that the main constraint in such a system revolves around the balance between the wedge, characterized by its geometry and strength, and the basal friction angle (Davis, Suppe, and Dahlen 1983; Dahlen, Suppe, and Davis 1984). Thus, studying such a model requires preliminary data on the slope angle, basal dip and overall material constitution. Yet, as stated previously, seismic profile interpretations at depth remain difficult if borehole data are sparse (Koge et al. 2021).

In an attempt to account for such uncertainties, we vary the basal and fault friction angles simultaneously 100 times. Each case is henceforth referred to as a simulation. The aim is to determine the influence of the uncertainties related to these two parameters over rupture propagation. But performing statistical analysis over a large data set is a tedious endeavor explaining the tendency to partition this data into different homogeneous categories and subsets. Whether working in machine learning, image analysis or data mining, clustering is a mandatory technique for deeper results exploration and better evaluation. Before adopting such a method, one must understand the different approaches available. Hard clustering allocates a data point to a single cluster, while soft (or fuzzy) clustering calculates the probability of a point to belong to several clusters. These two main tendencies, can be regrouped into two main clustering techniques: hierarchical and partitioning clustering (Jain, Murty, and Flynn 1999). The partitioning algorithms determine all groups

at the same time while the hierarchical ones produce a series of nested clusters by either applying an agglomerative (merging the separated predefined clusters into larger clusters successively) or divisive approach (starting with the full data set and dividing it into smaller clusters).

We develop a divisive hierarchical clustering algorithm and we define the Coulomb yield function as our main clustering criterion. Using this approach, we are able to determine every failure scenario and constrain it in a range of fault and basal friction angles, thus allowing us to perform a wider interpretation. In what follows, we present the 2D model, the image processing and the clustering algorithm. We show the results obtained for 100 simulations used for testing the validity of this approach. Afterwards, we discuss the importance of clustering and its advantages.

Work carried out and results obtained

1. Methodology

1.1 Model setup

The 2D generic geological prototype used in this study (Table 1) corresponds to a typical fault-cored anticline. It is formed by an accretionary wedge with a 3° topographic slope, leading to a decrease in thickness from 3.75 km to 2.55 km. This model extends to 32.5 km in length, and consists of a bulk Coulomb material with a specific density of $\gamma = 25.5 \text{ kN/m}^3$, a cohesion of $c_{\text{bulk}} = 15 \text{ MPa}$ and a friction angle $\phi_{\text{bulk}} = 30^\circ$. The base of the model, called the décollement, is planar, rigid and cohesionless ($c_{\text{Décollement}} = 0 \text{ MPa}$). The prototype also presents a cohesionless inherited fault (ϕ_{Fault} with a 30° dip angle).

1.2 Parametric variation and practical implementation of Limit Analysis

The core of our analysis is the variation of the basal and fault friction angles. For the 2D

Simulations	Bulk	Décollement	Fault plane	Model dimensions	Model layout
2D	$\gamma = 25.5 \text{ kN/m}^3$ $c_{\text{bulk}} = 15 \text{ MPa}$ $\phi_{\text{bulk}} = 30^\circ$	$c_{\text{Décollement}} = 0 \text{ MPa}$ $\phi_{\text{Décollement}} = \text{vary}$	$c_{\text{Fault}} = 0 \text{ MPa}$ $\phi_{\text{Fault}} = \text{vary}$	Height: 2.55 to 3.75 km Length: 32.5 km Width: –	

Table 1: Detail of the model layout with respect to parametric variations.

models studied in this report, we perform a full LA calculation using the conic based algorithm of the commercial software Optum G2 (Krabbenhøft and Lyamin 2014). The fault and décollement are represented as contact surfaces (shear-joints) allowing slip based on Coulomb's friction law. We define our boundary conditions in order to replicate a compression regime. Normal supports are adopted at the frontal edge of the model while fixed supports were used for the bottom limits. We apply an unknown force over the rigid back-wall and we add a hinge in order to lock any possible wall rotation. The essence of this exercise is to search for the optimal back-wall compressive force provoking model failure. The solution is constructed in two parts. The kinematic approach finds an optimal velocity field associated to an upper bound of the force, and the static approaches finds an optimal stress field associated to a lower bound of the force. We focus here on the lower bound solution since we are more interested in the stress field than the velocity field. The advantage presented by this method is the possibility to account for existing faults with basically minimal constraints over the calculation steps. The disadvantage is that, with the current state of the software, using shear joints does not allow us to fully extract the stress tensors over their defined shear-planes (this point will be discussed further later on in the report). Based on intensive convergence tests, whether it is adaptive, or a normally distributed meshing, we decide on 10000 triangular elements for the 2D models as the most optimal (time/precision) meshing. We vary the friction angles based on a normal distribution function (NDF). We automate the full application, from creating the model to generating the stress tensors and processing the results using MATLAB codes.

2. Defining Descriptors

2.1 Coulomb-Yield criterion

Figure 1-a shows a representation of the Mohr circle with a Coulomb failure envelope. The aim here is to calculate the value of the yield function d for a given type of soil. Let c be the cohesion of the material in question and

its friction angle. We consider R as the radius of the Mohr-Coulomb circle and so it can be written as follows:

$$R = \frac{\sigma_1 - \sigma_3}{2} \quad (1)$$

From simple trigonometry we can write:

$$\sin(\varnothing) = \frac{d + R}{D} \quad (2)$$

Knowing R and \varnothing , we still need to calculate D in order to find d . Again, using basic trigonometry, we can identify D as follow:

$$D = \frac{\sigma_1 + \sigma_3}{2} + \frac{c}{\tan(\varnothing)} \quad (3)$$

Finally, we can write:

$$d = \frac{\sigma_1 + \sigma_3}{2} \sin(\varnothing) + c * \cos(\varnothing) - \frac{\sigma_1 - \sigma_3}{2} \quad (4)$$

Equation 4 can be adjusted depending on the stress convention adopted whether in traction or compression. Since we are using the geotechnical software Optum CE, we adopt the engineering convention where the principal stress values are negative for a compression regime. Thus, the values of d obtained are negative. At rupture, d tends to zero and the failure envelope is tangent to the Mohr-Coulomb circle, highlighting a failure zone in which the creation of a fault or a back-thrust is expected (Figure 2-1). Our main interest is to determine these failure zones, so we only need to focus on the lower yield values. Therefore, we adjust our yield function using the Cauchy norm (Figure 2-2):

$$d_{transformed} = \frac{1}{1 + \left(\frac{d}{\varepsilon}\right)^2} \quad (5)$$

where ε is taken as 0.001. For higher values of d , $d_{transformed}$ tends to zero while lower values of d are asymptotic to one.

2.2 Image processing using Hough transform

2.2.1 Hough transform concept

Detecting simple shapes, such as straight lines and circles has always been one of the main goals of image processing. Here we use the Hough transform (Hough 1962) to

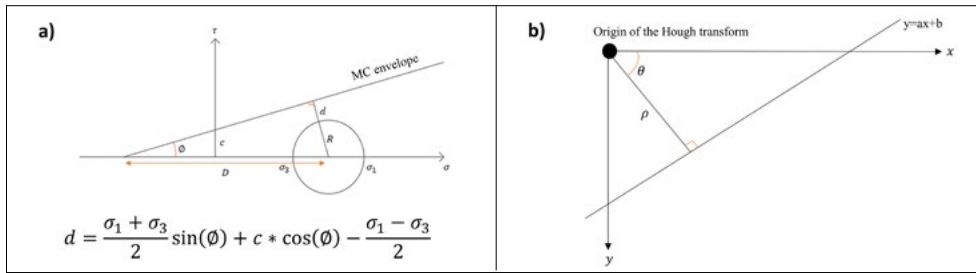


Figure 1:
a) Representation of the Mohr circle with its respective Coulomb envelope. Brittle failure occurs when the distance d tends to zero.
b) Schematic showing the Hough transform angular coordinate system based on Hesse's normal form.

detect the lines along which rupture will occur. Hough transform is similar to the Radon transform (van Ginkel et al. 2004), but with a different noise handling approach. In fact, the Hough transform requires less filtering and allows the detection of lines regardless of the gaps existing in the initial image. The equation of a straight line $y_i = ax_i + b$ can also be written as $b = -ax_i + y_i$. This means that a line in the image space is represented by a single point $P(a,b)$ in the parameter space and vice versa. Based on this duality, the principle followed by both approaches is quite simple: by defining a line crossing the image, we sum the values of the image along that line. This is repeated for all possible lines crossing the image, within the desired numerical precision. Finally, the actual lines in the image are detected by high values in the (a, b) or (θ, ρ) space since Duda and Hart 1972 extended the Hough method and adopted the (θ, ρ) space (Figure 1-b).

2.2.2 Clustering based on the Hough transform

In order to test the validity of our algorithm, we choose randomly 100 cases from the defined set of data with a mean of 32° and a standard deviation of 0.5° for the fault friction angle while the mean for the basal angle is 10° with a standard deviation of 2.5° . Figure 2 shows all the steps of the automatic clustering starting by the result of the LA simulation in terms of the yield function (Figure 2-1) and ending by the different clusters found. After applying the Cauchy norm (Figure 2-2), we focus on the lower values of the Coulomb yield function. Step 3 shows the Hough transform in the space (θ, ρ) . We check for local peaks, then we apply the adequate inverse process to return to the initial

model coordinate system represented in a gray-scale environment (step 4). In the case represented here, we can see that the Hough transform detected a single line illustrating the back-thrust, signaling the activation of the inherited fault. At this point, it is worth mentioning that in Optum G2, defining the fault plane as a shear joint makes it a structural element and so, the stress values related to it cannot be processed while regrouping solid-related results. This is why, we show the inherited faults with a predefined black-line. In what follows, when the fault is determined to be active, we will change its color to white (Figure 2).

After running the Hough transform line detection for the 100 simulations, we search for the cases presenting similar failure behavior. We calculate the intersection of the detected lines with the basal level. Figure 2-5 shows the detected line locations in function of his intersection (x) and of the dip angle. By just looking at the line location repartition, we are unable to regroup our simulations since, each of them is either characterized by one line or a combination of many lines (each represented by a single point in the graph (x, slope)). The only obtainable information is the overall location of the fault systems represented by 2 points in the graph characterized by positive slope values for thrusts and negative values for faults. Rupture is mainly located either to the back of the models, near the existing fault or more to the front. In order to cluster our simulations, we devise a hierarchical clustering algorithm based on two descriptors: number of detected lines for a first step categorization and their positions for a deeper sub-grouping. We average the line location values for each simulation into one theoretical coordinate position. This way

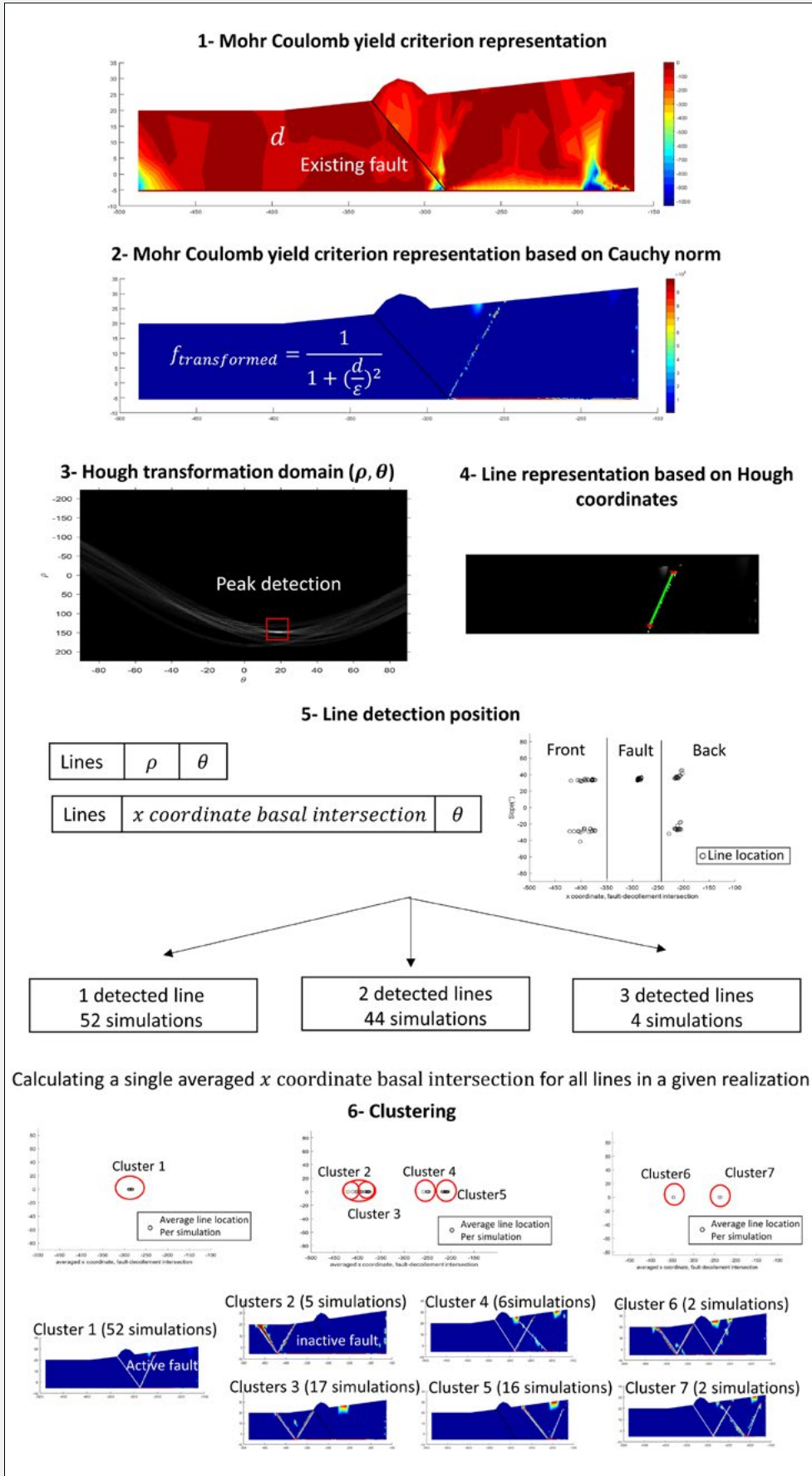


Figure 2: Steps showing the full clustering based on Hough transform.

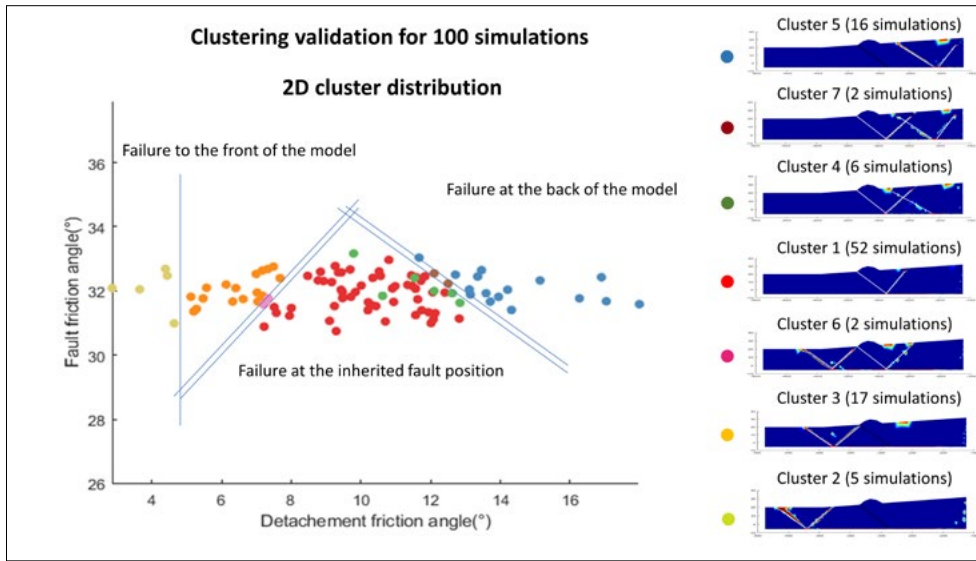


Figure 3: Graph showing the spatial distribution of the 7 clusters found for the 100 testing simulations in function of both fault and basal friction angles. Each cluster is identified by a colour and represented by a dot in the graph. The lines drawn in blue show the limits between each cluster (The model figures show an exaggerated vertical scale).

every simulation is defined by a single coordinate value representing all the lines detected in it (Step 6). To find similarities, an error margin must be defined for the comparison steps. We consider a percentage of the total length of the model as a valid error criterion. By iterating through all the available simulations, we find all the rupture patterns available without prior knowledge of the number of clusters.

3. Results for the 100 simulations

Figure 2 showed that the initial 100 simulations are divided into 3 main groups based on the number of lines detected. 52 cases present a single line while 44 cases show 2 distinct lines and 4 cases are characterized by 3 lines. We define a 1% acceptable error margin for the sub-clustering. The three main groups are divided into 7 different clusters. The cases with one line fall in the same category (Cluster 1) highlighting the creation of a back-thrust in the near middle part of the model. This observation means that the inherited fault is activated, but we cannot detect it for the previously stated reasons. Group 2 with two detected lines shows 4 clusters going from a sub-critical (Cluster 5) to a critical (Cluster 2–3) fault/thrust system passing by a transitional phase (Cluster 4). While clusters 4 and 5 are quite distinct in terms of theoretical average location, clus-

ters 2 and 3 are somewhat debatable. In fact, geologically speaking, these two cases represent the same tendency of a fault system creation between two main geometrical points (the end point of the relief and the contact point between the prism and the horizontal surface) but due to the error margin value chosen, they were divided into two clusters. As for the last main group with three lines, it is divided into two distinct clusters representing two transitional phases between the passage from a sub-critical system to the activation of the inherited fault (Cluster 7) and from the activation of the existing fault to a more frontal failure (Cluster 6).

After obtaining all the clusters, we represent them in function of the initially varying parameters (Figure 3). We can see that the main parameter controlling the different model behaviours obtained is the basal friction angle ($\phi_{\text{decoulement}}$). This is particularly true for low and high values of $\phi_{\text{decoulement}}$ where the wedge is either critical beyond the fault plane or sub-critical. At the same time, for these high values of ϕ_{Fault} the closer we are to the fault zone the higher the fault influence thus explaining the non-vertical limits observed between each behaviour.

4. Discussion and conclusion

It is true that in terms of Geology, the results obtained were expected. In fact, a full analytical study of a perfect triangular wedge can be found in Dahlen et al. 1984 while other studies like Cubas et al. 2008 extended the theory for the cases with added perturbations like triangular reliefs. They showed the strong relation between geometrical aspects and thrust location. This explains the choice of our model, since we are able to verify the validity of our method by comparing the obtained rupture patterns with pre-existing studies. In this report, we focused on varying both basal and fault friction angles and we were able to validate our approach through 100 simulations illustrating 7 clusters going from a sub-critical to a critical wedge based on the activation of the decollement and the propagation of failure. The main objectives achieved here, can be listed as follow:

1. Using image processing tools proved quite promising in the interpretation of 2D geomechanical models. In fact, we were able to locate major fault lines throughout the massive parametric simulations done all the while, considering the uncertainties related to basic mechanical parameters. In addition, this method allowed us to visualize clusters with double fault-thrust systems, reflecting the transition between different rupture patterns (Cluster 6 and 7).
2. Devising a hierarchical clustering algorithm to regroup the different cases seems efficient. The code runs automatically without any prior knowledge of the number of clusters and finds similarities based on the number of lines and their overall location in the model following a chosen error margin. This means that the final output might need a bit of adjustments in case we require less precision (for example, in the validation exercise shown here, we could prefer to join Cluster 1 with Cluster 4 and Cluster 2 with Cluster 3).
3. Representing the determined clusters in function of the original varying parameters brings forth a huge amount of information related to the essential parametric study. For example, we can immediately

link a set of basal and fault friction angles to a given model behavior without the need to perform the full numerical study. Not just that but as we observed, the model behavior can be the same for wider friction angles dispersion and thus for various material types. When assessing the risks in a given area, performing a sensitivity analysis is a basic application. Of course, the uncertainties related to a given parameter are less spread than the study performed here but, by clustering the simulations obtained, we can immediately determine the expected failure zones.

National and international Cooperation

This work is part of the research project between ENSI, swisstopo and CY Cergy-Paris Université.

Assessment 2022 and Perspectives for 2023

In addition, to detecting failure zones and rupture patterns, since the similarities found in each cluster are directly related by the Coulomb yield criterion, the models might exhibit the same stress patterns. Therefore, we plan on comparing the stress field obtained for each cluster and between the different clusters. Finally, we remind that the main aim of our study is to perform a full parametric variation for both 2D and 3D models using LA then applying clustering in order to regroup the similar models. In this report, we only presented the part of the 2D analysis using for verification, while the full 2D and 3D clustering results will be published in two distinct papers.

References

- Adwan, A., Maillot, B., Souloumiac, P., Barnes, C. and Leturmy, P. (2021): Stochastic mechanical analysis of geological structures in NE Switzerland. *ENSI Erfahrungs- und Forschungsbericht 2021, Anhang A*, 377–384.
- Cubas, N., Leroy, Y. M., and Maillot, B. (2008). Prediction of thrusting sequences in accretionary wedges. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth* 113.B12. <https://doi.org/10.1029/2008JB005717>.
- Dahlen, F. A. (1990). Critical taper model of fold-and-thrust belts and accretionary wedges. *Annual Review of Earth and Planetary Sciences* 18.1, 55–99. <https://doi.org/10.1146/annurev.ea.18.050190.000415>.
- Dahlen, F. A., Suppe, J. and Davis, D. (1984). Mechanics of fold-and-thrust belts and accretionary wedges: Cohesive Coulomb Theory. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth* 89. B12, pp. 10087,10101. <https://doi.org/10.1029/JB089iB12p10087>.
- Davis, D., Suppe, J. and Dahlen, F. A. (1983). Mechanics of fold-and-thrust belts and accretionary wedges. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth* 88. B2, 1153,1172. DOI: <https://doi.org/10.1029/JB088iB02p01153>.
- Duda, R. O. and Hart, P. E. (1972). Use of the Hough Transformation to Detect Lines and Curves in Pictures. *Communications of the ACM* 15, 11–15. <https://doi.org/10.1145/361237.361242>
- Hart, R. (2003). Enhancing rock stress understanding through numerical analysis. *International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences* 40, 1089–1097
- Hergert, T., Heidbach, O., Reiter, K., Giger, S. B. and Marschall, P. (2015). Stress field sensitivity analysis in a sedimentary sequence of the Alpine foreland, northern Switzerland. *Solid Earth* 6.2, pp. 533,552. DOI: 10.5194/se-6-533-2015.
- Hough, P. V.C. (1962). Method and means for recognizing complex patterns. U.S. Atomic Energy Commission, Patent NSA-17-008572.
- Jain, A. K., Murty, M. N. and Flynn P. J. (1999). Data Clustering: A Review. *ACM Computing Surveys* 31, 264–323. <https://doi.org/10.1145/331499.331504>.
- Jing, L. (2003). A review of techniques, advances and outstanding issues in numerical modelling for rock mechanics and rock engineering. *International Journal of Rock Mechanics & Mining Sciences* 40, 283–353. [https://doi.org/10.1016/S1365-1609\(03\)00013-3](https://doi.org/10.1016/S1365-1609(03)00013-3).
- Koge, H., Ashi, J., Park, J.-O., Miyakawa, A. and Yabe, S. (2022). Simple Topographic Parameter Reveals the Along-Trench Distribution of Frictional Properties on a Shallow Plate Boundary Fault. *Earth, Planets and Space* (2022) 74:56. <https://doi.org/10.1186/s40623-022-01621-6>
- Krabbenhøft, K., Lyamin, A.V. (2014). *Optum G2. Manual*.
- Krabbenhøft, K., Lyamin, A.V. and Sloan, S.W. (2007). Formulation and solution of some plasticity problems as conic programs. *International Journal of Solids and Structures* 44, 1533,1549.
- Salençon, J. (1974). *Théorie de la plasticité pour les applications à la mécanique des sols*, Eyrolles Paris, 1974, 178p.
- Salençon, J. (1983). *Calcul à la rupture et analyse limite*. Presses des Ponts et Chaussées, 366p.
- Shapka-Fels, T. and Elmo, D. (2022). Numerical Modelling Challenges in Rock Engineering with Special Consideration of Open Pit to Underground Mine Interaction. *Geosciences* 12.5, p. 199. <https://doi.org/10.3390/geosciences12050199>.
- Sibson, R. (1981). A brief description of natural neighbor interpolation. In: Barnett, V., Ed., *Interpreting Multivariate Data*, John Wiley & Sons, New York, 21–36.
- Suppe, J. (2007). Absolute fault and crustal strength from wedge tapers. *Geology* 35, 1127–1130. <https://doi.org/10.1130/G24053A.1>.
- van Ginkel, M., Hendriks, C. L. and van Vliet, L. (2004). A short introduction to the Radon and Hough transforms and how they relate to each other. *Quantitative Imaging Group Technical Report Series*, QI-2004-01, 9p.
- Ziegler, M. O. and Heidbach, O. (2020). The 3D stress state from geomechanical {numerical modelling and its uncertainties: a case study in the Bavarian Molasse Basin. *Geotherm Energy* (2020) 8:11. <https://doi.org/10.1186/s40517-020-00162-z>

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 of Life Management (TWG LM NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Managing Human Resources (TWG-MHR)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Reporting System (IRS)		Allgemein
International Nuclear Event Scale (INES)		Allgemein
Power Reactor Information System (PRIS)		Reaktorsicherheit
Emergency Preparedness and Response Information Management System (EPRIMS)		Notfallschutz
International Nuclear Information System (INIS)		Allgemein
Spent Fuel Research and Assessment (SFERA)		Entsorgung
International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL)	Working Group 4 «Regulators» (WG4)	Reaktorsicherheit
International Decommissioning Network IDN		Stilllegung
Project on Global Status of Decommissioning		Stilllegung
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 Predisposal Management of Radioactive Waste (EGPDMRW)	Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) <ul style="list-style-type: none"> ■ Best Estimate plus Uncertainty 	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) <ul style="list-style-type: none"> ■ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures ■ IAGE Subgroup Seismic Behaviour ■ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing 	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOFF)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Electrical Systems (WGELEC)	Reaktorsicherheit
Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM)		Stilllegung
	Regulator's Forum (RF)	Stilllegung
	Expert Group on Costings for Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (EGCLD)	Stilllegung
	Working Party on Technical, Environmental and Safety Aspects (WPTES)	Stilllegung
NEA Framework for Irradiation Experiments (FIDES)	Governing Board (GB)	Reaktorsicherheit
	Programme Review Group (PRG)	Reaktorsicherheit
NEA International Common-Cause Data Exchange Project (ICDE)		Reaktorsicherheit
NEA Component Degradation and Ageing Programme (CODAP)		Reaktorsicherheit
NEA Fire Incident Record Exchange (FIRE)		Reaktorsicherheit
NEA CABRI International Project (CIP)	Steering Committee	Reaktorsicherheit
	Technical Advisory Group	Reaktorsicherheit
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 (WPNCSS)		Reaktorsicherheit
Internationale Übereinkommen		
Convention on Nuclear Safety (CNS)	Nationale Kontaktstelle (National Contact Point)	Allgemein
Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management	Nationale Kontaktstelle (National Contact Point)	Entsorgung
Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (CPPNM)	Nationale Kontaktstelle (National Contact Point)	Allgemein/Sicherung
Oslo-Paris Commission for the Protection of the Marine Environment of the North-East Atlantic (OSPAR)	Radioactive Substances Committee	Strahlenschutz
Deutsch-Schweizerische Kommission für die Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen (DSK)	Hauptsitzung	Allgemein
	AG1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts « Crise nucléaire »		Notfallschutz
CFS groupe d'experts « dépôt en couche géologique profonde »		Entsorgung
CFS groupe d'experts « Transport »		Entsorgung
Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich		Allgemein
Commissione Italo-Svizzera per la cooperazione in materia di sicurezza nucleare (CIS)		Allgemein
Deep Geological Repositories' Regulators' Group (DGRF)		Entsorgung
Internationale Behördenorganisationen		
Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)	Main WENRA Committee	Allgemein
	Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)	Entsorgung
	Reactor Harmonization Working Group (RHWG)	Reaktorsicherheit
European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	Hauptkomitee	Allgemein
European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)	Plenum	Sicherung
	Working Group on Cyber Security	Sicherung
	Working Group on Transport Security	Sicherung
Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Working Group on Emergencies	Notfallschutz
Association of European Competent Authorities	European Association of Regulators for the Transport of Radioactive Material.	Transporte
European Network on Operational Experience Feedback (EU Clearinghouse)		Reaktorsicherheit

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Arbeitsgruppen in ausländischen Behörden		
Autorité de sûreté nucléaire (ASN)	Groupe permanent d'experts pour les transports	Transporte
STUK Reactor Safety Commission		Reaktorsicherheit
STUK Waste Safety Commission		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK, Deutschland)		Entsorgung
Entsorgungskommission (ESK-EL)	Endlagerung radioaktive Abfälle	Endlagerung
Entsorgungskommission (ESK-AZ)	Abfallbehandlung/Zwischenlagerung	Abfallbehandlung, Zwischenlagerung
Entsorgungskommission (ESK-ST)	Stilllegung	Stilllegung
Reaktorsicherheitskommission (RSK, Deutschland)	Ausschuss Reaktorbetrieb (RSK-RB) Fachgebiet Reaktorbetrieb	Reaktorsicherheit
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
DISCO – Modern spent fuel dissolution and chemistry in failed container conditions (EU-Projekt im Rahmen von Horizon 2020)	End User Group of the DISCO Project (Beratungsgremium)	Entsorgung
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
KIT	Scientific Advisory Board Energy at KIT NUSAFE – nuclear waste management	Entsorgung
Fachverbände und Normenorganisationen		
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
VDI-GEU (Gesellschaft Energie und Umwelt)	Fachausschuss Kraftwerkstechnik ehemals: FA Kerntechnik	Kerntechnik/Entsorgung
American Society of Mechanical Engineers (ASME)	Amerikanischer Ingenieursverband	Maschinentechnik, Anlagenbau
American Society of Mechanical Engineers (ASME), Board on Nuclear Codes and Standards	BPVC German International Working Groups, Section III and Section XI	Maschinentechnik, Anlagenbau
Plattform Menschen in komplexen Arbeitswelten e.V.		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
International Electrotechnical Commission (IEC)	Nuclear Instrumentation	Reaktorsicherheit Strahlenmesstechnik
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions ENSI-FANC		Reaktorsicherheit
KWU Treffen		Reaktorsicherheit
Fachaustausch mit Baden-Württemberg		Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Fachaustausch mit Schweden		Stilllegung

Anhang C: Publikationen und Vorträge 2022

Publikationen

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2021. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2022), S. 60–65
B. Bucher	G. Butterweck, 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 ARM21. PSI-Report No. 22-02, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, 2022. DOI https://doi.org/10.55402/psi:44921
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 2021. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2022), S. 140–144
A. Dehnert	F. S. Anselmetti, M. Bavec, C. Crouzet, M. Fiebig, G. Gabriel, F. Preusser, C. Ravazzi, DOVE scientific team (2022): Drilling Overdeepened Alpine Valleys (ICDP-DOVE): quantifying the age, extent, and environmental impact of Alpine glaciations. Scientific Drilling 31, 51-70, DOI: 10.5194/sd-31-51-2022.
S. Ghadimi, C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, B. Wilding, C. Schneeberger, M. Borgerhoff, M. Stadler, P. Zwicky: Bending Damage of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Soft Missile Impact: Numerical Simulation of Inclined Impacts, Division – 5, Modelling, Testing & Response Analysis of Structures, Systems and Components, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
S. Ghadimi, T. Szczesiak	S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak, P. Zwicky: Reinforced Concrete Slabs under Drop-Weight Impact Loads, Division – 5, Modelling, Testing & Response Analysis of Structures, Systems and Components, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
S. Ghadimi, C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, C. Schneeberger, P. Zwicky: Punching Failure of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Hard Missile Impact: Simulation of Influence of Slab Thickness & Shear Reinforcement in LS-DYNA, Division – 5, Modelling, Testing & Response Analysis of Structures, Systems and Components, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
S. Ghadimi, C. Schneeberger	S. Ghadimi Khasraghy, J. Attinger, C. Schneeberger, P. Rangelow: SOCRAT Benchmark: Seismic Analyses of an Overhead Crane in LS-DYNA, Special Session: Overview of the work done in the OECD SOCRAT benchmark dedicated to the beyond design seismic behavior assessment of crane bridges, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
S. Ghadimi, C. Schneeberger	M. Borgerhoff, S. Ghadimi Khasraghy, J. Rodríguez, C. Schneeberger: Discussion of Numerical Simulation Methods for Impact Analyses of Reinforced Concrete Structures, Division 3 – Computation, Simulation and Visualisation, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
A. Gorzel	M. Cherubini, P. Clifford, V. Georgenthum, A. Gorzel, Z. Hozer, C. Jensen, O. Marchand, P. Ruyer, J. Sercombe, M. Stepniewski, T. Sugiyama, Y. Udagawa and J. Zhang: State-of-the-art Report on Nuclear Fuel Behaviour Under Reactivity-initiated Accident Conditions, OECD 2022, NEA No. 7575. https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_74371/state-of-the-art-report-on-nuclear-fuel-behaviour-under-reactivity-initiated-accident-conditions-ria-soar
L. Hafner	L. Hafner, L. Walsh, W. Rühm (2022): Assessing the impact of different neutron RBEs on the all solid cancer radiation risks obtained from the Japanese A-bomb survivors data, International Journal of Radiation Biology, DOI: 10.1080/09553002.2022.2117871
M. Hugentobler	Hugentobler, M., Aaron, J., Loew, S., & Roques, C. (2022). Hydro-mechanical interactions of a rock slope with a retreating temperate valley glacier. Journal of Geophysical Research: Earth Surface, 127, e2021JF006484. https://doi.org/10.1029/2021JF006484
C. Ryser	C. Ryser: Safety-II oriented oversight in the area of Human & Organisational Factors – An oversight approach aiming at positively impacting resilience (and the safety culture) of the supervised organisations, 10 th Meeting of the NEA/CNRA Working Group on Safety Culture, Videokonferenz, 07.04.2022
C. Ryser	C. Ryser: Implikationen der Konzepte von Resilienz und Safety-II für die Aufsicht, Abteilungsinternes Fortbildungsseminar der Abteilung Kernenergieüberwachung, Strahlenschutz im Umweltministerium Baden-Württemberg, Videokonferenz, 30.09.2022
C. Ryser	C. Ryser: Organizational Culture Self-Assessment Tool and Guidance for Regulatory Authorities – A paper by the "Safety Management International Collaboration Group" with relevance for the work of the WGSC, 11 th Meeting of the NEA/CNRA Working Group on Safety Culture, NEA-Hauptsitz, Boulogne-Billancourt, 20.10.2022
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, F. Riesner, H. Stangenberg, C. Schneeberger: Interaction of Bending and Punching in Reinforced Concrete Slabs Subjected to Impacts of Deformable Projectiles in IMPACT III Project Tests, Division – 5, Modelling, Testing & Response Analysis of Structures, Systems and Components, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
C. Schneeberger	A. Darraba, B. Lafon, M. Galan, C. Schneeberger: Verification of Punching Damage of Reinforced Concrete Slabs under Soft Impact with RCC-CW Punching Resistance, Division – 5, Modelling, Testing & Response Analysis of Structures, Systems and Components, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022

Autoren ENSI	Publikation
C. Schneeberger	A. Vepsä, C. Heckötter, A. Darraba, A. Fedoroff, S. Sawada, C. Schneeberger, F. Tarallo: Punching Failure of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Hard Missile Impact, PART I: Recent Tests on Influence of Slab Thickness and Shear Reinforcement, Special session: Impact tests and numerical analyses, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
C. Schneeberger	A. Vepsä, A. Darraba, A. Fedoroff, C. Heckötter, S. Sawada, C. Schneeberger, F. Tarallo: Bending Damage of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Soft Missile Impact, PART I: Recent Tests on Influence of Inclined Impact, Special session: Impact tests and numerical analyses, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
C. Schneeberger	J. Rodríguez, J. Reboul, P. González, M. Crespo, M. Borgerhoff, C. Schneeberger: Modelling of an Overhead Crane under Seismic Excitations (SOCRAT), Special Session: Overview of the work done in the OECD SOCRAT benchmark dedicated to the beyond design seismic behavior assessment of crane bridges, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, M. Stadler, H. Stangenberg, C. Schneeberger: Numerical Simulations of the Nonlinear Seismic Interaction of Bridge Crane Components in the SOCRAT Benchmark, Special Session: Overview of the work done in the OECD SOCRAT benchmark dedicated to the beyond design seismic behavior assessment of crane bridges, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
M. Sentis	Antonio Rinaldi, Jonny Rutqvist, Keurfon Luu, Laura Blanco Martín, Mengsu Hu, Manuel Sentis, Leandra Eberle, Philipp Kaestli TOUGH3-FLAC3D: a modeling approach for parallel computing of fluid flow and geomechanics. Computational Geosciences 26, 1563–1580 (2022). https://doi.org/10.1007/s10596-022-10176-0
T. Szczeniak, C. Schneeberger	J. Attinger, T. Szczeniak, Y. Mondet, P. Rangelow, M. Stadler, C. Schneeberger: An Efficient Review Guideline for Anchor Design, Division 6 – Design Issues, Codes and Standards, 26 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology (SMiRT-26), Berlin/Potsdam, Germany, 10.–15.07.2022.
C. von Arx	C. von Arx: Implementation of a Decision Support System for Nuclear Emergencies. Proceedings of the 21 st International Conference on Harmonisation within Atmospheric Dispersion Modelling for Regulatory Purposes, 27.–30. September 2022, Aveiro, Portugal

Vorträge

Autoren ENSI	Vortrag
W. Barten, J. Fokken	W. Barten, J. Fokken, T. Lind: OECD/NEA WGAMA Switzerland 2022 country report. 25. Plenarsitzung der NEA Working Group on Accidents and Management of Accidents WGAMA. OECD Conference Centre, 92100 Boulogne-Billancourt, France, 12.–14.09.2022
T. Brogle	T. Brogle: Notfallschutz in der Schweiz und die Rolle der Aufsichtsbehörde (ENSI) bei Notfällen. 54. Sitzung Arbeitskreis Notfallschutz des Deutsch-Schweizerischen Fachverbandes für Strahlenschutz e. V., München, 7.–8.11.2022
M. Bruderer	M. Bruderer: KKW-Unfall und Notfallschutz Schweiz, Ausbildung der Kantonalen Führungsorganisation des Kantons Zürich am 14.07.2022
B. Bucher	B. Bucher: Messung der Radioaktivität bei einem KKW-Unfall. Arbeitskreis Dosimetrie, Fachverband für Strahlenschutz, 10.11.2022, online Meeting.
M. Engelke	M. Engelke: Zweck, Vorgaben und internationale Empfehlungen betreffend Strahlenschutzplanungen: Ein Überblick. ENSI Strahlenschutzseminar, 24. November 2022
Th. Ernst-Simonnot, H. Hänggi	Th. Ernst-Simonnot, H. Hänggi: Übersicht über den Stand der Stilllegungsverfahren in der Schweiz, 44. Sitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission, Arbeitsgruppe 1, Brugg, 28. April 2022
S. Ghadimi	M. Borgerhoff, F. Riesner, B. Wilding, S. Ghadimi: Geometrically scaled combined bending and punching tests (GSX), Numerical simulations of 3 slab variants of test GSX1 compared to reference test X3 with 2 projectile options each, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finland, 29.11.2022.
S. Ghadimi, C. Schneeberger	S. Ghadimi, C. Schneeberger, P. Zwicky: IRIS 3 Phase B, ENSI/BH Team 2, Workshop of the Phase B OECD / NEA IRIS3 Project, Videoconference, 10–11 February 2022
S. Ghadimi, C. Schneeberger	B. Wilding, S. Ghadimi, C. Schneeberger, P. Zwicky: IMPACT IV NEREID – NEX Calibration Calculations, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finland, 01.06.2022.
S. Ghadimi, C. Schneeberger, T. Szczeniak	J. Attinger, S. Ghadimi, C. Schneeberger, T. Szczeniak, P. Rangelow: ENSI Team B&H, Blind Predictions of the SOCRAT Overhead Crane under Seismic Loading in LS DYNA, SOCRAT Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table Final Workshop, Paris Saclay, France, 21–23.03.2022.
A. Gorzel	A. Gorzel: Status of RIA criteria, Erfahrungsaustausch CSN-ENSI, Madrid, 22.04.2022
A. Gorzel	A. Gorzel: LOCA/RIA Seminar in Switzerland, OECD-NEA Working Group on Fuel Safety, Paris, 16.09.2022
H. Hänggi	H. Hänggi: Stilllegung sonstiger Kernanlagen, 41. Sitzung der Deutsch-Schweizerischen Kommission, Arbeitsgruppe 4, Neckarwestheim (D), 10. Mai 2022
H. Hänggi	H. Hänggi: Decommissioning in Switzerland: Legal and Regulatory Considerations, IAEA, Technical Meeting on Ensuring of Operators Preparedness for Transition from Operation to Decommissioning, Wien, 13.-17. Juni 2022

Autoren ENSI	Vortrag
H. Hänggi, T. Krietsch, Th. Ernst-Simonnot, J. Goldau	H. Hänggi, T. Krietsch, Th. Ernst-Simonnot, J. Goldau: Status of Decommissioning in Switzerland, Bilateral Swedish-Swiss Meeting: Meeting SSM Sweden – ENSI, Brugg, 11. August 2022
J. Kälin	J. Kälin: Fachvortrag Brandschutz in Kernanlagen. Fachtagung VBSF im KKL, vom 24.06.2022
M. Kenzelmann	M. Kenzelmann: Herausforderungen ENSI 2022; Neujahrsgespräch BFE-ENSI-PSI, 28.01.2022, virtuell
M. Kenzelmann	M. Kenzelmann: Wie sicher sind die Schweizer Kernkraftwerke; Lions Club Muri/Bern, 24.02.2022, Muri b. Bern
M. Kenzelmann	M. Kenzelmann: Länder-Statement Schweiz; 2022 Conference of the Parties to the Amendment to the Convention on the Physical Protection of Nuclear Material (A/CPPNM), 28.03.–01.04.2022, Wien
M. Kenzelmann	M. Kenzelmann: Notfallschutz beim KKW-Unfall: Aufgaben und Unterlagen; Fachtagung der Stabschefs der Kantonalen Führungsorganisationen, 13.05.2022, Liestal
M. Kenzelmann	M. Kenzelmann: Referent Kaminfeuergespräch zum Thema Notfallschutz Schweiz; Eidgenössische Kommission für ABC-Schutz KomABC, 28.06.2022, Konolfingen
M. Kenzelmann	M. Kenzelmann: Konferenz-Eröffnungsrede ENSI (05.09.2022); IAEA International Conference on Occupational Radiation Protection, 05.–09.09.2022, Genf
M. Kenzelmann	M. Kenzelmann: Wie sicher ist die Kernenergie?; SwissMechanic Business Day 2022, 06.09.2022, Baden
M. Kenzelmann	M. Kenzelmann: «Statements and Panel Discussions» zu Panels A (Evolutions in regulatory frameworks after Fukushima Daiichi NPS Accident – New challenges, successes and goals) und B (A long experience in reassessing natural hazards safety requirements); International Conference on Regulators' Views and Priorities on Nuclear Safety and Radiation Protection 10 Years After TEPCO Fukushima Daiichi NPS Accident – 10-Year Reflection, Now and the Way Forward, 28.–29.11.2022, Tokyo
M. Kenzelmann, F. Altorfer	M. Kenzelmann, F. Altorfer, M. Alig: Präsentation Schweizer Länderbericht (30.06.2022); Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management, 27.06.–08.07.2022, Wien
F. Koch	F. Koch: Working Group on Transportable Nuclear Power Plants. Consultancy Meeting on a Technical Document on Design Safety, Security and Regulation for the Transportation of Modules for Transportable Nuclear Power Plants. Wien (virtuell), 19.–22.04.2022
F. Koch	F. Koch: Import/Export/Transit: Follow-up. European Association of Competent Authorities, 19 th Meeting. Stockholm, 17.–18.05.2022
F. Koch	F. Koch, U. Zimmermann: SSR-6 Review Cycle: Class 7 Box. TRANSSEC Technical Expert Group on Operational Matters. Wien (virtuell), 12.08.2022
F. Koch	F. Koch: Improvement of SPESS with respect to the Transport Regulations SSR-6. TRANSSEC 45. Wien, 28.11.–02.12.2022.
A.-K. Leuz	A.-K. Leuz: Systematic evaluation of uncertainties. 3 rd IGSC-FSC Joint Workshop: Building Confidence in the Face of Uncertainty: The Role of the Safety Case. 18.05.2022
M. Rahn	M. Rahn: Sachplanverfahren geologische Tiefenlager. Lions Club Schaffhausen, Schaffhausen, 23.05.2022.
M. Rahn	M. Rahn: Wie ist das Verfahren in der Schweiz aufgestellt? Loccumer Tagung zur Endlagerung: Die Suche nach einem Endlager in D und CH. Evangelische Akademie Loccum, 24.–26.06.2022.
M. Rahn	M. Rahn: Wer stellt im CH-Verfahren sicher, dass die Sicherheit gewährleistet ist? Loccumer Tagung zur Endlagerung: Die Suche nach einem Endlager in D und CH. Evangelische Akademie Loccum, 24.–26.06.2022.
M. Rahn	M. Rahn: Standortauswahlverfahren in der Schweiz. 101. Sitzung der deutschen Entsorgungskommission, Karlsruhe, 06.10.2022.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, M. Stadler, C. Schneeberger: Geometrically scaled combined bending and punching tests (GSX), Improved numerical simulations of the proposed variants for test GSX1, IMPACT IV – NEREID, Workshop on Numerical Studies and Computational Methods, Espoo, Finland, 01.06.2022.
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, Matthias Stadler, C. Schneeberger: Numerical Simulation of the Impact Induced Vibration and Damping Behaviour of the Reinforced Concrete Mock-up Tested in IRIS Phase 3, Workshop of the Phase B OECD / NEA IRIS3 Project, Videoconference, 10–11 February 2022
C. Schneeberger	M. Borgerhoff, M. Stadler, C. Schneeberger: Stage #2 Preliminary work for blind non-linear simulations, SOCRAT Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table Final Workshop, Paris Saclay, France, 21–23.03.2022.
C. Schneeberger	P. González, J. Rodríguez, J. Reboul, M. Crespo, M. Borgerhoff, C. Schneeberger: Results obtained by the ENSI/PRINCIPIA/SPI Team, Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table Restitution Workshop of the SOCRAT Benchmark, SOCRAT Seismic simulation of Overhead CRANE on shaking Table Final Workshop, Paris Saclay, France, 21.–23.03.2022.
S. Schulz	S. Schulz: Air cargo events with Swiss airlines. European Association of Competent Authorities, 19 th Meeting. Stockholm, 17.–18.05.2022
I. Sierra, T. Krietsch	I. Sierra, T. Krietsch: Switzerland: Decommissioning strategies, experiences and lessons learned. 53 rd Meeting of the Waste Safety Standards Committee (WASSC), IAEA, Wien, 14.–16. Juni 2022
T. Szczesiak, S. Ghadimi	T. Szczesiak, S. Ghadimi, P. Rangelow: Action 7.3: Design Criteria for the Local Verification of Aircraft Crash (RCC-CW), APC Topics and Schedules, CEN "the European Committee for Standardization" Workshop WS 064 Phase 3, 11 th PG3 Meeting, Videoconference, 07.03.2022.
T. Szczesiak, S. Ghadimi	T. Szczesiak, S. Ghadimi, P. Rangelow: Action 7.3: Design Criteria for the Local Verification of Aircraft Crash (RCC-CW), Simplified Methods, CEN "the European Committee for Standardization" Workshop WS 064 Phase 3, PG3 Extra Meeting-1 on APC topics, Videoconference. 01.02.2022.

Autoren ENSI	Vortrag
T. Szczesiak, S. Ghadimi	T. Szczesiak, S. Ghadimi, P. Rangelow: Action 7.3: Design Criteria for the Local Verification of Aircraft Crash (RCC-CW), Examples on Simplified Methods, CEN "the European Committee for Standardization" Workshop WS 064 Phase 3, PG3 Extra Meeting-2 on APC topics, Videoconference, 04.05.2022.
T. Szczesiak, S. Ghadimi	T. Szczesiak, S. Ghadimi, P. Rangelow: Action 7.3: Design Criteria for the Local Verification of Aircraft Crash (RCC-CW), Energy Balance Check Conclusions and Discussions, CEN "the European Committee for Standardization" Workshop WS 064 Phase 3, PG3 Extra Meeting-3 on APC topics, Videoconference, 09.06.2022.
C. von Arx	C. von Arx: Notfallschutz in der Umgebung von Kernanlagen. Zivilschutz-Zusatzkurs Sachkunde Strahlenschutz. Eidg. Ausbildungszentrum, Schwarzenburg, 13.10.2022

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2022)

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
ENSI-G05	Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung	Oktober 2021
ENSI-G07	Organisation von Kernanlagen	Juli 2013
ENSI-G08	Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	Juni 2015 Änderung vom 16.12.2021
ENSI-G09	Betriebsdokumentation	Oktober 2022 Berichtigung vom 08.12.2022
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 16.09.2021
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 16.09.2021
ENSI-A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang	Januar 2018
ENSI-A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	November 2015
ENSI-A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	Februar 2010

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-B01	Alterungsüberwachung	August 2011
ENSI-B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	Juni 2015 (Revision 5) Änderung vom 16.02.2021
ENSI-B03	Meldungen der Kernanlagen	Juli 2021
ENSI-B04	Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht	November 2018
ENSI-B05	Anforderungen an die Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007 Änderung vom 20.12.2018
ENSI-B06	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	Juni 2013 (Revision 2)
ENSI-B07	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	September 2008
ENSI-B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: 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
ENSI-B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals	November 2010
ENSI-B14	Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen	Dezember 2010
ENSI-B17	Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle	Januar 2020 Änderung vom 01.10.2021

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
HSK-R-08	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
HSK-R-50	Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen	März 2003
HSK-R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986

**Herausgeber:
Eidgenössisches
Nuklearsicherheits-
inspektorat ENSI
CH-5201 Brugg**

**+41 (0)56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch**

© ENSI, April 2023

Zusätzlich zu diesem
Erfahrungs- und
Forschungsbericht
informiert das ENSI in
weiteren jährlichen
Berichten (Aufsichtsbe-
richt, Strahlenschutz-
bericht) aus seinem
Arbeits- und Aufsichts-
gebiet.

**ENSI-AN-11545
ISSN-PRINT: 1664-3151
ISSN-WEB: 1664-3178**

ENSI
Industriestrasse 19
5201 Brugg
Schweiz

+41 56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch