

ERFAHRUNGS- UND FORSCHUNGSBERICHT 2024

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 2024

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

Rapport sur la Recherche et les Expériences en 2024

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

Research and Experience Report 2024

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

Einleitung	4
Zusammenfassung	5
Résumé	9
Summary	13
1. Regulatorische Sicherheitsforschung	17
1.1 Brennstoffe und Materialien	18
1.1.1 NEA FIDES – Framework for Irradiation Experiments	18
1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding Integrity Project	21
1.1.3 NEA CABRI International Project	25
1.1.4 NEA QUENCH-ATF – Quenching of Accident Tolerant Fuels	27
1.1.5 ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies	28
1.1.6 PIONIC II – Program for Investigation of Non-destructive Examination (NDE) by International Collaboration	32
1.1.7 INOWAC – Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials	36
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	43
1.2 Interne Ereignisse und Schäden	47
1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme	47
1.2.2 NEA ICDE – International Common-Cause-Failure Data Exchange	48
1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange	49
1.2.4 NEA FAIR – Fire Assessment through Innovative Research	51
1.3 Externe Ereignisse	53
1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen	53
1.3.2 Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), Phase 1	54
1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst	56
1.3.4 NEA SMATCH – Seismic base-isolated nuclear power plant submitted to a real earthquake	60
1.3.5 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen	63
1.4 Menschliche Faktoren	65
1.4.1 Verantwortung und nukleare Sicherheit jenseits des Binären: Safety-I und Safety-II neu denken	65
1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe	70
1.5.1 STARS – Safety Research in Relation to Transient Analysis for the Reactors in Switzerland	70
1.5.2 JEFFEAT – Complementary Studies on Nuclear Fuel Thermo-Mechanics and Neutronics	73
1.5.3 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer	74
1.5.4 Deterministische Analyse der Wirksamkeit von Handmassnahmen bei Ereignissen im Mitte-Loop-Betrieb mit fortschrittlichen Methoden	76
1.5.5 COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments	78
1.5.6 MSWI – Melt-Structure-Water-Interactions: Late Phase Severe Accident Phenomena	80
1.5.7 NEA PANDA – Experiments Addressing Complex Safety Issues for Current Water Reactors and Small Modular Reactors	82
1.6 Strahlenschutz	85
1.6.1 Strahlenschutzforschung	85
1.6.2 Development of a Compact Nanodosimeter and Nanodosimetric Based Biophysical Models of Radiation Action and its Impact for Radiation Protection	89
1.6.3 Metabolomic Signature of Patients Undergoing Radiotherapy: Can We Quantify Radiation Exposure Biologically?	91

1.6.4	Bewertung des erhöhten Krebs-risikos durch ionisierende Strahlung im Niedrigdosisbereich und Kontamination durch Nanopartikel	93
1.7	Entsorgung	94
1.7.1	Erweiterung des Berechnungswerkzeuges Z88ENSI zur ganzheitlichen Abbildung der Wärmeströme in Transport- und Lagerbehältern	94
1.7.2	DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	96
1.7.3	Experimente im Felslabor Mont Terri	98
1.7.4	Felslabor Mont Terri: PF-A-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche	101
1.7.5	Felslabor Mont Terri: PD-Experiment – Einfluss physikalischer Deformation auf die isotopische Signatur von Tonmineralen	105
1.7.6	Felslabor Mont Terri: ML-Experiment – Differenzierung von Diskontinuitäten und Deformation in Tongesteinen mit Hilfe von maschinellen Lernroutinen	107
1.7.7	Felslabor Mont Terri: SW-A-Experiment – Untersuchung eines geschichteten hydraulischen Dichtelements	110
1.7.8	Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen	112
1.7.9	Felslabor Mont Terri: DR-C-Experiment – Diffusion in einem Wärmegradienten	118
1.7.10	Entwicklung und Validierung eines Materialmodells für den Opalinuston	119
1.7.11	DECOVALEX-2027	122
1.7.12	BenVaSim II – Benchmarking zur Verifizierung und Validierung von TH ² M-Simulatoren	124
1.7.13	Forschung im Rahmen des NEA Clay Club	127
1.7.14	Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel	129
1.7.15	ICDP DOVE – Drilling Overdeepened Alpine Valleys	133
2.	Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen	139
2.1	Dukovany (INES 2)	140
2.2	Torness (INES 2)	140
3.	Internationale Zusammenarbeit	143
3.1	Internationale Übereinkommen	144
3.2	Multilaterale Zusammenarbeit	146
3.3	Behördenorganisationen	154
3.4	Bilaterale Zusammenarbeit	158
3.5	Weitere internationale Zusammenarbeit	159
4.	Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht	163
4.1	Neue Richtlinie ENSI-G18: «Brandschutz»	163
4.2	Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B09: «Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen»	164
4.3	Revision der Richtlinie ENSI-A06: «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen»	164
5	Strategie und Ausblick	167
Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte		170
Anhang B: Vertretungen des ENSI in internationalen Gremien		362
Anhang C: Publikationen 2024		366
Anhang D: Richtlinien des ENSI		368

Einleitung

■ Das Kernenergiegesetz (KEG) verlangt, dass die zuständigen Behörden die Öffentlichkeit regelmässig über den Zustand der Kernanlagen und über Sachverhalte informieren, welche die nuklearen Güter und radioaktiven Abfälle betreffen. Das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) erfüllt diese Verpflichtung unter anderem durch die Veröffentlichung seiner Jahresberichte. Diese Berichte – der Aufsichtsbericht, der Strahlenschutzbericht und der Erfahrungs- und Forschungsbericht – sind in elektronischer Form auf www.ensi.ch unter «Dokumente ► Jahresberichte» 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-Forschungsstrategie¹. Aus den sieben Themenbereichen der regulatorischen Sicherheitsforschung sind für 2024 folgende Entwicklungen hervorzuheben:

1. Der Bereich Brennstoffe und Materialien betrifft den Reaktorkern und die gestaffelten Barrieren für den Einschluss der radioaktiven Stoffe. Bei den Brennstoffen liegt besonderes Augenmerk auf erhöhten Abbränden und Störfallverhalten von gängigen wie auch von neu entwickelten Brennstoffen. Das Forschungsprogramm NEA FIDES startete im April in seine zweite Phase. Die auf mehrere Reaktoren verteilten Bestrahlungsexperimente mit Brennstoffen und Strukturmaterialien werden dabei deutlich ausgeweitet. Das in Schweden durchgeführte Forschungsprojekt NEA SCIP trat im Sommer in seine fünfte Phase ein. Zusätzlich zum Verhalten von Brennstäben bei Störfällen kam seit der vierten Phase die Stabilität der Hüllrohre von abgebrannten Brennelementen während Zwischenlagerung und Transporten stärker in den Fokus. Im Falle der Strukturmaterialien stehen Alterungsprozesse und deren Folgen im Mittelpunkt. Das Projekt ASSET des Paul Scherrer Instituts (PSI) setzt seit 2024 die Arbeiten zu Strukturwerkstoffen in
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. Darüber hinaus beteiligt sich das ENSI seit Herbst 2024 am Projekt NEA FAIR, welches im südfranzösischen Cadarache Experimente zu Brandverläufen durchführt.
3. Erdbeben und Flugzeugabstürze sind **externe Ereignisse**, mit denen sich die vom ENSI unterstützte Forschung aktuell befasst. Das neue NEA-Projekt SMATCH stützt sich auf sehr gute Messdaten, die am seismisch basisolierten Kernkraftwerk Cruas (Frankreich) bei einem Erdbeben im Jahr 2019 gewonnen wurden. Diese Daten werden für Vergleichsrechnungen genutzt, an denen sich internationale Fachleute beteiligen, darunter drei vom ENSI unterstützte Gruppen. An der North Carolina State University finanziert

Kühlkreisläufen von Kernkraftwerken fort. Spannungsrisskorrosion und Ermüdung in Abhängigkeit von den Umgebungsbedingungen stehen dabei weiterhin im Zentrum, neu werden auch additiv hergestellte Werkstoffe betrachtet. Das Vorgängerprojekt LEAD-II lieferte im Berichtsjahr noch wichtige Ergebnisse zum Risswachstum in Reaktordruckbehälter-Stählen von Siedewasserreaktoren, die thermischer Alterung und Neutronenversprödung unterliegen. Ebenfalls abgeschlossen wurde die zweite Phase des PSI-Projekts PROACTIV. In dieser konnten die Forschenden wesentliche Erkenntnisse zur Anwendbarkeit von bestimmten probabilistischen Integritätsnachweisen gewinnen.

¹ ENSI-Forschungsstrategie (ENSI-AN-11594, Mai 2023), abrufbar unter www.ensi.ch

das ENSI seit dem Berichtsjahr ein Projekt, das hochfrequente Erschütterungen von Schaltschränken mit elektrischen Komponenten untersucht. Solche Erschütterungen können durch Flugzeugabstürze, aber auch seismisch ausgelöst werden und starke Beschleunigungen von Komponenten zur Folge haben.

4. Bei den **menschlichen Faktoren** werden seit Herbst 2023 auch ethische Fragen beleuchtet; das Projekt «Verantwortung und nukleare Sicherheit» untersucht, wie Entscheidungsprozesse im Bereich der nuklearen Sicherheit gestaltet und überwacht werden müssen, damit verantwortungsvolle Entscheidungen getroffen werden können.
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 probabilistische Sicherheitsanalysen. Im Berichtsjahr schloss das PSI sein Projekt JEFFEAT ab. Dieses erweiterte die Möglichkeiten des für unabhängige Sicherheitsanalysen verfügbaren Brennstoff-Codes OFFBEAT im Hinblick auf 3D-Anwendungen und verbesserte die Nutzung von Daten aus nuklearen Bibliotheken. Im Projekt NEA RBHT wurden 2024 an der Pennsylvania State University die ersten Experimente der zweiten Phase durchgeführt; sie bilden die Abschreckung von erhitzten Brennelement-Strukturen durch kaltes Wasser im Zuge eines Kühlmittelverlust-Störfalls nach.
6. Die Forschungsarbeiten im **Strahlenschutz** betreffen einerseits anwendungsorientierte Themen von der Strahlensmesstechnik über die Aeroradiometrie bis hin zur Entwicklung neuer Analysemethoden für Radionuklide. Mit dem Berichtsjahr endete eine weitere Phase der PSI-Strahlenschutzforschung. In dieser ist insbesondere der grosse Anteil der Ausbildung mit drei integrierten Doktoraten hervorzuheben. Von diesen wurde im September 2024 eines abgeschlossen,

welches eine rechnerische Kalibration des Schweizer Aeroradiometriesystems entwickelte und damit dessen Messgenauigkeit deutlich erhöht. Zudem baute das ENSI in den letzten Jahren die Thematik der biologischen Auswirkungen ionisierender Strahlung aus. Seit Herbst 2024 unterstützt es ein am Universitätsspital Zürich lanciertes Projekt mit zwei medizinischen Doktoraten, welches die bisher kaum bekannte kombinierte Wirkung von ionisierender Strahlung und Nanopartikeln untersuchen soll.

7. Der Forschungsbereich **Entsorgung** umfasst sowohl die geologische Tiefenlagerung als auch ihr vorgelagerte Schritte wie Transporte und Zwischenlagerung von radioaktiven Abfällen. Das PSI-Projekt DRYstars entwickelt Analysemethoden und Rechenprogramme für die Sicherheitsbeurteilung der trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente. In der 2024 abgeschlossenen zweiten Projektphase konnten die Forschenden interessante Ergebnisse zur Orientierung von Hydriden in Brennstoff-Hüllrohren erzielen, welche entscheidend für deren Integrität ist. Das ENSI war im Berichtsjahr noch an acht Experimenten im Felslabor Mont Terri beteiligt, darunter jedoch mehrere weiterlaufende Messungen ohne intensive Aktivitäten; das ENSI hat wegen der Arbeiten für das Rahmenbewilligungsgesuch der Nagra den Arbeitsumfang für die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung vorläufig reduziert. Das Projekt der Universität Bern zu Deckenschottern auf dem Irchel im Kanton Zürich konnte bis Ende 2024 mit einem breiten Methodenspektrum weitere Einzelheiten der komplexen Ablagerungsgeschichte im frühen Eiszeitalter klären.

Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

Vorkommnisse in Kernanlagen können konkrete Hinweise auf Schwachstellen und Verbesserungsbedarf bei Auslegung und Betrieb liefern. Über relevante Vorkommnisse

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

Im tschechischen Kernkraftwerk Dukovany führten Probleme bei leittechnischen Prüfungen vor dem Abfahren eines der vier Reaktorblöcke dazu, dass kurzzeitig die drei Redundanzen des Reaktorschutzesystems nicht verfügbar waren. Gemäss erster Einschätzung ist das Ereignis wegen unterschiedlicher Systemarchitekturen vermutlich nicht auf Schweizer Anlagen übertragbar; eine abschliessende Bewertung wird aber erst bei Vorliegen von mehr Detailangaben möglich sein.

In einem gasgekühlten Reaktor des britischen Kernkraftwerks Torness versagten während des Abfahrens vier der acht für die Nachwärmeabfuhr erforderlichen Gebläse wegen fehlerhafter Umformer. Nach sechs Stunden konnten zwei dieser Gebläse wieder zugeschaltet werden. In diesem Fall sind die Systeme derart verschieden von denjenigen der Schweizer Reaktoren, dass eine Übertragbarkeit ausgeschlossen werden konnte.

Internationale Zusammenarbeit

Der ENSI-Rat hat im Berichtsjahr die aktualisierte Strategie Internationales verabschiedet. Das Hauptanliegen der internationalen Zusammenarbeit des ENSI besteht in einer ständigen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie einer Stärkung der Nuklearaufsicht in der Schweiz. Dies wird durch aktive Mitwirkung am internationalen regulatorischen Informations- und Erfahrungsaustausch, durch internationale Überprüfungsmissionen und die Unterstützung anderer Bundesorgane erreicht. Zudem sollen die internationalen Tätigkeiten des ENSI auf die kontinuierliche Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie die Stärkung und Unabhängigkeit der nuklearen Aufsicht auf globaler Ebene einwirken. Zu diesem Zweck

arbeitet das ENSI intensiv mit ausländischen Aufsichtsbehörden und mit 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.

Der IAEA-Generaldirektor Rafael M. Grossi überreichte der Schweiz im Mai den Abschlussbericht der Follow Up Mission 2023 des International Physical Protection Advisory Service (IPPAS). Dieser stellt der Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherung ein gutes Zeugnis aus. In einigen Bereichen hat das Expertengremium Empfehlungen dazu formuliert, wie die Schweiz ihr Sicherungsregime weiter verbessern kann.

Im August hat das ENSI den achten Schweizer Länderbericht zur sogenannten «Joint Convention» bei der IAEA eingereicht. Ziel dieses internationalen Übereinkommens ist es, bei allen Vertragsparteien ein hohes Mass an Sicherheit im Umgang und bei der Lagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu erreichen. Im März 2025 wird in Wien die zugehörige Überprüfungskonferenz durchgeführt werden.

Im November fand in Bern das Country-Specific Safety Culture Forum (CSSCF) statt. Es wurde vom ENSI in Zusammenarbeit mit der NEA und der World Association of Nuclear Operators (WANO) organisiert. Das CSSCF soll Wechselwirkungen zwischen der nationalen Kultur und den Sicherheitspraktiken im Nuklearsektor thematisieren. Dazu fanden Diskussionen mit Vertretern der Betreiber der Schweizer Kernanlagen, dem ENSI und internationalen Experten und Expertinnen statt. Das Forum hat bewährte Verfahren zum Umgang mit der Thematik Sicherheitskultur in der Schweiz festgestellt. Daneben wurden Fragen zum Umgang mit Selbstreflexion und zur Konfliktfähigkeit in der Schweiz aufgeworfen, die weiterverfolgt werden. Die Ergebnisse sollen im Jahr 2025 von der NEA in einem Bericht festgehalten und publiziert werden.

Änderungen rechtlicher Grundlagen der nuklearen Aufsicht

Die Aktualisierung des Regelwerks wurde 2024 weitergeführt mit folgenden Anpassungen:

- ENSI-B09 «Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen» (Neuausgabe),
- ENSI-G18 «Brandschutz» (neue Richtlinie), mit der Folge des Rückzugs der bisherigen Richtlinie HSK-R-50 «Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen»,
- ENSI-A06 «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen» (Revision).

Zudem wurden externe Anhörungen für zwei Richtlinien durchgeführt.

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'IFSN¹. Parmi les sept domaines thématiques de la recherche réglementaire en sécurité nucléaire, les évolutions suivantes sont à souligner pour 2024:

1. Le domaine combustibles et matériaux traite du cœur du réacteur et des défenses en profondeur destinées au confinement des matières radioactives. Les taux de combustion accrus et le comportement de défaillance de combustibles courants mais aussi de nouveaux font l'objet d'une attention particulière. Le programme de recherche NEA FIDES est entré au mois d'avril dans sa deuxième phase. Les expériences d'irradiation réparties sur plusieurs réacteurs avec des combustibles et des matériaux structurels ont été considérablement élargies. Le projet de recherche NEA SCIP mené en Suède est entré en été dans sa cinquième phase. En plus du comportement des barres combustibles en cas d'incident, la stabilité des gaines des assemblages combustibles usés durant le stockage intermédiaire et les transports a fait l'objet d'une attention renforcée. Dans le cas des matériaux structurels, ce sont les processus de vieillissement et leurs conséquences qui concentrent l'attention. Le projet ASSET de l'Institut Paul

Scherrer (PSI) poursuit depuis 2024 les travaux consacrés aux matériaux de structure dans les circuits de refroidissement des centrales nucléaires. La fissure de corrosion sous contrainte et la fatigue en fonction des conditions ambiantes continuent d'être au centre du projet, les matériaux de fabrication additive sont nouvellement aussi pris en considération. Durant l'année sous revue, le projet précédent LEAD-II a encore fourni des résultats importants sur l'évolution des fissures dans les aciers des cuves sous pression à l'intérieur des réacteurs à eau bouillante qui sont soumis au vieillissement thermique et à la fragilisation neutronique. La deuxième phase du projet du PSI PROACTIV est également terminée. Durant celle-ci, les chercheurs ont pu acquérir de nouvelles connaissances relatives à l'applicabilité de certaines démonstrations probabilistes de l'intégrité.

2. Les projets de l'AEN (Nuclear Energy Agency) sur les **événements et dommages internes** promeuvent l'échange international d'expériences sur les dommages subis par les composants et les défaillances dans des centrales nucléaires. Pour ce faire, des banques de données spécifiques sont mises en place. Elles permettent de collecter et d'analyser les expériences d'exploitation dans de nombreux pays. De plus, l'IFSN participe depuis l'automne 2024 au projet NEA FAIR qui effectue des expériences sur le déroulement des incendies à Cadarache, dans le sud de la France.
3. Les séismes et les chutes d'avions constituent des **événements externes** traités actuellement par des projets de recherche soutenus par l'IFSN. Le nouveau projet AEN SMATCH s'appuie sur de très bonnes données de mesure qui ont été recueillies dans la centrale nucléaire de Cruas

¹ Stratégie de recherche de l'IFSN (ENSI-AN-11594, mai 2023), disponible sur www.ensi.ch/fr/.

(France), construite sur des appuis parasismiques, lors d'un séisme en 2019. Ces données ont été utilisées pour des calculs comparatifs auxquels participent des spécialistes internationaux, dont trois groupes soutenus par l'IFSN. À la North Carolina State University, l'IFSN finance depuis l'année sous revue un projet qui étudie les secousses à haute fréquence d'armoires de commutation avec des composants électriques. De tels secousses peuvent être provoquées par des chutes d'avions, mais aussi par des séismes, et avoir pour conséquence de fortes accélérations des composants.

4. Parmi les **facteurs humains**, les questions éthiques sont aussi abordées depuis l'automne 2023; le projet « Responsabilité et sécurité nucléaire » étudie comment les processus décisionnels doivent être structurés et contrôlés en matière de sécurité nucléaire afin de pouvoir prendre des décisions responsables.
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. Des modèles informatiques sont élaborés et validés par des expériences. Ils constituent également une base pour les analyses de sécurité probabilistes. Durant l'année sous revue, le PSI a terminé son projet JEFFEAT. Celui-ci a élargi les possibilités du code du combustible OFFBEAT disponible pour des analyses de sécurité indépendantes dans l'optique d'applications 3D et a amélioré l'utilisation de données issues de bibliothèques nucléaires. Dans le cadre du projet NEA RBHT, les premières expériences de la deuxième phase ont été menées à la Pennsylvania State University en 2024; elles simulent la dissuasion avec de l'eau froide de structures d'assemblages combustibles chauffées à la suite d'une défaillance entraînant une perte de liquide caloporteur.
6. Les travaux de recherche dans le domaine de la **radioprotection** concernent d'une part des thèmes de la radiométrie orien-

tés sur les applications jusqu'à la mise au point de nouvelles méthodes d'analyse applicables aux radionucléides en passant par l'aéroradiométrie. Une autre phase de la recherche sur la radioprotection du PSI s'est terminée à la fin de l'année sous revue. Il s'agit de relever ici en particulier la part importante de la formation avec l'intégration de trois doctorats. L'un d'entre eux a été terminé en septembre 2024: il a développé un étalonnage arithmétique du système d'aéroradiométrie suisse et a par conséquent nettement amélioré la précision de ses mesures. En outre, ces dernières années, l'IFSN a développé la thématique des effets biologiques des rayonnements ionisants. Depuis l'automne 2024, elle soutient un projet lancé à l'hôpital universitaire de Zurich avec deux doctorats en médecine, ce projet ayant pour but d'étudier l'effet jusqu'ici peu connu de la combinaison du rayonnement ionisant et des nanoparticules.

7. Le domaine de recherche **Gestion des déchets radioactifs** traite aussi bien du stockage en couches géologiques profondes que des étapes en amont telles que le transport et le stockage intermédiaire des déchets nucléaires. Le projet du PSI DRYstars développe des méthodes d'analyse et des programmes de calcul pour l'évaluation de la sécurité du stockage intermédiaire à sec des assemblages combustibles usés. Dans la deuxième phase du projet terminée en 2024, les chercheurs ont pu obtenir des résultats intéressants sur l'orientation d'hydrides dans les gaines d'assemblages combustibles, qui est déterminante pour leur intégrité. Durant l'année sous revue, l'IFSN a encore participé à huit expériences dans le laboratoire souterrain Mont-Terri, parmi lesquelles plusieurs mesures qui se poursuivent toutefois sans activités intenses; l'IFSN a provisoirement réduit le volume de travail de la recherche consacrée au dépôt en couches géologiques profondes en raison des travaux liés à la demande d'autorisation générale de la Nagra. Le projet de l'Université de Berne consacré aux

graviers de couverture sur l'Irchel dans le canton de Zurich a permis, jusqu'à fin 2024 et à l'aide d'un large éventail de méthode, de clarifier d'autres particularités de l'histoire complexe des dépôts au début de l'époque glaciaire.

Événements instructifs survenus dans des installations à l'étranger

Des événements dans des installations nucléaires peuvent fournir des indications concrètes sur les points faibles et les possibilités d'amélioration en matière de dimensionnement et de fonctionnement. Le rapport annuel de surveillance et le site Internet de l'IFSN traitent des événements importants survenus dans des centrales nucléaires suisses. Le présent rapport relate également des événements riches d'enseignements survenus dans des installations à l'étranger. Ils ont été analysés pour vérifier leur pertinence pour les centrales nucléaires suisses et, le cas échéant, en vue d'élaborer des mesures d'amélioration.

Dans la centrale nucléaire tchèque de Dukovany, des problèmes liés à des contrôles du système de commande avant le redémarrage d'une des quatre tranches de réacteur ont entraîné l'indisponibilité des trois redondances du système de protection du réacteur pendant une brève période. Selon une première évaluation, l'événement ne peut vraisemblablement pas être transposé sur des installations suisses en raison d'une autre architecture du système; une évaluation définitive ne sera toutefois possible qu'après la mise à disposition d'un plus grand nombre d'indications détaillées.

Dans un réacteur refroidi au gaz de la centrale nucléaire britannique de Torness, quatre des huit ventilateurs indispensables à l'évacuation de la chaleur résiduelle ont connu une défaillance liée à des convertisseurs défectueux. Après six heures, deux de ces ventilateurs ont à nouveau pu être mis en marche. Dans ce cas, les systèmes sont si différents de ceux des réacteurs suisses qu'une transférabilité a pu être exclue.

Collaboration internationale

Durant l'année sous revue, le conseil de l'IFSN a adopté la stratégie actualisée relative aux affaires internationales. L'objectif principal de la coopération internationale de l'IFSN est l'amélioration continue de la sécurité et de la sûreté nucléaires et le renforcement de la surveillance nucléaire en Suisse. Ce but est atteint grâce à la participation active à l'échange international d'informations et d'expériences réglementaires, à des missions de vérification internationales et au soutien d'autres organes fédéraux. En outre, les activités internationales de l'IFSN doivent avoir un impact sur l'amélioration continue de la sécurité et de la sûreté nucléaires, ainsi que sur le renforcement et l'indépendance de la surveillance nucléaire au niveau mondial. Dans ce but, l'IFSN coopère intensément avec des autorités de surveillance étrangères et avec 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.

Le directeur général de l'AIEA Rafael M. Grossi a transmis à la Suisse au mois de mai le rapport final de la Follow Up Mission 2023 de l'International Physical Protection Advisory Service (IPPAS). Celui-ci donne une bonne note à la Suisse dans le domaine de la sûreté nucléaire. Dans certains secteurs, le groupe d'experts a de plus formulé des recommandations sur la manière dont la Suisse peut encore améliorer son régime de sûreté.

En août, l'IFSN a adressé à ladite «Joint Convention» de l'AIEA le huitième rapport national de la Suisse. L'objectif de cette convention internationale est d'atteindre un haut niveau de sûreté en matière de gestion et de stockage des assemblages combustibles usés et des déchets radioactifs pour toutes les parties contractantes. La conférence d'examen correspondante se tiendra à Vienne en mars 2025.

Le «Country-Specific Safety Culture Forum» (CSSCF) s'est déroulé au mois de novembre à Berne. Il a été organisé par l'IFSN en collaboration avec l'Agence pour l'énergie nucléaire (AEN) et la World Association of Nuclear Operators (WANO). Le CSSFC a pour objectif de thématiser les interactions entre la culture nationale et les pratiques de sécurité dans le secteur nucléaire. Des discussions ont eu lieu avec des représentants des exploitants des installations nucléaires suisses, l'IFSN et des experts internationaux. Le forum a identifié de bonnes pratiques relatives à la gestion de la thématique de la culture de la sécurité en Suisse. De plus, des questions portant sur la façon d'aborder l'autoréflexion et l'aptitude à gérer les conflits en Suisse ont été soulevées et elles feront l'objet d'un suivi. Les résultats doivent être consignés et publiés dans un rapport de l'AEN en 2025.

Modification des fondements juridiques de la surveillance nucléaire

L'actualisation de la réglementation s'est poursuivie en 2024 avec les adaptations suivantes:

- ENSI-B09 «Détermination et enregistrement des doses des personnes professionnellement exposées aux radiations» (nouvelle édition);
- ENSI-G18 «Protection contre les incendies» (nouvelle directive), avec pour conséquence le retrait de la directive actuelle HSK-R-50 «Exigences de sécurité techniques pour la protection contre les incendies dans les installations nucléaires»;
- ENSI-A06 «Etudes probabilistes de sécurité (EPS): Applications»

De plus, des consultations externes ont été menées pour deux directives.

Summary

Regulatory Safety Research

Projects in the ENSI Research Programme help to clarify outstanding issues, establish fundamentals and develop the tools that ENSI requires to discharge its responsibilities. The projects also foster the skills needed for regulatory activities and 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 strategy¹. Out of the seven subject areas of the regulatory safety research, the following developments are worthy of highlighting for 2024:

1. The Fuel and Materials sector covers the reactor core and the defence-in-depth barrier system used for the containment of radioactive materials. Research into fuels is particularly concerned with high burn-up rates and the behaviour under accident conditions of both current and newly-developed fuels. The second phase of the NEA FIDES research programme started in April. During this phase, the irradiation experiments using fuels and structural materials are being significantly expanded. The NEA SCIP research project, taking place in Sweden, entered its fifth phase during the summer. In addition to the behaviour of fuel rods during accidents, the stability of the fuel rod cladding of spent fuel elements during interim storage and transport has been the subject of increased investigation. Where structural materials are concerned, the focus is on ageing processes and their consequences. Since 2024, the ASSET project of the Paul Scherrer Institute (PSI) has continued work on structural materials in nuclear power plant cooling circuits. Stress-corrosion cracking and fatigue which are dependent on the ambient conditions remain the focus of attention, but additively manufactured materials are also being investigated. In the year under review, the predecessor project LEAD-II was still providing important results on crack growth in boiling water reactor pressure vessel steels, which undergo thermal ageing and neutron embrittlement. Also completed, was the second phase of the PSI project PROACTIV. In this phase, the researchers were able to gain important insights into the applicability of certain probabilistic integrity verifications.
2. Projects conducted under the auspices of the Nuclear Energy Agency (NEA) relating to **internal events and damage** encourage the international exchange of experience on damage to components and accidents in nuclear power plants. Subject-specific databases are being created for this purpose and used to facilitate the systematic analysis of operating experience from many countries. In addition, ENSI has been involved in the NEA FAIR project since autumn 2024, a project in which experiments on fire processes are carried out in Cadarache in the south of France.
3. ENSI is currently supporting research projects addressing **external events** such as earthquakes and aircraft crashes. The new NEA SMATCH project is based on very good measurement data obtained at the seismic-base-isolated Cruas Nuclear Power Plant (France) during an earthquake in 2019. This data is being used for comparative calculations by international experts, including three groups supported by ENSI. Starting in the year under review, ENSI is financing a project at North Carolina State University to investigate high-frequency vibrations of cabinets containing electrical components. Such vibrations can be triggered not only by plane crashes

¹ ENSI Research Strategy (ENSI-AN-11594, May 2023), downloadable under www.ensi.ch

but also by seismic events and cause high component accelerations.

4. Where **human factors** are concerned, research has been ongoing since autumn 2023 that is shining a light on ethical concerns; the project “Responsibility and Nuclear Safety” is investigating how decision-making processes in the field of nuclear safety must be designed and monitored in order that responsible decisions are made.
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. They also form a basis for probabilistic safety assessments. In the year under review, PSI completed its JEFFEAT project. This expanded the capabilities of the OFFBEAT fuel code available for independent safety analyses in respect of 3D applications and improved the use of data from nuclear libraries. The first of the second phase experiments for the NEA RBHT project were carried out in 2024 at Pennsylvania State University; they simulate the quenching of heated fuel element structures with cold water, as would occur in a loss of coolant accident (LOCA).
6. The scope of research into **radiological protection** extends from the application-relevant subjects of radiation-measurement techniques, through to aerial radiometry and the development of new analytical methods for radionuclides. A further phase of the PSI radiation protection research also came to an end during the year under review. In this respect, the majority of the education, involving three integrated PhD projects, is worthy of note. Of these, one PhD project was completed in September 2024 and involved the development of a computational calibration of the Swiss aerial radiometry system resulting in a significant increase in its measurement accuracy. In addition, in recent years, ENSI has expanded research into the subject of the biological effects of

ionising radiation. Since autumn 2024, it has supported a project launched at the University Hospital of Zurich with two medical PhD projects, which is to investigate the scarcely known combined effect of ionising radiation and nanoparticles.

7. Research into **waste management** not only covers deep geological repositories, but also the upstream steps, such as transport and interim storage of radioactive waste. The PSI project DRYstars is developing analytical methods and computer programs for the safety assessment of dry interim storage of spent fuel elements. In the second phase of the project, completed in 2024, the researchers obtained interesting results on the orientation of hydrides in fuel rod cladding, which is critical for cladding integrity. In the year under review, ENSI was still involved in eight experiments at the Mont Terri Rock Laboratory, of which several, however, only comprised ongoing measurements without any need for intensive activities; ENSI has temporarily reduced the scope of work for deep geological disposal due to its work on Nagra’s general licence application. By the end of 2024, the University of Bern’s project on the Irchel in the canton of Zurich was able to clarify further details of the complex sedimentation history in the early ice age using a wide range of methods.

Instructive events from facilities in other countries

Events in nuclear facilities can provide specific information on weaknesses and the need for improvement in all aspects of design and operation. Relevant events in Swiss nuclear facilities are described in the ENSI Oversight Report and on the ENSI website. This report considers instructive events that have taken place in other countries. These have been analysed to determine their relevance for Swiss nuclear facilities and, if necessary, are used to make improvements.

In the Czech Dukovany Nuclear Power Plant, problems during control system tests prior to the periodic shutdown of one of the four

reactor blocks resulted in the three redundancies of the reactor protection system being temporarily unavailable. According to the initial assessment, it is presumably not possible for the accident to be replicated in Swiss NPPs; nevertheless, a final assessment will only be possible when more detailed information is available.

In a gas-cooled reactor of the British Torness Nuclear Power Plant, four of the eight blowers required for residual heat removal failed during shutdown due to faulty inverters. After six hours, two of these blowers could be switched on again. In this case, the systems differ so much from those of the Swiss reactors that replication of this fault on Swiss reactors can be ruled out.

International cooperation

During the year under review, the ENSI Board adopted the updated International Strategy. The main aim of ENSI's international cooperation is the continuous improvement of nuclear safety and security, and the strengthening of nuclear oversight in Switzerland. This is being achieved through active participation in the international exchange of regulatory information and experience, through international review missions and the support of other federal bodies. Furthermore, ENSI's international activities should contribute to the continuous improvement of nuclear safety and security as well as to the strengthening and independence of nuclear oversight at a global level. With this aim in mind, 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.

In May, the IAEA Director General Rafael M Grossi presented Switzerland with the final report of the Follow Up Mission 2023 of the International Physical Protection Advisory Service (IPPAS). This gives Switzerland good

marks when it comes to nuclear security. The expert panel formulated recommendations on how Switzerland can further improve its security system in some areas.

In August ENSI submitted the eighth Swiss National Report to the IAEA Joint Convention. The aim of this international convention is to achieve and maintain a high level of safety in the handling and storage of spent fuel and radioactive waste in the contracting states. The corresponding review meeting will be held in Vienna in March 2025.

The Country-Specific Safety Culture Forum (CSSCF) took place in Bern in November. It was organised by ENSI in collaboration with the Nuclear Energy Agency (NEA) and the World Association of Nuclear Operators (WANO). The CSSCF aims at addressing interactions between national culture and safety practices in the nuclear sector. For this purpose, discussions took place with representatives of Swiss licensees, ENSI and international experts. The forum identified good practices for dealing with the topic of safety culture in Switzerland. In addition, questions on how to deal with self-reflection and the ability to manage conflict situations in Switzerland were raised, which will be further investigated. The results are to be summed up and published in a report by the NEA during 2025.

Changes to the legal principles underlying nuclear surveillance

Updating of the system of rules continued in 2024 with the following adaptations:

- ENSI-B09 «Determining and Recording the Doses of Persons Exposed to Radiation» (new edition);
- ENSI-G18 «Fire Protection» (new guideline), consequently resulting in the withdrawal of the previous Guideline HSK-R-50 «Safety Requirements for Fire Protection in Nuclear Installations»;
- ENSI-A06 «Probabilistic Safety Analysis (PSA): applications» (revision).

In addition, external hearings were held for two guidelines.



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 wichtigsten Ziele für Forschungsprojekte sind:

1. Indem sie offene Fragen untersuchen, sollen sie es ermöglichen, potenzielle Problembereiche zu erkennen, mögliche Verbesserungen zu erarbeiten, Unsicherheiten zu verringern und Verfahren zu verbessern. Auf diese Weise sollen sie zur Erhaltung und zum Ausbau der Sicherheit der Schweizer Kernanlagen beitragen.
2. Sie sollen Grundlagen und Hilfsmittel liefern beziehungsweise weiterentwickeln, welche das ENSI zur Erfüllung seiner Aufgaben braucht, zum Beispiel für die Erstellung von Richtlinien, für die Entwicklung von Rechenprogrammen für Sicherheitsanalysen und für konkrete Entscheide des ENSI. Für die Priorisierung von Projekten ist dieser Punkt besonders wichtig.
3. Sie sollen den Kompetenzerhalt und die Kompetenzerweiterung beim ENSI fördern, in zweiter Linie auch bei den Expertinnen und Experten des ENSI.
4. In Fachbereichen, in denen das ENSI externe Gutachten heranzieht, sollen sie zu einer unabhängigen Expertise beitragen, die potenzielle Interessenkonflikte vermeidet.
5. Sie sollen die internationale Vernetzung des ENSI auf Fachebene fördern.

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

1.1 Brennstoffe und Materialien

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

1.1.1 NEA FIDES – Framework for Irradiation Experiments

Projektorganisation: Internationales Forschungsprojekt unter der Schirmherrschaft der Nuclear Energy Agency (NEA), in dem an mehreren Reaktoren Bestrahlungsexperimente ausgeführt werden
ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel, Reiner Mailänder

Einleitung

NEA FIDES – Framework for Irradiation Experiments – ist ein grossangelegtes internationales Forschungsvorhaben zur Durchführung von Bestrahlungsexperimenten unter Reaktorbedingungen (in-pile). Es ist als Rahmen konzipiert, in dem Versuche an mehreren Forschungsinstitutionen parallel durchgeführt werden. Jede einzelne Versuchsserie zu einer bestimmten Thematik wird als sogenanntes Joint Experimental Programme (JEEP) von einem eigenen Konsortium (sogenannte «Core Group») getragen und erhält zusätzliche Mittel aus einem Gesamtbudget. In dieses zahlen alle Teilnehmenden ein und bestimmen über die Ver-

wendung der Mittel im Rahmen des sogenannten Governing Board, also einer Art von Verwaltungsrat.

Die erste dreijährige Projektphase ab April 2021 wurde mit vier JEEPs gestartet, die sich alle mit dem Brennstoffverhalten befassten. Nach und nach wurden weitere Reaktoren ins Programm einbezogen und Bestrahlungsversuche auch an Strukturmaterialien aufgenommen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die zweite Projektphase, in der das Programm ausgeweitet wurde, startete im April 2024. Zum Ende des Berichtsjahres umfasste FIDES acht JEEPs. Zudem sind inzwischen Institutionen aus dem Vereinigten Königreich und aus Südkorea dem FIDES-Programm beigetreten. Damit sind derzeit 14 Länder sowie die Europäische Union beteiligt. Im Laufe des Jahres 2024 wurden zudem Diskussionen darüber gestartet, wie das Gesamtbudget des Projekts längerfristig finanziert werden soll.

In den Teilprojekten wurden folgende Fortschritte erzielt:

1. INCA (Inpile Creep Studies of ATF Claddings): Am tschechischen LVR-15-Testreaktor sollte in der ersten Phase (2021 bis 2024) das Kriechverhalten Chrombeschichteter Hüllrohre untersucht werden. Durch die Beschichtung wird die Oxidation des Hüllrohrs unterdrückt, was zu einem potenziell verbesserten Störfallverhalten führt. Insbesondere die Beschichtungseigenschaften nach der Bestrahlung sind in diesen Versuchen von Interesse. Nach den Bestrahlungen, die bis November 2023 dauerten, wurden die Beschichtungen untersucht. In weiteren Nachbestrahlungs-Untersuchungen wurde das Kriechverhalten der Hüllrohre ausgewertet.

Eine Mess-Apparatur befindet sich seit August 2024 im Reaktor. Sie enthält Proben aus Siliziumcarbid (SiC/SiC) und solche mit einer Legierung aus Eisen, Chrom und Aluminium (FeCrAl). Die Bestrahlung soll bis Sommer 2026 fortgesetzt werden.

Eine andere Apparatur wurde mit verschieden beschichteten Zirkoniumlegierungen ab Mitte Dezember 2024 beladen und soll 2025 in den Reaktor kommen. Die Fertigung einer weiteren Messapparatur, die In-pile-Kriechmessungen ermöglichen wird, verläuft plangemäss.

2. HERA (High Burnup Experiments in Reactivity Initiated Accident Conditions): Bei den bisher durchgeführten Reaktivitätsversuchen im japanischen NSRR-Reaktor und im TREAT-Reaktor des Idaho National Laboratory wurden unter anderem die Unterschiede der Pulsdauer von Reaktivitätseinträgen auf die Integrität des Hüllrohrs untersucht.
Die bisherigen Tests wurden mit vorhydriertem Material durchgeführt, was die Alterung der Brennstäbe im Reaktor simulieren soll. Im Berichtszeitraum kam es aber auch zur Anlieferung von Brennstäben aus dem Kernkraftwerk Byron. Damit stehen für weitere Reaktivitätstests realistische Stabsegmente zur Verfügung, die unterschiedliche Abbrände aufweisen, darunter auch Chrom-beschichtete Hüllrohre und Chrom-dotierte Brennstoffpellets.
3. P2M (Power to Melt): Am belgischen BR2-Reaktor sollen moderne hochabgebrannte Brennstoffe Leistungsrampen unterworfen werden, die bis zu einem Teilschmelzen des Brennstoffs führen. Die Probenvorbereitung und die Nachbestrahlungsuntersuchungen finden beim Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (CEA) in Frankreich statt. Wesentliches Ziel ist es, die vorhandenen Sicherheitsmargen bis zum Brennstabschaden genauer quantifizieren zu können. Der erste Test mit einer Brennstoffattrappe wurde inzwischen beim CEA weitgehend vorbereitet, die Materialien wurden nach Belgien zu SCK-CEN, dem Betreiber des BR2-Reaktors, gesendet. Auch für den Qualifikationstest ist die Probenfabrikation bei CEA im Plan. Am BR2-Reaktor musste jedoch unvorhergesehen der Kran für die heissen Zellen revidiert werden. Dies verursacht Verzögerungen von 6 bis 9 Monaten bei der ersten wie auch bei den weiteren Bestrahlungen. Sie sind nun ab der zweiten Jahreshälfte 2025 vorgesehen. Die letzte der vier Bestrahlungen soll Ende 2027 stattfinden, gefolgt von zwei Jahren an Nachbestrahlungsuntersuchungen.
4. INCREASE (In-Core Real-Time Mechanical Testing of Structural Materials): Dieser JEEP befasst sich mit dem Stressrelaxationsverhalten von Edelfählen für Einbauten des Reaktordruckbehälters (RDB). Dafür soll eine Testeinrichtung entwickelt werden. Das Projekt ist mittlerweile gegenüber dem ursprünglichen Zeitplan um sechs Monate verspätet. Der Bestrahlungsbeginn ist für Oktober 2025 vorgesehen. Als Material für die ersten Tests der Einrichtung sollen mehrere rostfreie Stähle genutzt werden, die vielfach für Bolzen von RDB-Einbauten verwendet werden, zum Beispiel an Leitblechen (baffle bolts).
5. AToMiC (Accelerated Testing of Materials in Capsules): In diesem JEEP sollen im Advanced Test Reactor (ATR) am Idaho National Laboratory (INL) Brennstoffe für Generation-IV-Reaktoren bis zu sehr hohen Abbränden bestrahlt werden. Die Bestrahlungen von SiC/SiC-Hüllrohr-Proben mit Urandioxid-Brennstoff sollen bis zum Ende der laufenden Projektphase andauern. In der Zwischenzeit sollen weitere Bestrahlungsexperimente entwickelt werden, um diese dann ab November 2026 starten zu können. Zudem sollen Scheiben aus Mischoxid-Brennstoff im niederländischen High Flux Reaktor (HFR) in Petten versuchsweise bestrahlt werden. Vier Proben mit metallischem Brennstoff aus Uran und Zirkonium (U-10Zr) werden dafür vorbereitet.
6. LOC-HBu (Loss-of-Coolant High Burnup): Dieser neue JEEP läuft am TREAT-Reaktor des INL und befasst sich mit dem Verhalten von Brennstäben unter den Bedingungen postulierter Kühlmittelverlust-Störfälle. Vier Tests an Hochabbrandsegmenten mit gebräuchlichen Materialien sind vorgesehen. Insbesondere sollen die Auswirkungen gespeicherter Energie

beim Störfall untersucht werden. Daneben soll auch der Effekt genauer betrachtet werden, dass sich hochabgebrannter Brennstoff während des Störfalls fein fragmentieren kann. Das INL verwendet für die Experimente eine neu entwickelte Testeinrichtung. Mit dieser können Brennstabsegmente sowohl trocken als auch von Wasser umgeben getestet werden, also mit unterschiedlicher Moderation und damit Reaktivität wie auch mit unterschiedlicher Kühlung. Die ersten Bestrahlungen sollen im zweiten Quartal 2025 stattfinden.

7. MCA-ATF (Material Cluster Assemblies Accident Tolerant Fuel Irradiation): Mit Chrom (10 Cr) und mit Chromnitrid (CrN) beschichtete Hüllrohrproben von vier Herstellern (ALVEL, Framatome, KEPCO Nuclear Fuel, Westinghouse) und mit verschiedenen Herstellungsmethoden sollen im tschechischen Kernkraftwerk Temelin bestrahlt werden. Die Dokumente für die Zulassung der Bestrahlung wurden weitgehend erstellt und vom Kernkraftwerk Temelin überprüft. Die Probenpräparationen der vier Hersteller verlaufen planmässig. In der Hauptrevision des Kernkraftwerks im Juni 2025 sollen die Proben in den Reaktor geladen und zunächst für zwei Jahre bestrahlt werden. Das ENSI beteiligt sich an der «Core Group» dieses JEEPs, weil es das Zustandekommen dieses Vorhabens explizit unterstützen wollte. Denn dessen Ergebnisse sind für die Aufsichtstätigkeit in der Schweiz als wichtig einzuschätzen.
8. HITEC (High-Temperature Creep-Rupture Testing): Dieser JEEP ist auf Strukturmaterialien für fortgeschrittene Reaktorkonzepte (Gen-IV) ausgerichtet und beinhaltet die Bestrahlung von Materialien (rostfreie Stähle, Nickellegierungen) im HFR in Petten. Eine Fragestellung dabei ist, inwiefern das Kriechen dieser Materialien neben der Temperatur auch von der Bestrahlung beeinflusst wird. Zudem kann offenbar bei Zerfällen entstehendes Helium zur Versprödung von solchen Materialien führen – ein bisher wenig

bekanntes Phänomen, das untersucht werden soll. Die bisher für Sommer 2025 geplanten Bestrahlungen wurden auf das erste Quartal 2026 verschoben.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Im Moment werden von Herstellern und Betreibern grosse Anstrengungen unternommen, die Sicherheit und Wirtschaftlichkeit von Brennstoffen weiter zu verbessern. Zum einen geht es darum, vorhandene Materialien und Konzepte weiter zu verbessern, zum anderen komplett neue Materialien zu entwickeln. Bevor diese Verbesserungen und Neuentwicklungen in Leistungsreaktoren zum Einsatz kommen, gilt es, ihr Betriebs- und Störfallverhalten unter möglichst realistischen Bedingungen zu ermitteln. Dafür bieten die in diesem Projekt vereinten Forschungsreaktoren die besten Voraussetzungen.

Neben den Neuentwicklungen sind die Betreiber auch daran interessiert, die Einsatzdauer der verwendeten Brennstoffe, das heisst ihren Abbrand, zu erhöhen. Dadurch kann die Wirtschaftlichkeit der Reaktoren verbessert werden. Da der Brennstoff sich durch die fordernden Bedingungen im Reaktor während des Einsatzes stark verändert, müssen die Auswirkungen dieser Veränderungen bekannt sein, bevor ein grossvolumiger Einsatz in Leistungsreaktoren in Erwägung gezogen werden kann. Auch zu diesem Gebiet werden wichtige Erkenntnisse gewonnen.

Die in diesem Projekt durchgeführten Versuche zu Strukturmaterialien spielen insbesondere für die Alterungsüberwachung der Kernkraftwerke eine grosse Rolle. International besteht der Trend, die vorhandenen Anlagen möglichst lange zu betreiben, was natürlich nicht auf Kosten der Sicherheit geschehen darf. Deshalb müssen die mechanischen und chemischen Veränderungen der Strukturmaterialien vorgängig abgeklärt werden. Darüber hinaus wird international auch viel an der Entwicklung neuer Reaktorkonzepte gearbeitet. Die da-

für benötigten Strukturmaterialien sind ein wichtiger Teilaspekt davon.

Da diese Punkte in grossem Ausmass auf die Nutzung der Kernenergie in der Schweiz zutreffen, ist dieses Projekt für das ENSI von besonderer Bedeutung. Die potenzielle Eignung neuer und optimierter Brennstoffe und Strukturmaterialien kann so unabhängig bewertet werden. Die Konservativität bestehender Sicherheitskriterien für Auslegungsfälle wird überprüft und weiter abgesichert. Die gewonnenen Ergebnisse werden unter anderem verwendet, um die Modellierung der physikalischen Phänomene weiter zu verbessern. Aus diesem Grund wurde auch das Paul Scherrer Institut (PSI), das mit seinem Programmsystem zahlreiche Sicherheitsanalysen für das ENSI erstellt, zu FIDES hinzugezogen.

Die Ergebnisse des Projekts könnten schon aus Kostengründen nicht in der Schweiz allein erzielt werden. Zudem ist in der Schweiz kein für solche Versuche geeigneter Reaktor vorhanden. Daneben spielt auch der im Rahmen der Versuche und deren Beurteilung erfolgende Austausch mit internationalen Experten und Expertinnen eine wichtige Rolle. Die Entwicklungen im Berichtsjahr mit der Ausweitung des Programms und der Beteiligung sind insgesamt ein Erfolg. Mehrere JEEPs liegen jedoch gegenüber der ursprünglichen Planung erheblich im Rückstand. Es ist schwieriger als erhofft, die früher am Halden-Reaktor vorhandenen technischen Einrichtungen und Erfahrungen an anderen Institutionen neu aufzubauen. Daneben führt auch die Auslastung der Forschungsreaktoren mit anderen Aufgaben, darunter insbesondere die Produktion von Isotopen für medizinische Zwecke, in Einzelfällen zu Verzögerungen. Im Jahr 2024 hat sich aber gezeigt, dass bestimmte Anfangsprobleme und Entwicklungsarbeiten allmählich überwunden werden und die Bestrahlungsversuche zunehmen.

Ausblick

Die bereits beschlossenen Arbeiten in den acht laufenden JEEPs werden im kommenden Jahr fortgesetzt.

1.1.2 NEA SCIP – Studsvik Cladding

Integrity Project

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

ENSI-Projektbegleiter: Jiri Ulrich, Reiner Mailänder

Einleitung

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

Das Forschungsprojekt SCIP (Studsvik Cladding Integrity Project) hat zum Ziel, Schädigungsmechanismen der Brennstäbe mittels Heisszellen- und 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 2024 läuft bereits die fünfte fünfjährige Phase (SCIP-V). Zum grössten Teil werden in SCIP-V die Experimente aus den vorherigen SCIP-Phasen, insbesondere SCIP-IV, fortgesetzt und vertieft. Neu wurde das Themenfeld um sogenannte Accident Tolerant Fuels (ATF) erweitert, da solche Stäbe derzeit zunehmend in Leistungsreaktoren weltweit eingesetzt werden. Ende 2024 nahmen am Projekt 44 Organisationen (Behörden und Organisationen aus Industrie und Forschung) aus 15 Ländern teil.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der offizielle Abschluss von SCIP-IV fand im Juni 2024 statt, daher waren für 2024 nur noch sehr wenige experimentelle Arbeiten vorgesehen und der Fokus lag auf der Auswertung der Ergebnisse und der Verfassung der Abschlussberichte. Ende 2024 lagen 79 der insgesamt geplanten 93 Berichte vor.

Die restlichen Dokumente, inklusive des Abschlussberichts für das Gesamtprojekt, sollen bis März 2025 fertiggestellt sein.

Im Hinblick auf SCIP-V beschäftigte sich Studsvik unter Einbeziehung der Projektteilnehmenden vor allem mit der Festlegung optimaler Parameter und Randbedingungen der Versuche sowie der Suche nach geeigneten Probematerialien. Das entspricht aufgrund der nur kurzen vergangenen Laufzeit dieser Projektphase von wenigen Monaten der Erwartung. An dieser Stelle sollen die einzelnen Teilprojekte (Tasks) von SCIP-V und die dort geplanten Experimente erstmalig kurz vorgestellt werden:

Task 1: Back-End (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, Transport und der späteren Verbringung in ein Tiefenlager eingehalten werden. Dieses Themengebiet wurde zuerst in SCIP-IV in das Experimentalprogramm aufgenommen und stösst auf wachsendes Interesse seitens der Projektteilnehmenden. Die Arbeiten zu diesem Thema in SCIP-V stellen in den meisten Bereichen eine Fortsetzung und Erweiterung der Untersuchungen dar und behandeln einige offene Punkte aus der vorherigen Projektphase.

Von Bedeutung für die Hüllrohrintegrität sind dabei vor allem das Kriechen der Hüllrohre und die Versprödung des Materials durch Wasserstoff, der während des Reaktoreinsatzes in das Hüllrohr aufgenommen wird. Wasserstoff kann durch die Temperaturänderungen während der Zwischenlagerung in Form von kristallinen Hydriden im Metallgefüge ausfallen oder sich umlagern (Abbildung 1). Studsvik entwickelte im Rahmen von SCIP-IV eine Versuchsanlage für Kriechtests von Brennstabsegmenten unter Temperatur- und Druckverhältnissen, die realistischerweise während der trockenen Zwischenlagerung und des Transports zu erwarten sind. Im Unterschied zu den meisten

anderen Kriechversuchen mit leeren Hüllrohren wird das Verhalten von Brennstabproben inklusive des Brennstoffs untersucht, welches dem realen Fall näherkommt.

Wasserstoff zeigt ein komplexes Lösungsverhalten in Zirkonium-Basis-Legierungen, welches noch nicht vollständig verstanden ist. Besonders auffallend ist dabei die starke Hysterese zwischen den Löslichkeitskurven beim Auflösen und Ausfällen der Hydride. Daher soll im Rahmen von SCIP-V das Löslichkeitsverhalten von Wasserstoff in verschiedenen Hüllrohrmaterialien unter Anwendung von modernen Messmethoden neu untersucht werden.

In SCIP-IV wurden die Temperaturen und Spannungen ermittelt, bei denen sich in üblichen Druck- und Siedewasser-Hüllrohrmaterialien die sicherheitstechnisch nachteiligen radial orientierten Hydrid-Ausfällungen bilden. In SCIP-V sollen diese Arbeiten weitergeführt werden und unter anderem das Verhalten von modernen Hüllrohrmaterialien, die während ihres Reaktoreinsatzes vergleichsweise wenig Wasserstoff aufnehmen, studiert werden. Andererseits sollen weitere, möglicherweise relevante Einflussgrößen wie die Abkühl- beziehungsweise Aufheizrate oder die kristallographischen Phasen der Hydride betrachtet werden.

Ein in SCIP-V neu untersuchter Aspekt im Hinblick auf das Hüllrohrkriechen ist das Ausglühen der Brennstäbe. Während des Reaktoreinsatzes entsteht eine Vielzahl von mikroskopischen Strahlenschäden im Hüllrohrmaterial, welche aus makroskopischer Sicht die Festigkeit des Materials erhöhen und seine Duktilität verringern. Die Nachzerfallswärme des bestrahlten Brennstoffs kann während der trockenen Zwischenlagerung zu einer starken Aufheizung der Hüllrohre führen, insbesondere während der Trocknungsphase. In der Folge können dadurch die strahleninduzierten Schäden zum Teil wieder ausgeheilt werden, wodurch das Material wieder weicher werden und ein schnelleres Kriechen aufweisen könnte, als bisher für bestrahlte Brennstäbe angenommen wurde. In SCIP-V sollen daher Experimente durchgeführt werden, bei denen das

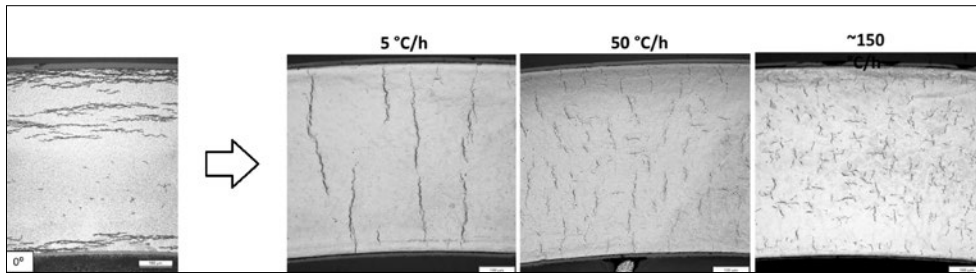


Abbildung 1: Hydridmorphologie im Hüllrohr nach Reaktorbestrahlung (links Hydride überwiegend in Umfangsrichtung) und nach einer Aufheizung und Abkühlung unter Belastung mit Innendruck (rechts überwiegend radiale Hydride). Die Abkühlrate hat dabei einen starken Einfluss auf die Länge der ausgefallenen Hydridplättchen und ist oberhalb der Bilder angegeben. (Bild: Studsvik/TopFuel 2024)

bestrahlte Material ein Ausglühen vor dem eigentlichen Kriechtest erfährt.

Neben intakten Brennstäben müssen auch Stäbe zwischen- und endgelagert werden, die während ihres Reaktoreinsatzes einen Schaden erlitten haben. Als Folge davon ist Wasser in die Hüllrohre eingedrungen. Dieses kann langfristig die Sicherheit während der Lagerung beeinträchtigen und ist durch die übliche Trocknungsprozedur nur schwer zu entfernen. In SCIP-IV wurde untersucht, ob und unter welchen Bedingungen die Trocknung solcher Stäbe möglich ist. Dafür wurde eine neue Versuchseinrichtung entwickelt und aufgebaut, die aber noch nicht ganz den erhofften Stand erreicht hat. In SCIP-V soll der Versuchsstand weiterentwickelt und die Trocknungstemperaturen weiter erhöht werden, um auch chemisch gebundenes, nicht nur adsorbiertes Wasser entfernen zu können.

Task 2: Loss of Coolant Accident (LOCA)

Bei einem Störfall mit Kühlmittelverlust (Loss of Coolant Accident, LOCA) kann durch die fehlende Kühlung das Hüllrohr aufblähen (sogenanntes «Ballooning») und anschließend aufbrechen. Auch der Brennstoff kann dabei zerbersten (Fragmentierung) und teilweise aus dem geplatzten Hüllrohr austreten. Bei hoch abgebranntem Brennstoff wird eine besonders feine Fragmentierung beobachtet, die das Austreten des Brennstoffs ins Kühlmittel wahrscheinlicher werden lässt. Auch in diesem Task bauen die experimentellen Arbeiten grösstenteils auf den Ergebnissen aus den früheren Projektphasen SCIP-III und SCIP-IV auf.

Für die Simulation von LOCAs hat Studsvik bereits in der Projektphase SCIP-III zwei ver-

schiedene Anlagen entwickelt. Eine davon versucht, die Bedingungen im Reaktor möglichst genau nachzubilden (integrale LOCA-Tests). Die andere ist eine einfachere Anlage für Heizversuche, mit der bestimmte Aspekte des Verhaltens von Brennstabsegmenten während LOCAs wie auch während anderer Temperaturtransienten untersucht werden können.

In SCIP-IV wurde festgestellt, dass es für die Feinfragmentierung keinen scharfen Abbrand-Schwellenwert gibt, sondern dass sie durch viele einzelne Einflussfaktoren begünstigt wird, unter anderem durch die Aufheizrate oder das Volumen des freien Gasplenums im Brennstab oberhalb der Brennstoffpellets. Diese sollen in SCIP-V in weiteren Versuchsreihen gezielt untersucht werden. Die LOCA-Tests mit Brennstabsegmenten sollen komplementär durch Studien der Mikrostruktur des Brennstoffs mit Elektronenmikroskopie und Massenspektrometrie ergänzt werden, um auch den Mechanismus der Feinfragmentierung auf der mikroskopischen Ebene besser zu verstehen.

Während eines LOCA kommt es aufgrund der starken und raschen Aufheizung zur Freisetzung der Spaltgase in das freie Brennstabvolumen. Unter normalen Bedingungen bleiben sie grösstenteils in Poren und Bläschen innerhalb der Brennstoffmatrix gefangen. Das freigesetzte Gas führt zur Erhöhung des Brennstab-Innendrucks (mit Deformation oder Bersten als möglicher Folge) und bestimmt auch den Quellterm gasförmiger Radionuklide beim Austritt. Dabei spielt sowohl die lokal freigesetzte Menge an Spaltgasen als auch die Mobilität dieser Gase durch die ganze Brennstabsäule eine Rol-

le. Beide Faktoren wurden im Rahmen von SCIP-IV in Abhängigkeit von Temperatur und Abbrand untersucht. Die Experimente sollen auch in SCIP-V fortgesetzt werden, dabei soll auch die für SCIP-IV entwickelte Versuchsanlage weiter verbessert werden.

Task 3: Accident Tolerant Fuel (ATF)

Als Accident Tolerant Fuel (ATF) werden fortgeschrittene Brennstäbe bezeichnet, die durch verbesserte Hüllrohrmaterialien und dotierten Brennstoff ein günstigeres Verhalten unter Störfallbedingungen aufweisen. Dieses Thema wurde aufgrund aktueller technischer Entwicklungen auf Wunsch vieler Teilnehmender neu in SCIP aufgenommen. Der Fokus dieses Tasks liegt primär auf dem Verhalten der Hüllrohre; dotierte Brennstoffe werden bereits seit längerer Zeit in Reaktoren eingesetzt und waren auch schon Teil der Untersuchungen in anderen Tasks seit SCIP-IV. Von besonderem Interesse als ATF-Hüllrohrmaterial ist dabei Zircaloy mit einer Chrom-Beschichtung, welches bereits weltweit in mehreren Anlagen im Testbetrieb eingesetzt wird, unter anderem auch im Kernkraftwerk Gösgen.

In diesem Task ist es vorgesehen, bestrahlte Chrom-beschichtete Brennstäbe mit einer Vielzahl mechanischer Testverfahren zu erproben. Dabei sollen die mechanischen Kennwerte des bestrahlten Materials bestimmt und das Verhalten des Grundmaterials und der Beschichtung untersucht werden. Des Weiteren sollen LOCA-Tests mit ATF-Brennstäben durchgeführt und ihre Performance mit gewöhnlichen Brennstäben verglichen werden.

Task 4: Modellierung

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

besserungsbedarf in den Codes identifiziert werden. Eine von Studsvik geführte zentrale Aktivität, wie der Code-Benchmark in SCIP-IV, ist derzeit für SCIP-V nicht vorgesehen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Hüllrohr bildet die erste Barriere gegen die Freisetzung von radioaktiven Spaltprodukten und Aktinoiden in Kernkraftwerken und Lagerbehältern. Dementsprechend trägt der Erhalt der Hüllrohrintegrität wesentlich 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 experimentellen Möglichkeiten 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, obwohl es sich nicht um Versuche in einem Reaktor (in-pile) handelt. Damit können die Forschungsergebnisse bei der Aufsichtstätigkeit des ENSI direkt einbezogen werden. Ein wesentlicher Vorteil der Heisszellenanlagen von Studsvik ist auch, dass vollständige bestrahlte Brennstäbe aus kommerziellen Leistungsreaktoren inklusive der darin enthaltenen Brennstoffpellets gehandhabt und untersucht werden können. Dies ist insofern von Bedeutung für das ENSI, da sich bei hohen Abbränden, wie sie in der Schweiz üblich sind, ein Verbundsystem von Hüllrohr und Brennstoff bildet, das sicherheitstechnisch ganzheitlich betrachtet werden muss.

Die Ergebnisse werden vom ENSI einerseits für die Beurteilung von Freigabeanträgen im Bereich der Reaktor- und Brennelementtechnik herangezogen, beispielsweise bei der Bewertung von neu in der Schweiz einzusetzenden Brennstoffen oder bei der

Begutachtung der Transportfähigkeit und Langzeit-Trockenlagerung abgebrannter Brennelemente. Andererseits überprüft das ENSI in seinem Auftragsauftrag 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, welche auf dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik arbeiten, unentbehrlich.

Ausblick

Die noch ausstehenden Berichte aus SCIP-IV sollen bis Ende März 2025 finalisiert werden. SCIP-V ist seit Juni 2024 erfolgreich angelaufen, die ersten Versuche sollen bereits im Laufe des Jahres 2025 beginnen. Bei einigen Experimenten sind auch Weiterentwicklungen oder Nachrüstungen der Versuchsanlagen bei Studsvik vorgesehen, welche unter Einbeziehung der notwendigen Tests und Validierungen viel Zeit in Anspruch nehmen können. Wie die Erfahrungen aus den vorherigen SCIP-Phasen zeigen, ist mit der Grosszahl der Ergebnisse mehrheitlich erst nach der Halbzeit des Projekts (Ende 2026) zu rechnen. Ein noch offener Punkt ist die erfolgreiche Beschaffung spezieller Materialien für einige Versuche, darunter auch des ATF-Brennstoffs.

Schon seit einiger Zeit wird von Studsvik eine längerfristig wichtige Aktivität lanciert: Nach der Stilllegung des Halden-Reaktors Mitte 2018 verblieben zahlreiche Brennstabproben beim Betreiber, dem norwegischen Institut für Energietechnik (IFE) (siehe auch die Berichte zum «NEA Halden Reactor Project» in den Erfahrungs- und Forschungsberichten bis 2018). Sie sind grundsätzlich als Abfall zu entsorgen, stellen aber gleichzeitig eine wertvolle Ressource für weitere Forschungsvorhaben dar. Deshalb plant Studsvik, in den kommenden Jahren unter dem Projekttitel SPARE eine Auswahl der Proben von Halden und dem IFE-Labor in Kjeller nach Studsvik zu überführen. Die Schwerpunkte der Probenauswahl sind: thermische Leitfähigkeit,

störfallresistentere Brennstoffe, mit Gadolinium und Chrom dotierte Brennstoffe, hoher Abbrand und hohe Anreicherung. Der Transport ab Halden ist nach einigen Verzögerungen nun für 2025 vorgesehen; 25 Organisationen aus 14 Ländern, darunter auch das ENSI, unterstützen dieses Vorhaben. Aufgrund einer Kürzung der Mittel und der starken Verzögerungen des ganzen Vorhabens gegenüber dem ursprünglichen Plan muss der Transport ab Kjeller voraussichtlich im Rahmen eines neuen Projekts abgewickelt werden.

Zitierte Literatur

■ Alvarez et al. (2024): On the effect of internal pressure and cooling rate on the hydride reorientation in Optimized Zirlo cladding, Proceedings of TopFuel 2024 (Grenoble, Frankreich).

1.1.3 NEA CABRI International Project

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA) und Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire (IRSN)

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Einleitung

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

Abbränden klein ist, soll eine Absicherung der Kriterien durchgeführt werden.

Das CABRI International Project (CIP) wird von der Nuclear Energy Agency (NEA) und dem französischen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) getragen. In diesem Projekt werden am 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 Wasserkreislauf steht eine weltweit einmalige Anlage zur realitätsnahen Simulation von RIA-Störfällen unter DWR-Bedingungen zur Verfügung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr wurden zwei Hochabbrand-Experimente, davon einer mit Brennstabschaden (allerdings ohne Brennstoff-Freisetzung), weiter ausgewertet. Bei beiden Versuchen kam es wie beabsichtigt zum Filmsieden, jedoch nur für kurze Dauer, wie Thermoelemente und akustische Signale übereinstimmend belegten. Das schneller als erwartete Wiederbenetzen wird auf die raue Oberfläche der Hüllrohre zurückgeführt. Weitere Auswertungen der lokalen Messwerte lieferten ebenfalls Indizien für den lokalen Prozess des Filmsiedens. Hüllrohre und Brennstoffsäulen wuchsen etwas an. Zusätzlich wurden Dehnungen des Hüllrohrs gemessen. Der Grund für den Brennstabschaden soll in zerstörenden Untersuchungen geklärt werden.

Am 14. April 2024 fand ein RIA-Versuch statt, bei dem ein Mischoxid-Brennstabsegment mit modernem M5-Hüllrohr (Hersteller Framatome) verwendet wurde. Die RIA-Pulsbreite war, wie angestrebt, sehr kurz. Der Enthalpieanstieg lag in einem Bereich, in dem mit einem Schaden zu rechnen war. Drucksensoren, Mikrofone und ein Aktivi-

tätsanstieg im Kühlmittel zeigten genau dies an. Das Hüllrohr wuchs etwas an. Mittels zerstörungsfreier Prüfungen wurden Verformungen der Brennstoffsäule und des Hüllrohrs dargestellt. In der Gammaskopie war der Bereich, aus dem der Brennstoff austrat, klar zu erkennen.

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 2024 durchgeführte Versuch ist erst der sechste. Das Projekt liegt somit sehr weit hinter dem ursprünglichen Zeitplan. Allerdings wurde gerade durch die letzten drei Versuche die grosse Bedeutung des Projekts gezeigt.

Die im CABRI-Projekt gewonnenen Erkenntnisse dienen dazu, die internationale Datenbasis zu erweitern und die Modellierungsmethoden zu verfeinern. Basierend auf dieser Datenbasis hatte die U.S.NRC 2020 neue RIA-Kriterien in einem Regulierungsleitfaden definiert. Das ENSI hat nach eigener Bewertung die Betreiber der Schweizer Kernkraftwerke aufgefordert, die Anwendbarkeit dieser Kriterien auf ihre Anlagen zu überprüfen. Die Überprüfung fiel positiv aus und es wurden Projekte zur Umstellung der Nachweise in die Wege geleitet. Für zwei Anlagen wurden die Umstellungen erfolgreich abgeschlossen, für eine Anlage ist damit im Jahr 2025 zu rechnen.

Ausblick

Die französische Aufsichtsbehörde ASN hat die Betriebsbewilligung für den CABRI-Reaktor um zwei Jahre, bis Februar 2026, verlängert. Der Betreiber ist bestrebt und zuversichtlich, dass es zu weiteren Verlängerungen kommen wird, da der CABRI-Reaktor auch nach dem CIP genutzt werden soll.

Für das Jahr 2025 sind zwei Tests geplant, ein Stabsegment mittleren Abbrands mit einem Innenliner (innere Beschichtung des Hüllrohrs) und ein Hochabbrandsegment.

1.1.4 NEA QUENCH-ATF – Quenching of Accident Tolerant Fuels

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

Einleitung

Ebenso wie das Projekt NEA RBHT (Kapitel 1.5.3) befasst sich das Projekt NEA QUENCH-ATF mit der Wiederbefüllung des Reaktordruckbehälters (RDB) bei einem Kühlmittelverlust-Störfall (Loss of Coolant Accident, LOCA). Allerdings liegt hier der Fokus auf den Materialien der Brennelement-Hüllrohre. Die nach dem Absinken des RDB-Füllstands ganz oder teilweise aus dem Wasser ragenden, stark erhitzten Brennelemente werden vom Wasser abgeschreckt (sogenanntes «Quench»), das durch die Notkühlsysteme zugeführt wird. Um die Auswirkungen dieses Prozesses auf die Hüllrohre abzumildern, setzen die Hersteller der Brennelemente vermehrt auf störfallresistentere Hüllrohrmaterialien. Diese werden international unter der Bezeichnung ATF (Accident Tolerant Fuel) geführt. Aktuell sind Zircaloy-Hüllrohre mit einer äusseren Chrombeschichtung (Cr) im Mikrometerbereich fertigungstechnisch realisierbar. Die elektrisch beheizte QUENCH-Versuchsanlage des KIT kann Auslegungsstörfälle (Design Basis Accidents, DBA), bei denen Temperaturen unterhalb von 1200 °C herrschen, sowie auslegungsüberschreitende Unfallabläufe (Beyond Design Basis Accidents, BDBA) mit Temperaturen über 1200 °C nachbilden. Dabei wird das chemische, mechanische und thermohydraulische Verhalten des Hüllrohrmaterials und der Strukturmaterialien von Brennelementen untersucht. Die bisherigen Versuche wurden mit herkömmlichen Hüllrohr- und Strukturmaterialien durchgeführt. Im Rahmen der hier beschriebenen Versuchsreihe sollen drei

Quench-Versuche mit störfallresistentere Hüllrohrmaterialien durchgeführt werden. Für die Versuchsanordnung werden jeweils 24 Hüllrohre zu einem Bündel vereint. Um einen definierten Abstand der Hüllrohre zueinander zu gewährleisten, werden diese mit metallischen Abstandhaltern versehen. Ferner werden Messmittel wie zum Beispiel Thermoelemente in das Bündel eingebracht.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr konnte der zweite Versuch, welcher auch zwei Abschaltstäbe aus ATF-Materialien beinhaltet, unter BDBA-Bedingungen erst im August durchgeführt werden, da die Anlage durch ein nicht zur Untersuchungsreihe gehörendes Langzeitexperiment belegt war. Aufgrund der Komplexität der Ergebnisanalyse liegen noch nicht alle Auswertungen dieses Versuchs vor. Durch die höhere thermische Belastung sind die Hüllrohre stärker in Mitleidenschaft gezogen worden als im ersten Versuch. Dieser Umstand spiegelte sich auch im visuellen Erscheinungsbild der Hüllrohre wider. Typisch für chrombeschichtete Hüllrohre ist, dass sich unter dem Einfluss hoher Temperaturen und einem oxidativen Medium Chromoxid bildet. Die Chromoxidschicht färbt sich dabei grün. Bei der Bildung von Mikrorissen erinnert das Aussehen an eine Reptilienhaut.

Parallel wurden die ausgiebigen Untersuchungen des ersten Versuchs zur Verifizierung der Korrektheit der Rechenmodelle weitergeführt. Die Ergebnisse sind vielversprechend, müssen jedoch noch gegen die Ergebnisse des zweiten und dritten Versuchs validiert werden.

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

tige Hüllrohrmaterialien in Bezug auf ihr Störfallverhalten untersucht. Die Ergebnisse werden vom ENSI für die Beurteilung von neu in der Schweiz eingesetzten, weiter entwickelten Hüllrohrmaterialien verwendet. Zudem wird auf der Basis dieser Forschung die Analysesoftware weiterentwickelt. Das Projekt läuft bezüglich der technischen Aspekte planmässig. Es gab jedoch Verzögerungen aufgrund des oben erwähnten Langzeitprojekts. Der noch ausstehende Versuch soll trotz der ursprünglich geplanten Stilllegung der Anlage in jedem Fall durchgeführt werden.

Ausblick

Mitte 2025 soll der dritte Versuch mit einem Bündel aus 24 chrombeschichteten Hüllrohren, welche ein alternatives Beschichtungsverfahren durchlaufen haben, stattfinden. Ziel ist insbesondere, die Auswirkungen unterschiedlicher Beschichtungsverfahren miteinander zu vergleichen.

1.1.5 ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies

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

Einleitung

Vor dem Hintergrund der aktuellen Kernenergieverordnung und des zunehmenden Alters der Schweizer Kernkraftwerke liegt der Schwerpunkt der vom ENSI geförderten werkstoffbezogenen regulatorischen Sicherheitsforschung auf der Beurteilung und Sicherstellung der Integrität des Primärkühlkreislafs und der Containment-Strukturen im Zusammenhang mit der Werkstoffalterung.

Das Projekt ASSET wurde Anfang 2024 als dreijähriges Forschungsprogramm gestartet und ist die Fortsetzung des LEAD-II-Projekts. ASSET befasst sich in fünf Teilprojekten mit materialwissenschaftlichen Fragestellungen, die insbesondere für die

Spannungsrissskorrosion und die Ermüdung von Strukturwerkstoffen in Kernkraftwerken relevant sind. Ziel ist es, ein umfassendes Verständnis der Mechanismen zu entwickeln, die die Materialalterung und Rissbildung unter den Bedingungen des Langzeitbetriebs beeinflussen. Eine genaue Kenntnis dieser Mechanismen ist für die Bewertung der strukturellen Integrität von Komponenten wie Druckbehältern und Rohrleitungen unerlässlich. Anlass für die neuen Aktivitäten waren die jüngsten Vorfälle von Spannungsrissskorrosion in Edelstahl-Rohrleitungen von französischen Druckwasserreaktoren (DWR) sowie das wachsende Interesse an fortschrittlichen additiven Fertigungstechnologien für Ersatzteile, Reparaturen und Wartung.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt I: Initiierung von Spannungsrissskorrosion in der Nickelbasislegierung Alloy 182 und Massnahmen zu deren Reduzierung

Dieses Teilprojekt fokussiert auf die Reduzierung von Spannungsrissskorrosion (Stress Corrosion Cracking SCC) durch sogenanntes Cavitation Peening (CP), eine Technik, die hohe Druckeigenspannungen in der Werkstoffoberfläche erzeugt. CP-Technik kann flexibel eingesetzt werden, auch an bestrahlten Komponenten. Voraussetzung für eine erfolgreiche SCC-Reduzierung ist eine nahezu fehlerfreie Oberfläche (mit Fehlertiefen unter 1–2 mm) sowie eine ausreichende Eindringtiefe und Grösse der Druckspannungen, so dass die Summe der Spannungen unterhalb der SCC-Schwelle liegt.

Im Rahmen des Projekts wurden zwei 13 mm dicke Schweissplatten aus Alloy 182 hergestellt und mechanisch bearbeitet, um repräsentative Oberflächenbedingungen zu erzeugen. Die Oberflächenhärte nach CP betrug bis zu 800 MPa und war damit doppelt so hoch wie die Volumenhärte der unbehandelten Proben. Ausserdem wiesen die CP-Proben hohe Druckspannungen von -600 MPa bis -800 MPa auf, die bis in eine

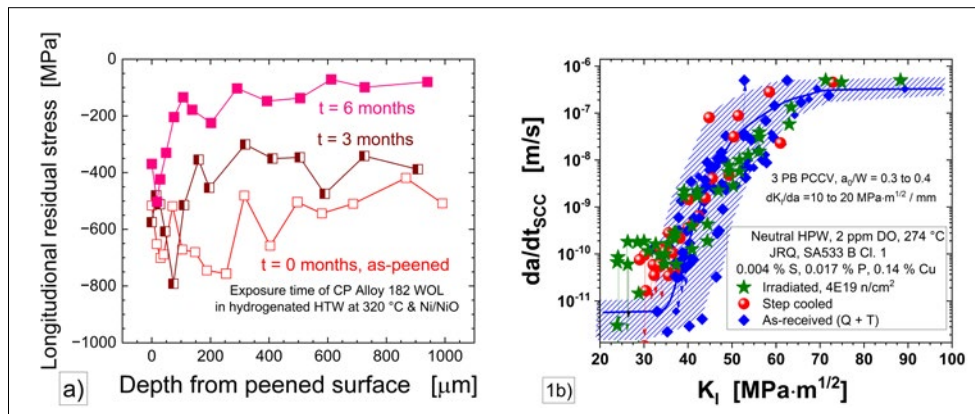


Abbildung 2:
Links Eigenspannungen in Längsrichtung als Funktion der Einwirkzeit von wasserstoffhaltigem HTW bei CP-Proben. Rechts Oxidschichtdicke als Funktion der Expositionszeit in wasserstoffhaltigem HTW für mechanisch bearbeitete und für CP-Proben. (Bild: PSI)

Tiefe von über 1 mm reichten. Im Vergleich dazu wiesen die mechanisch bearbeiteten Proben nur moderate Druckspannungen (bis -200 MPa) bis in eine Tiefe von 200 μm auf, während direkt an der Oberfläche Zugspannungen zwischen +150 und +300 MPa auftraten.

Die Proben wurden bei 320 °C in wasserstoffhaltigem Hochtemperaturwasser (HTW) über Zeiträume von 3 bis 12 Monaten gelagert. Erste Ergebnisse dieser Langzeituntersuchungen zeigen eine leichte Relaxation der durch CP erzeugten Druckspannungen, wobei die Schutzwirkung der Druckspannungen deutlich erhalten bleibt (Abbildung 2 links). Auf den CP-behandelten Proben wurden dünnere, gleichmässige und chromreichere Oxidschichten festgestellt, die durch beschleunigte Chromdiffusion in die verformte Oberfläche entstehen und eine stabilere, korrosionsbeständigere Schutzwirkung bieten. Die Untersuchungsergebnisse zeigen, dass CP die Bildung von dünneren, nanokörnigen inneren Oxidschichten fördert, was auf die stark deformierte Mikrostruktur mit einer hohen Dichte an Versetzungen und Korngrenzen zurückzuführen ist. Diese Oxidschichten scheinen nach sechs Monaten Exposition gesättigt zu sein, während die Oxidschichten auf den mechanisch bearbeiteten Proben weiterwachsen (Abbildung 2 rechts).

Zusätzlich wurden SCC-Prüfungen zur Bewertung der Rissbildung und des Risswachstums in den simulierten Umgebungen eines DWR (320 °C) und eines Siedewasserreaktors

(SWR, 290 °C) durchgeführt. Dabei handelte es sich um 3-Punkt-Biegeversuche mit langsam ansteigender Last. Insgesamt wurden 17 Versuche mit einer Dauer von 20 bis 60 Tagen durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, dass die mit CP behandelten Proben eine deutlich geringere Anfälligkeit gegenüber SCC aufweisen, was durch eine höhere Initiierungslast und eine längere Zeit bis zur Rissbildung belegt wird.

Zur Analyse der Spannungs- und Dehnungszustände wird eine Finite-Elemente-Analyse verwendet, um Spannungsverteilungen und kritische SCC-Initiierungsspannungen zu bestimmen. Zukünftige Arbeiten werden sich auf die Optimierung der CP-Parameter und die Untersuchung der Langzeiteffekte konzentrieren, da CP ein grosses Potenzial zur Verringerung der SCC-Rissinitiierung und zur Verbesserung der Oberflächenintegrität aufweist.

Teilprojekt II: Temporäre Sauerstoff- und mechanische Transienten bei der Initiierung von SCC in nichtrostenden Stählen

Teilprojekt II befasst sich mit der Untersuchung temporärer Sauerstoffschwankungen und mechanischer Transienten und deren Auswirkungen auf die beschleunigte Bildung von SCC und Kurzrissswachstum unter DWR-Bedingungen. Ziel ist es, herauszufinden, ob diese Faktoren eine nachteilige Rolle spielen und ob optimierte Betriebsverfahren oder -auslegungen, wie beispielsweise die Verringerung der Amplitude oder der Häufigkeit dieser Transienten, die negativen

Auswirkungen verringern können. Eine umfassende Literaturstudie wurde eingeleitet, die sich insbesondere mit der Rolle potenzieller (temporärer) O₂- und mechanischer Transienten sowie mit den letzten SCC-Vorfällen in französischen DWR befasst. Die Studie analysiert auch wasserchemische Verfahren zur O₂-Kontrolle und deren Quellen. Parallel dazu wurde mit der Materialbeschaffung und Probenherstellung begonnen. Im ersten Schritt wird 20 % kaltumgeformter Edelstahl 316L als Ersatzmaterial für die wärmebeeinflusste Zone der Schweißnähte verwendet. In der zweiten Phase werden zwei 316L-Schweißnähte untersucht, die von den finnischen Institutionen VTT und TVO im Rahmen des Programms SAFER LOAD zur Verfügung gestellt wurden.

Die erste experimentelle Studie untersucht den Einfluss von niedrig konzentriertem gelöstem Sauerstoff (DO, einige ppb bis 100 ppb) auf das freie Korrosionspotential (ECP). Die Ergebnisse zeigen, dass selbst niedrige DO-Werte das ECP signifikant erhöhen können, was zu einer aggressiven, leicht sauren Spaltchemie führen kann. Ab 2025 werden weitere Tests mit gekerbten CT-Proben und flachen Zugproben durchgeführt, um die Auswirkungen von O₂-Transienten und thermomechanischer Belastung auf die SCC-Bildung zu untersuchen.

Teilprojekt III: Umweltbedingte Ermüdung (Environmentally-Assisted Fatigue, EAF) von nichtrostendem Stahl

Das Ziel von Teilprojekt III besteht in der Optimierung der Bewertung der EAF in nuklearen Strukturen, insbesondere unter Berücksichtigung des Langzeitbetriebs (Long-Term Operation LTO) über einen Zeitraum von 60 Jahren. Die gegenwärtigen Methoden, wie die NUREG/CR-6909-Ansätze der amerikanischen Aufsicht U.S.NRC, werden als verbesserungswürdig erachtet, da sie Diskrepanzen zwischen Laborversuchen und realen Betriebsbedingungen aufweisen. Das Projekt zielt demnach auf die Optimierung der Übertragbarkeit von Laborergebnissen auf Komponenten unter realistischen Bedingungen sowie auf die Reduzierung re-

dundanter Konservatismen ab. In diesem Zusammenhang werden bislang ungelöste Unsicherheiten, wie die Auswirkungen von Mittelspannungen und statischen Haltezeiten auf EAF, untersucht.

In der ersten Projektphase liegt der Schwerpunkt auf Tests zur Untersuchung von EAF unter isothermen und thermomechanischen Bedingungen. In der zweiten Phase erfolgt die Analyse von Ermüdungsrissskorrosion unter Wellenlastbedingungen bei sehr hohen Lastverhältnissen ($R > 0,9$ – $0,95$) an hochfesten Materialien. Diese Ansätze ermöglichen eine detailliertere Erfassung der Mechanismen und Einflussfaktoren von EAF unter realitätsnahen Bedingungen.

Im Jahr 2024 fokussierte das Teilprojekt III auf die Beiträge zum EU-Projekt INCEFA-SCALE sowie auf die Weiterentwicklung von Tests und Methoden zur Bewertung der EAF. Der Schwerpunkt der Untersuchungen lag dabei auf der Analyse der Effekte von statischen Haltezeiten und Mittelspannungen unter isothermen und thermomechanischen Bedingungen an Hohlzylindern. Zudem wurde eine Machbarkeitsstudie zur Detektion von EAF-Rissen mittels direkter Stromabfallmessung durchgeführt.

Teilprojekt IV: Spannungsrissskorrosion von additiv hergestellten nichtrostenden Stählen

Das Teilprojekt IV befasst sich mit der Untersuchung der Beständigkeit von additiv gefertigten Werkstoffen, insbesondere Edelstahl 316L, gegen die SSC in Leichtwasserreaktoren (LWR). Die Ziele des Teilprojekts sind die Charakterisierung des SCC-Verhaltens von Werkstoffen unter LWR-Bedingungen und der Aufbau von praktischem Wissen und Kompetenz. Ein besonderer Schwerpunkt liegt auf der beschleunigten Qualifizierung und Standardisierung dieser Werkstoffe für sicherheitskritische Anwendungen, da ihr Alterungsverhalten, insbesondere im Hinblick auf SCC, weitgehend unbekannt ist.

In Zusammenarbeit mit internationalen Partnern (VTT, Framatome, University of Manchester und PSI) werden SCC-Tests unter realistischen Reaktorbedingungen durch-

geführt. Zwei mittels Laserstrahlschmelzen hergestellte 316L-Edelstahlmaterialien werden in SWR- und DWR-Umgebungen getestet. Die Proben (Zug- und U-Biegeproben) werden bei VTT gefertigt, und die Materialcharakterisierung wird im Februar 2025 starten. Bereits 2024 wurde eine umfassende Literaturrecherche durchgeführt, um den Stand der Technik, offene Fragen und Qualifizierungsansätze zu analysieren. Im Rahmen eines Round-Robin-Programms werden beschleunigte SCC-Tests durchgeführt, deren Ergebnisse 2025 auf einer internationalen Konferenz präsentiert werden. Erste Ergebnisse zeigen, dass die Werkstoffe unter bestimmten Bedingungen eine geringe Korrosionsanfälligkeit aufweisen. Es ist jedoch anzumerken, dass weitere Tests erforderlich sind, um die Werkstoffe für sicherheitskritische Anwendungen in der Kernindustrie zu qualifizieren.

Teilprojekt V: Spannungsrisskorrosion in Alloy 182 bei verschiedenen Spannungsintensitäten

Das Teilprojekt V konzentriert sich auf das Risswachstum durch SC) in den Legierungen Alloy 182/82 in einem breiten Bereich des Spannungsintensitätsfaktors K_I . Ziel ist es, präzise Daten für die Bewertung der Fehlertoleranz und der strukturellen Integrität zu gewinnen sowie die Angemessenheit der derzeitigen Inspektionsintervalle zu überprüfen.

Die SCC-Wachstumsraten wurden im K_I -Bereich von 10–200 MPa $m^{1/2}$ untersucht. In der hohen K_I -Region (50–200 MPa $m^{1/2}$) wurde eine Potenzgesetz-Abhängigkeit beobachtet, wobei der Exponent n zwischen 1,5 und 2 liegt. Ein Plateau, bei dem die SCC-Raten unabhängig von K_I wären, wie es in einigen Kurven für Alloy 182 angenommen wird, wurde nicht festgestellt. Nach einer Schweissnachbehandlung wurde eine Verringerung der Schweissnaht-Restspannungen beobachtet, jedoch auch eine mögliche Erhöhung der SCC-Empfindlichkeit durch Chrom-Karbide und Chrom-Verarmung an den Korngrenzen. Erste Ergebnisse aus dem niedrigen K_I -Bereich (5–25 MPa $m^{1/2}$) zeigen

ein kontinuierliches Risswachstum ohne klare SCC-Schwellenwerte. Die Forschungsergebnisse liefern entscheidende Grundlagen für die Bewertung der Langzeitsicherheit von Mischschweissnähten und für die Optimierung von Inspektionsstrategien in Kernkraftwerken.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Kernenergiegesetzgebung der Schweiz sieht keine generelle Beschränkung der Betriebsdauer von Kernanlagen vor. Somit basiert die Entscheidung für einen sicheren Betrieb primär auf technischen Erkenntnissen über den Zustand der Anlagen und deren Komponenten. In diesem Umfeld sind die Alterungsüberwachung und die Zustandsbeurteilung der sicherheitsrelevanten Komponenten sehr wichtig. Die ausgewählten Themen sind auf die schweizerischen Bedürfnisse zugeschnitten und werden auch international als für einen sicheren Langzeitbetrieb wichtig angesehen.

Die Expertise von PSI-Expertinnen und -Experten zu ausgewählten Fragestellungen, insbesondere zum Thema Risskorrosion, wird immer wieder für die ENSI-Beurteilungen im Rahmen der Aufsichtstätigkeit berücksichtigt. Durch die gute Vernetzung des Projekts mit weiteren internationalen Forschungsprogrammen (INCEFA-SCALE, POEAM, SAFER LOAD, FRACTESUS) ist sichergestellt, dass die Ergebnisse des ASSET-Projekts auch bei der Überarbeitung von internationalen Standards berücksichtigt werden und sich die Programme sinnvoll ergänzen.

Im Jahr 2024 wurden die meisten Ziele und Meilensteine des ersten Projektjahres erreicht. Das Projekt ASSET leistet einen wichtigen Beitrag zur Förderung des Nachwuchses und zum Erhalt des Fachwissens auf dem Gebiet der Werkstoffalterung und des sicheren Langzeitbetriebs von Kernkraftwerken. Die erzielten Ergebnisse sind von direktem und praktischem Nutzen für regulatorische Aufgaben.

Ausblick

Für das Jahr 2025 liegt der Fokus auf den Teilprojekten II bis IV, welche sich mit SCC und EAF von rostfreien und additiv hergestellten Stählen befassen. Das Teilprojekt V von ASSET wird im Frühjahr 2025 abgeschlossen sein. Wichtige Meilensteine sind der Schlussbericht des Vorgängerprojekts LEAD-II im Frühjahr 2025 und ein halbtägiges Seminar im Herbst 2025, an dem die wichtigsten Ergebnisse der Literaturstudien zu SCC aus nichtrostenden Stählen für das ENSI und die Schweizer Kernkraftwerke präsentiert werden.

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

Projektorganisation: Internationales Forschungsprojekt unter Leitung der amerikanischen Aufsichtsbehörde U.S. Nuclear Regulatory Commission (U.S. NRC)
Schweizer Auftragnehmer: Nuklearinspektorat des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI-N)
ENSI-Projektbegleiter: Torsten Häntzka

Einleitung

Das internationale Projekt PIONIC-II (Program for Investigation of Non-destructive Examination by International Collaboration) wurde als Fortsetzung von PIONIC-I im Jahr 2023 gestartet. Das Projekt mit einer Laufzeit bis Ende Juli 2027 verfolgt das Ziel, die internationale Zusammenarbeit bei der Erforschung moderner Prüftechniken und Technologien für die Inspektion, Fehlererkennung und Fehlergrößenbestimmung mittels zerstörungsfreier Prüfung (ZfP) von Komponenten in Kernkraftwerken zu stärken.

Das Vorhaben baut auf einer Reihe vorausgegangener Projekte auf, die ihren Ursprung in Initiativen zu Ringversuchen und der Analyse des Fehlerdetektionsvermögens von Ultraschallprüftechniken an austenitischen sowie Mischschweissnähten haben, darunter die Projekte PINC und PARENT. Bereits PIONIC-I ging über die Durchführung und Analyse von Ringversuchen hinaus und er-

möglichte einen fundierten Austausch über Erkenntnisse zu Fehlermorphologien und deren Einfluss auf ZfP-Anzeigen. Ausserdem wurden Simulationstechniken und die Probability-of-Detection (POD)-Methodik zur quantitativen Bewertung des Leistungsvermögens von Prüftechniken thematisiert.

In PIONIC-II liegt der Fokus auf der Nutzung innovativer Technologien wie maschinellem Lernen (Machine Learning), Phased-Array-Ultraschallprüftechniken (Full Matrix Capture, FMC) und den zugehörigen Rekonstruktionstechniken (Total Focusing Technique, TFM). Das Projekt gliedert sich in drei Teilprojekte:

- Teilprojekt 1: Machine Learning Applications
- Teilprojekt 2: Advanced UT Techniques and Technologies
- Teilprojekt 3: Emerging Technologies and Other Topics

Die internationale Beteiligung an PIONIC-II umfasst Beiträge von Aufsichtsbehörden, Unternehmen, Universitäten und Forschungseinrichtungen aus Finnland, Südkorea, Schweden, der Schweiz, den USA, Deutschland und ab 2025 auch Japan (bereits in Vorgängerprojekten beteiligt). Das ENSI ist durch Forschungsarbeiten des Labors für Zerstörungsfreie Prüfung (ZfP-Labor, siehe Abbildung 3) des Nuklearinspektorats des Schweizerischen Vereins für technische Inspektionen (SVTI-N) am Projekt beteiligt.

Auch die im Vorgängerprojekt gewonnenen Messdaten werden weiterhin insbesondere für die Generierung von Machine-Learning-Modellen (Teilprojekt 1) sowie zur Evaluierung von Rekonstruktionsalgorithmen (Teilprojekt 2) verwendet und tragen nachhaltig zur Weiterentwicklung der Technologien bei.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nach der erfolgreichen Initialisierung des Projekts Ende 2023 wurden im Berichtsjahr 2024 die Teilprojekte gestartet. Ziel des Projekts ist es, nationale Forschungsinitiativen der teilnehmenden Staaten zu bündeln

und eine übergreifende Koordination zu ermöglichen.

Im Jahr 2024 fanden zwei Projekttreffen statt: ein virtuelles Treffen in der Jahresmitte sowie ein Präsenztreffen im Dezember an der Materialprüfungsanstalt (MPA) der Universität Stuttgart in Deutschland. Die gebündelte Expertise der Projektpartnerinnen und -partner sowie der darauf basierende Wissensaustausch, gepaart mit kritischen Diskussionen, tragen wesentlich zum Erkenntnisgewinn bei. Dadurch wird ein mittelfristiges gemeinsames Verständnis zu zentralen technisch-wissenschaftlichen Aspekten gefördert, insbesondere im Hinblick auf neue Technologien.

Während der Projekttreffen wurden die Schwerpunkte innerhalb der Teilprojekte weiter konkretisiert und die Zusammenarbeit entsprechend koordiniert. Die folgenden Unterabschnitte fassen die Aktivitäten der Teilprojekte zusammen.

Teilprojekt 1: Machine Learning Applications

In diesem Teilprojekt wird das Potenzial von Machine-Learning-Technologien für die Analyse von ZfP-Daten bewertet. Der Fokus liegt auf deren Anwendung in der Ultraschallprüfung. Im Vordergrund steht die automatisierte Klassifizierung von Ultraschall-Anzeigemustern zur Detektion von Fehlern, insbesondere Rissen. Hierfür werden unterschiedliche Ultraschall-Prüftechniken einbezogen. Eine ausreichende Datenbasis für das Training und die Validierung der Modelle ist essenziell, um zuverlässige Detektionsmodelle zu generieren. Testkörper spielen dabei eine zentrale Rolle, da die definierte Herstellung von Fehlern eine präzise Grundlage für das überwachte Lernen (Supervised Learning) bietet.

Die Übertragbarkeit von Modellen, die anhand von Testkörperdaten generiert wurden, auf reale Anwendungen stellt eine zentrale Herausforderung dar. Wann immer möglich, sollten Modelle daher mit Felddaten validiert werden. Diesbezügliche Arbeiten finden in nahezu allen teilnehmenden Staaten und ihren Forschungsorganisationen statt. Dar-

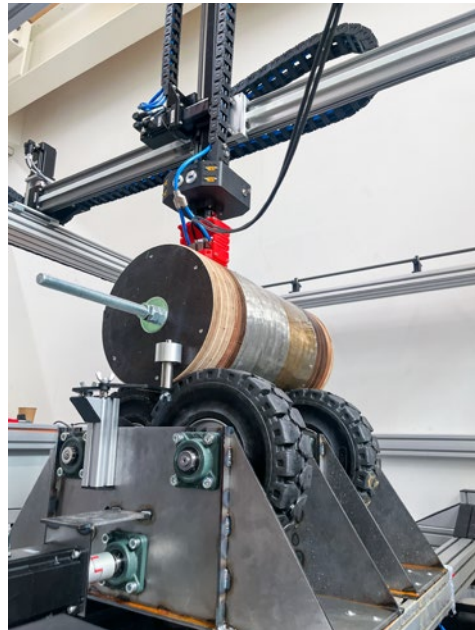


Abbildung 3:
Ultraschallprüfung
eines Mischnaht-
Testkörpers im
Scanner des ZfP-
Labors des SVTI.
(Bild: SVTI)

über hinaus sind bereits erste kommerzielle Modelle mit künstlicher Intelligenz (KI) verfügbar, die zunehmend in die Prüfpraxis integriert werden. Die internationale Zusammenarbeit ermöglicht den Erfahrungsaustausch, den Aufbau eines gemeinsamen Verständnisses und die Evaluierung der Systeme, unter anderem in Form von Ringversuchen.

Neben der Anwendung von KI und Machine Learning für Klassifizierungsaufgaben kommen zunehmend auch generative KI-Technologien zum Einsatz. Diese werden insbesondere zur Erzeugung von Ultraschalldaten für Schulungs- und Trainingszwecke sowie für die Erweiterung von Trainingsdatensätzen in Machine-Learning-Modellen verwendet. Generative KI eröffnet dabei neue Perspektiven, die gesondert untersucht und evaluiert werden müssen.

Ein Schwerpunkt von PIONIC-II ist die Entwicklung fundierter und valider Prozesse für den Einsatz generativer KI in der Ultraschallprüfung. Hierfür wurde ein Konzept entwickelt, das eine strukturierte Untersuchung in vier Phasen vorsieht. Die Implementierung dieses Konzepts bildet die Grundlage für die weitergehende Integration generativer KI in ZfP-Anwendungen und identifiziert Gelungsbereiche für derartige Anwendungen.

Neben dem verbreiteten Ansatz des Supervised Learning widmet sich insbesondere der SVTI-N auch der Erforschung des Potenzials von Unsupervised-Learning-Methoden. Ziel dieses Ansatzes ist es, Anomalien, also Unregelmässigkeiten, in Messdaten zu detektieren. Dieser Ansatz berücksichtigt, dass für die Entwicklung von Machine-Learning-Modellen typischerweise deutlich mehr normale Daten – also Daten von intakten Komponenten und Material – verfügbar sind als von fehlerhaftem Material.

Im Rahmen des Unsupervised Learning werden Modelle, insbesondere auf Basis von künstlichen neuronalen Netzen, sogenannten Autoencoder-Architekturen, mithilfe intakter Daten trainiert. Diese Modelle sind darauf ausgelegt, bei Abweichungen von den gelernten Mustern, wie sie bei fehlerhaften Daten auftreten, sensitiv zu reagieren. Ein wesentlicher Vorteil dieses Ansatzes ist, dass die Vielzahl und Variabilität möglicher Fehlerausprägungen, die oft nicht vollständig vorhersehbar sind, hier weniger stark ins Gewicht fallen.

Die bisherigen Untersuchungen zu diesem Ansatz befinden sich noch in einem frühen Stadium. Eine umfassende Evaluierung und Weiterentwicklung ist in den kommenden Projektphasen vorgesehen.

Teilprojekt 2: Advanced UT Techniques and Technologies

Der Zweck dieses Teilprojekts besteht in der Bewertung neuer Ultraschall-Prüftechniken (Ultrasonic Testing, UT). Beispiele hierfür sind Full Matrix Capture (FMC) und Total Focusing Method (TFM) als Weiterentwicklung der Phased-Array-Technik. Dies sind spezielle Verfahren der Datenerfassung und -auswertung von UT-Prüfungen, welche die Erkennbarkeit von Auffälligkeiten im zu prüfenden Material erhöhen. Dies eröffnet Möglichkeiten zu einer vereinfachten Einrichtung des Systems, einer reduzierten Abhängigkeit von der Bedienung und einer gesteigerten Zuverlässigkeit und Leistung der Inspektion.

Im Rahmen dieses Teilprojektes haben die Arbeiten des Konsortiums insbesondere

zwei unterschiedliche Aspekte betroffen. Einerseits sind dies experimentelle Untersuchungen unter Verwendung von Funktionen kommerzieller Software. Andererseits betrifft dies Arbeiten auf der Algorithmenebene unter Verwendung eigener Implementierungen von Algorithmen in Form von Programmiercode. Insbesondere sprechen diese die Verwendung von Algorithmen der Total Focusing Method (TFM) und deren Vermögen der Abbildung von Defekten an. Darin enthalten sind neuartige Umsetzungen wie die Delay-Multiply-And-Sum (DMAS)-Technik sowie die phasenbasierte Phase-Coherence-Imaging (PCI)-Technik.

Die US-amerikanischen Projektpartnerinnen und -partner berichteten über ihre Erfahrungen mit dem Einsatz kommerziell verfügbarer Algorithmen, insbesondere im Zusammenhang mit der Anwendung der DMAS-Methode, die positive Ergebnisse zeigt. Untersuchungen zur Algorithmenentwicklung auf Basis eigener Implementierungen wurden vorrangig in der Schweiz am SVTI durchgeführt. Für grundlegende Analysen werden vor allem Simulationsstudien eingesetzt, wobei die mit einer kommerziellen Software für semi-analytische Simulationen generierten Daten eine systematische Evaluierung und Optimierung der Implementierungen ermöglichen. Dies trägt zum Erkenntnisgewinn hinsichtlich der Algorithmenfunktionalität bei und erlaubt eine detaillierte Untersuchung spezifischer Anwendungsfälle.

Durch eine Projektpartnerin wurden weitere Entwicklungen an einem UT-Simulator vorgenommen, der es ermöglicht, zu Trainingszwecken virtuelle Messungen an einer Testkörperattrappe durchzuführen. Dabei werden die angezeigten Daten entsprechend der Prüfkopfposition in Echtzeit eingespielt. Die verwendeten Datensätze stammen aus zuvor an realen Testkörpern durchgeführten Messungen. Diese Methode erlaubt eine effiziente Skalierung der Testkörperdatensätze und eröffnet vielseitige Trainingsmöglichkeiten für unterschiedliche Prüfanforderungen. Kürzlich wurde der UT-Simulator von der Unterstützung konventio-

neller Ultraschallprüfungen auf die Phased-Array-Technologie erweitert. Dadurch wird das Einsatzspektrum erheblich erweitert und den aktuellen Entwicklungen im Bereich der ZfP angepasst.

Teilprojekt 3: Emerging Technologies and Other Topics

Dieses Teilprojekt dient der Betrachtung besonders relevanter und aktueller Aspekte, die während des Projektzeitraums identifiziert werden. Bisher wurde das Thema der zerstörungsfreien Werkstoffprüfung additiv gefertigter Materialien identifiziert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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

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

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

Ausblick

In der kommenden Periode wird die automatisierte Fehlererkennung in der ZfP weiterhin einen wesentlichen Teil darstellen.

Unter anderem wird im Teilprojekt 1 insbesondere die Effektivität des bislang initial betrachteten Konzepts KI-generierter synthetischer Trainingsdaten untersucht werden. Um der Herausforderung begrenzter realer Daten zu begegnen, werden Generative Adversarial Networks (GANs) und Variational Autoencoders (VAEs) eingesetzt, um synthetische Ultraschallsignale zu erzeugen, die reale Fehlertypen, Materialeigenschaften und Störsignale realitätsnah abbilden. Die Effektivität, Zuverlässigkeit und letzten Endes Zulässigkeit dieses Ansatzes bedürfen der gemeinsamen Betrachtung und Untersuchung. Dies wird die Heranziehung realer Ultraschalldaten zur Erstellung einer Referenz für die Generierung synthetischer Daten beinhalten. KI-Modelle werden synthetische Datensätze erstellen, die eine Vielzahl von Fehlertypen und Signalmerkmalen widerspiegeln. Die Validierung erfolgt durch statistische Analysen und Expertenbewertungen, um die physikalische Plausibilität sicherzustellen. Machine-Learning-Modelle werden mit realen, synthetischen und hybriden Datensätzen trainiert, um ihre Leistungsfähigkeit in Bezug auf Empfindlichkeit, Genauigkeit und Robustheit zu bewerten. Insbesondere wird untersucht, inwieweit die Modelle unter verschiedenen Bedingungen und in komplexen Fehlerszenarien ihre Gültigkeit behalten. Eine vergleichende Analyse wird Anwendungsbereiche identifizieren, in denen synthetische Daten den grössten Nutzen bieten und Strategien zur optimalen Integration mit realen Daten entwickeln, um die Zuverlässigkeit und Effizienz zu verbessern.

Weitere Aspekte des Machine Learning im Rahmen dieses PIONIC-Teilprojekts werden die Konsolidierung von Referenzcode für Deep-Learning-Konzepte umfassen. Dies soll eine einheitliche und transparente Grundlage für zukünftige Entwicklungen schaffen. Zudem werden erste Erfahrungen mit der Qualifizierung von KI-assistierten Prüfsystemen gesammelt und analysiert werden. Die daraus gewonnenen Erkenntnisse werden wertvollen Input für das PIONIC-Projekt liefern.

fern und fliessen in die weitere Entwicklung ein.

In der Schweiz wird mit dem SVTI der Ansatz des Unsupervised Learning, insbesondere im Bereich der Anomaliedetektion, weiterverfolgt werden. Ziel hierbei ist es, innovative Methoden zur Erkennung von Abweichungen in Inspektionsdaten zu erforschen und deren Potenzial für den praktischen Einsatz zu bewerten.

Im Teilprojekt 2 werden moderne Ansätze der Ultraschallprüfung, basierend auf FMC und TFM, weiter vertiefend untersucht werden. Dies wird die empirische Untersuchung anhand experimenteller Messungen sowie die Arbeit auf Algorithmenebene fortführen. Ein besonderer Schwerpunkt liegt auf der Zusammenarbeit anhand von Daten aus semi-analytischen Simulationen. Die Nutzung dieser Simulationsdaten ermöglicht es, die Funktionalität der Algorithmen unter klar definierten Bedingungen zu analysieren. Durch die gezielte Variation konkreter Szenarien können zuverlässige Aussagen zur Stabilität der Ergebnisse getroffen werden. Ein wesentlicher Aspekt der Untersuchungen wird der Einfluss von Unvollkommenheiten bei der Datenerfassung sowie von Annahmen während der Analyse sein. Ziel ist es, die Auswirkungen dieser Faktoren systematisch zu erfassen und fundierte Anhaltspunkte für den Einsatz und die Weiterentwicklung der Methoden zu gewinnen.

Das Teilprojekt 3 wird auch in der kommenden Periode die Möglichkeit bieten, aktuelle Entwicklungen im Bereich der ZfP zu berücksichtigen. Zunehmend an Relevanz gewinnt die ZfP im Kontext der Qualitätssicherung und Überwachung von Bauteilen, die mittels additiver Fertigung hergestellt wurden. Die fortschreitende Verbreitung additiver Fertigungstechnologien erfordert angepasste Prüfverfahren, um die spezifischen Herausforderungen effektiv anzugehen.

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

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Daniel Reitz,
Rainer Ahlfänger

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Sicherheit und Lebensdauer von Druck- und Siedewasserreaktoren (DWR und SWR) werden massgeblich durch die Strukturintegrität des Reaktordruckbehälters (RDB) und der Hauptkühlmittelleitungen bestimmt. Das INOWAC-Projekt ist im Wesentlichen die Nachfolge des ZINC-Projekts von 2019 bis 2023. Gegenstand der Untersuchung war der Einfluss der Einspeisung von Zink (Zn) auf die Initiierung der Spannungsrisskorrosion (SpRK) sowie das Wachstum bereits vorhandener Risse. Hierzu wurden zwei wichtige Strukturmaterialien des Primärkreises unter Druckwasser- und Siedewasserbedingungen untersucht, nämlich die Nickellegierung Alloy 182 und der rostfreie Stahl AISI 316L. Zudem wurden die Zusammensetzung, die Struktur, die mechanischen Eigenschaften und die Repassivierungskinetik von Oberflächen und Rissflanken-Oxidschichten mit und ohne Zn-Einspeisung charakterisiert.

Im ZINC-Projekt konnte gezeigt werden, dass die Zn-Einspeisung die Schädigung von Strukturmaterialien durch SpRK abschwächt. Die Zugabe von 40 ppb Zn zum Reaktorwasser (DWR- und SWR-Bedingungen) zeigt eine Verzögerung der Rissinitiierung bei Alloy 182. Eine Zugabe von 15 ppb Zn zeigt einen weniger ausgeprägten Einfluss. Die Zn-Zugabe führt zu dünneren und kompakteren Oxidschichten für beide Werkstoffe und unter beiden Umgebungsbedingungen. Dies ist eine wichtige Voraussetzung für den Widerstand gegen SpRK. Zn-Atome werden in die inneren Oxidschichten eingebaut, was dazu führt, dass die Oxidschichten eine bessere Schutzwirkung gegen fortschreitende Oxidation besitzen. Dies konnte anhand von elektrochemischen Messungen nachgewiesen werden. Die Ergebnisse des

Projekts ZINC sind in den beiden Referenzen [1], [2] und im Projektabschlussbericht der Forschungsstelle [3] zusammengefasst. Im 2023 gestarteten INOWAC-Projekt wird die systematische Untersuchung des Einflusses der Zn-Zugabe zum Reaktorwasser unter SWR- und DWR-Bedingungen auf die SpRK fortgesetzt. Insbesondere wurden die Prüfbedingungen mehr an die tatsächlichen Bedingungen laufender Schweizer Kernkraftwerke angepasst. Dies umfasst niedrigere Zn-Konzentrationen unterhalb von 15 ppb sowie verlängerte Behandlungszeiten. Die Ergebnisse sollen dazu verwendet werden, den positiven Einfluss von Zn quantifizieren zu können und beispielsweise Risswachstumskurven für die untersuchten Werkstoffe zu erstellen. Ein zweites, kleineres Projektziel betrifft die Beantwortung offener Fragen bezüglich der kombinierten Einspeisung von Platin im Rahmen des Online NobleChem™ (OLNC)-Verfahrens und Zink.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Fokus im Berichtsjahr lag auf der Charakterisierung der Oxidschichten von Proben aus rostfreiem 316L-Stahl. Diese sogenannten Coupons wurden etwa zwei Wochen lang einer SWR- oder DWR-Umgebung ohne oder mit 10, 15 oder 40 ppb Zn ausgesetzt. Mittels Rasterelektronenmikroskop (REM) wurden Aufnahmen der Oberflächen dieser Coupons gemacht. In allen Fällen konnte ein deutlicher Unterschied in der Morphologie des Oberflächenoxidfilms zwischen den Zn-behandelten und den Zn-freien Oberflächen festgestellt werden. In der äusseren Oxidschicht haben sich weniger grössere Oxidkristalle gebildet, und die äussere Oxidschicht erscheint bei den Zn-behandelten Oberflächen glatter, unabhängig vom Oberflächenzustand (poliert oder geschliffen). Auch die Menge an Zn (15 oder 40 ppb) machte keinen grossen Unterschied. Ähnliche Beobachtungen wurden auch bei Alloy 182 gemacht [4].

Nach dem Querschnitt der Proben wurde die Dicke der inneren Oxidschicht an 45 äquidistanten Stellen mit einem REM gemessen.

Die Oxidschicht der polierten Oberfläche war im Allgemeinen sehr dünn, und in einigen Fällen konnte die Dicke mit dem REM nicht bestimmt werden (hier sind Untersuchungen mittels Transmissions-Elektronenmikroskopie im Gange). Bei der Betrachtung der geschliffenen Oberfläche wurde eine deutliche Abnahme der Oxidschichtdicke auf den Coupons beobachtet, die 15 oder 40 ppb Zn-haltigem Hochtemperaturwasser ausgesetzt waren. Zusammen mit der Oberflächenabbildung ist dies ein deutlicher Hinweis darauf, dass sich in Gegenwart von Zn eine dünnere, aber dichtere und kompaktere Oxidschicht bildet, die möglicherweise einen besseren Schutz gegen die Entstehung von SpRK bietet. Auch hier ähneln die Beobachtungen denen, die mit den Proben aus Alloy 182 gemacht wurden [5].

Weitere Untersuchungen des Oxidfilms, auch bei einer Zn-Konzentration von 10 ppb, sind derzeit im Gange (zum Beispiel Raman-Spektroskopie, Röntgen-Photoelektronenspektroskopie, energiedispersive Röntgenspektroskopie, elektrochemische Impedanzspektroskopie), um die Auswirkungen der Zn-Injektion auf die Eigenschaften und die Zusammensetzung des Oxidfilms noch besser zu charakterisieren.

Bezüglich einer Rissinitiierung wurde im ZINC-Projekt gezeigt, dass für 40 ppb Zn bei Alloy 182 eine Erhöhung der zur Initiierung notwendigen Spannung erreicht werden kann (SWR-Bedingungen). In neu durchgeführten Versuchen ist eine solche Tendenz für 40 ppb im Vergleich zu 0 ppb Zn auch für den rostfreien Stahl sichtbar. Geringere Zn-Gehalte von 10 und 15 ppb zeigen hingegen einen gegenläufigen Trend, nämlich eine Verringerung der Spannung. Mögliche Gründe für dieses Verhalten könnten in der stark beschleunigten Art und Weise dieses Tests liegen sowie im generell sehr hohen Widerstand des rostfreien Stahls gegen Rissinitiierung.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Da die Zn-Zugabe in Schweizer Kernkraftwerken angewandt 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, da 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 in verschiedener Weise 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 Betriebserfahrung der Kraftwerke verglichen und der Effekt der Massnahme gegebenenfalls quantifiziert werden. In internationalen Gremien tätige ENSI-Mitarbeitende können die Erkenntnisse dort einbringen.

Ausblick

Im dritten Projektjahr wird die SpRK-Initiierungs- und Expositions-kampagne fortgesetzt sowie die Charakterisierung des Oxidfilms und der SpRK-Risse vertieft. Dabei liegt der Schwerpunkt darauf, den Einfluss niedriger Zn-Konzentrationen im Bereich von 10 ppm insbesondere für den nichtrostenden Stahl besser zu verstehen. Gegen Ende 2025 wird eine Testkampagne mit kombinierter Pt- und Zn-Injektion die Testmatrix vervollständigen. Darüber hinaus sind zwei Veröffentlichungen in Fachzeitschriften geplant und die Projektergebnisse werden auf internationalen Konferenzen vorgestellt.

Zitierte Literatur

- [1] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, H.-P. Seifert, and S. Ritter, «Role of Zn Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking

Initiation of Alloy 182 Weld Metal in Simulated Light Water Reactor Environment», *Corrosion Science*, 2023, 221, 111364.

- [2] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, P.V. Grundler, H.-P. Seifert, and S. Ritter, «Effect of Zinc Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Structural Materials in Light Water Reactor Primary Water», *Corrosion Reviews*, 2023, 41(3), 387–398.
- [3] S. Ritter, A. Mackiewicz, K. Chen, «Zinc injection in nuclear power plants to mitigate environmentally-assisted cracking of structural materials – Final report of the ZINC project», PSI TM-46-24-03, 2024.
- [4] A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.-P. Seifert, and S. Virtanen, «Effect of Zinc Water Chemistry on Stress Corrosion Cracking Mitigation of Alloy 182 Weld Metal and Its Oxide Film Properties», In: Nuclear Plant Chemistry Conference (NPC 2023), Paper No. 152, Juan les Pins, France, September 25–28, 2023.
- [5] K. Chen, A. Mackiewicz, H.-P. Seifert, S. Virtanen, and S. Ritter, «Role of Zn Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Alloy 182 Weld Metal in Simulated Light Water Reactor Environment», *Corrosion Science*, 2023, 111364.

1.1.8 PROACTIV II – Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit

Components in Nuclear Power Plants

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Ralph Döring

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Mit der zunehmenden Betriebsdauer von Kernkraftwerken sind wichtige Sicherheitsnachweise unter Einbezug von Alterungsmechanismen zu bewerten. Darunter sind die Nachweise gegen Sprödbruch des Reaktordruckbehälters (RDB) bei Notkühlszenarien mit Thermoschock (Pressurized Thermal Shock, PTS) sowie Leck-vor-Bruch-Nachweise (Leak Before Break, LBB) für druckführenden Rohrleitungen. Dazu notwendig ist die

Abschätzung des aktuellen Werkstoffzustandes hinsichtlich der Neutronenversprödung. Vor dem Hintergrund, dass nur begrenzte Mengen an bestrahltem Original-RDB-Material zur Verfügung stehen, kann die Verwendung miniaturisierter Werkstoffproben dazu dienen, die Datenbasis zu erweitern. Des Weiteren steht mit der eXtended Finite Element Method (XFEM) seit einiger Zeit ein numerisches Verfahren zur Verfügung, das den Aufwand bei der Modellierung signifikant verringern kann. Für ausgewählte Rohrleitungen, vor allem denen des Hauptkühlmittel-Kreislaufs, spielen Leck-vor-Bruch-Nachweise eine wichtige Rolle. Insbesondere in den meisten europäischen Ländern erfolgen diese Nachweise traditionell mit deterministischen Ansätzen. Dagegen sind in den USA auch probabilistische Sicherheitsnachweise weitgehend akzeptiert. Auch in verschiedenen Ländern in Europa gibt es Bestrebungen, neben der deterministischen auch die probabilistische Nachweisführung zuzulassen. Neben der quantitativen Abschätzung der tatsächlich vorhandenen Sicherheitsreserven können probabilistische Methoden auch mithelfen, die Vorgehensweise und den Umfang der Betriebsüberwachung wie auch von wiederkehrenden Prüfungen zu optimieren, um damit die Absicherung der Qualität im Betrieb massgeblich zu unterstützen. Das ENSI möchte diese internationalen Entwicklungen weiterverfolgen und unterstützte darum das Projekt PROACTIV II am PSI, das sich diesen Themen widmete. Es wurde Anfang 2022 gestartet und schloss sich thematisch an das Vorgänger-Projekt PROACTIV an. PROACTIV II bestand aus drei Teilprojekten, die von Anfang 2022 bis Ende 2024 liefen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt 1

Im Teilprojekt 1 wird die Verwendung von Bruchmechanik-Kleinproben zur Bestimmung des Werkstoffzustandes von RDB-Material thematisiert. Bei der Überwachung

des Versprödungszustandes von älteren RDBs gibt es internationale Bestrebungen, anstelle von relativ grossen Standard-Bruchmechanikproben auch Klein- und Kleinstproben zu verwenden. Der Bedarf hierfür ergibt sich insbesondere dadurch, dass das aus den Bestrahlungsprogrammen zur Verfügung stehende Material in Bezug auf Probenanzahl und -grösse limitiert ist. Standardmässig wird die Bruchzähigkeit mit sogenannten 1T-C(T)-Proben ermittelt, die 25 mm Dicke aufweisen. Bei bestrahltem RDB-Material steht jedoch für laufende Reaktoren nur eine begrenzte Anzahl von Begleitproben zur Verfügung, bei denen es sich typischerweise um zehn Millimeter dicke Kerbschlagbiegeproben handelt. Unter Umständen sind auch wenige Bruchmechanikproben vorhanden, die jedoch in der Regel kleiner sind als die Standardproben. Die relevante Werkstoffprüfnorm der American Society for Testing and Materials (ASTM-E1921) schreibt keine Limitierungen bezüglich der Probengrösse vor. Dennoch bestehen im Zusammenhang mit stark verkleinerten Bruchmechanikproben nach wie vor offene Fragestellungen, wie ein veränderter Bruchmechanismus infolge einer niedrigeren Querdehnungsbehinderung (Constraint) und der Einfluss von inhomogenen Materialeigenschaften. Der Schwerpunkt im Teilprojekt 1 lag darin, die Einflüsse der Probengrösse und jene der makroskopischen Inhomogenitäten zu separieren. Im vorherigen Berichtszeitraum standen die Tests von Phase 2 im Mittelpunkt, welche die Bestimmung einer Masterkurve anhand der Kleinproben sowie deren Evaluierung durch numerische und analytische Untersuchungen, insbesondere in Hinblick auf Werkstoffinhomogenitäten und Grösseneinfluss umfasste. Die Datenbasis konnte damit deutlich erweitert, und nach der Masterkurvenmethode konnten Referenztemperaturen T_0 für den verwendeten Stahl ermittelt werden. Die Norm ASTM-E1921 beinhaltet Ansätze zur Abschätzung des Grösseneinflusses in Folge unterschiedlicher Dehnungsbehinderungen bei verschiedenen Probengrössen. Die Ergebnisse deuten jedoch darauf hin, dass,

insbesondere für die Proben aus der Plattenmitte mit geringerer Fließspannung, die Korrektur gemäss Norm nicht ausreicht. Es wird folglich notwendig sein, einen zusätzlichen Faktor einzuführen. Die numerischen Untersuchungen des Spannungsfeldes vor der Risspitze zeigen, dass die effektive, am Rissprozess beteiligte Rissfrontlänge nicht proportional zur Probenbreite ist. Das ist eine mögliche Erklärung, warum die Standardkorrekturverfahren der ASTM-Norm nicht immer passen.

Im Jahr 2024 wurde der Schwerpunkt vor allem auf die Analyse und Interpretation der experimentell gewonnenen Daten gelegt. Neben zwei Datensätzen aus dem Projekt wurden zusätzlich noch weitere Daten aus einem Ringversuch im Rahmen des parallel laufenden europäischen Projekts FRACTESUS herangezogen. Der grosse Unterschied bei T₀ zwischen der Plattenoberfläche und -mitte konnte eindeutig auf die makroskopische Inhomogenität der Stahlplatte zurückgeführt werden. Des Weiteren hat sich bei kleinen Proben erwartungsgemäss eine höhere Streuung gezeigt, die auf mikroskopische Inhomogenitäten zurückgeht. Das höher beanspruchte Werkstoffvolumen und damit die Wahrscheinlichkeit, dass eine mikrorissauslösende Gefügestörung darin enthalten ist, ist bei Kleinproben viel geringer. Ergänzend wurden einige fraktographische Auswertungen durchgeführt.

Die Trennung der makroskopischen von der mikroskopischen Streuung ist eine anspruchsvolle Aufgabe. Zunächst werden die sogenannte Bruchspannung σ^* und das kritische Volumen V^* bestimmt und mit Finite-Elemente-Simulationen kalibriert. Daraus kann der Verlust an Constraint quantifiziert werden. Es wurde eine zweistufige Vorgehensweise entwickelt und vorgeschlagen, die sich von der ASTM-E1921 in einigen Punkten unterscheidet und deren Schwächen beim Umgang mit Kleinproben und insbesondere Werkstoffen mit geringer Fließspannung korrigiert. Die neue Prozedur führt im Schnitt zu ca. 10 °C höheren T₀-Werten. Des Weiteren wurde eine Empfehlung erarbeitet, bei Ver-

wendung von Mini-C(T)-Proben alle Versuche deutlich unterhalb des K_{Jc}-Grenzwerts (elastisch-plastischer Spannungsintensitätsfaktor) der Norm ASTM-E1921 durchzuführen, da die Constraint-Verluste der Kleinproben auch unterhalb des K_{Jc}-Grenzwerts nicht vernachlässigbar sind.

Teilprojekt 2

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

Die Integrität des RDB ist gemäss dem Kernenergiegesetz während der ganzen Lebensdauer nach Stand von Wissenschaft und Technik zu gewährleisten. Für den Sicherheitsnachweis des RDB im Fall einer Notkühlung werden bruchmechanische Methoden verwendet. Herkömmlicherweise werden die Risspitzenbeanspruchungen mit klassischen Finite-Elemente-Methoden (FEM) ermittelt. Zunehmend können die entsprechenden Spannungsintensitätsfaktoren (SIF) auch mit der XFEM evaluiert werden, weil diese eine einfachere Rissmodellierung sowie die Berechnung von Risswachstum, Rissstopp und Risspfaden ermöglicht. Diese Methode ist seit einiger Zeit auch in kommerzieller FEM-Software wie ANSYS und ABAQUS implementiert.

Für die Thermoschock-Experimente verwendet man dickwandige Zylinder aus dem Molybdän-Vanadium-Stahl 17MoV8-4, in denen durch Einspritzen von kaltem Wasser der Thermoschock initiiert wird. Vorher kann der Probekörper auf bis zu 300 °C aufgeheizt werden. Die Sprödbruch-Übergangstemperatur wurde mit entsprechender Wärmebehandlung auf einen möglichst hohen Wert von ungefähr 235 °C eingestellt, damit ein Sprödbruch ausgelöst werden kann. Für eine definierte Rissentstehung sind künstliche Schwachstellen in Form von vier axialen Kerben an der Innenwand des Zylinders eingebracht. Insgesamt lässt sich das Teilpro-

jekt in sechs Aufgaben unterteilen: Probenherstellung, Thermoschockexperimente, Verbesserung der Messtechnik zur Rissbeobachtung, Optimierung des Probendesigns, Nachuntersuchungen an getesteten Proben und Vergleich der Experimente mit den numerischen Ergebnissen der XFEM-Simulationen.

In den bisherigen Phasen standen vor allem die Durchführung der Thermoschockexperimente, die Verbesserung von Messtechnik und Probendesign sowie die Gewinnung von Erkenntnissen aus getesteten Proben, insbesondere auch durch zerstörende Untersuchungen, im Mittelpunkt. Dagegen wurden im letzten Jahr Vergleiche von Versuchen mit numerischen Simulationen in den Vordergrund gestellt. Es wurden insgesamt 15 Versuche durchgeführt. Wichtige gewonnene Erkenntnisse waren, dass mit der XFEM durchweg die Risstiefe überschätzt wurde, im Schnitt um ca. Faktor 3, und Grenzen bei der Modellierung der Rissausbreitung sowohl in 2D als auch in 3D mit ABAQUS aufgezeigt wurden. Daraus resultiert die Empfehlung, alternative Ansätze für eine genauere Simulation der Rissausbreitung in Betracht zu ziehen.

Es wurde der Einfluss der Finite-Elemente-Netze systematisch untersucht, sowohl hinsichtlich der Netzfeinheit als auch der Regularität. Bei regulären Netzen bleibt der Riss in der Kerbebene, was mit den experimentellen Befunden übereinstimmt, und die Rissstopptiefe ist relativ gering von der Netzfeinheit beeinflusst. Beim unregelmässigen Netz zeigen sich abweichende Rissausbreitungsrichtungen und eine starke Abhängigkeit von der Netzfeinheit.

Mögliche Gründe für die Überschätzung der Rissstopptiefe sind die vernachlässigten höheren Terme der Spannungs-Singularität an der Riss Spitze in der XFEM-Implementierung von ABAQUS, die Annahme eines ideal scharfen Risses und die Nichtberücksichtigung des plastischen Materialverhaltens in der Simulation.

Teilprojekt 3

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

Das Teilprojekt 3 wurde grob in drei Aufgaben unterteilt. Aufgabe 1 beinhaltete die Erarbeitung von Parametern für eine Referenzsimulation. Die Software erfordert die Eingabe einer sehr grossen Anzahl solcher Parameter. Das PSI hat hierzu einen Satz von Eingabeparametern vorgeschlagen, der den Bedingungen im Primärkreislauf eines Schweizer Kernkraftwerks möglichst nahekommen soll, diese mit dem ENSI diskutiert und damit umfangreiche Simulationen in Form einer Sensitivitätsanalyse durchgeführt. Dabei wurden der Einfluss von Schweisseigenspannungs-Profilen und die Auswirkungen von Einflussparametern wie Wiederholungsprüfungen sowie Reparaturmethoden untersucht. Diese Arbeiten begannen im vorherigen Berichtszeitraum und wurden im aktuellen Berichtszeitraum fortgesetzt und abgeschlossen.

Als weiterer Schwerpunkt im Jahr 2024 wurden Analysen zur Bewertung der Fähigkeit von xLPR, Erdbeben in die Sicherheitsanalyse einzubeziehen, durchgeführt. Darüber hinaus wurde die verfügbare Modellierung von Verfahren zur Verminderung von Spannungsrissskorrosion untersucht. Das Teilprojekt 3 wurde wie geplant abgeschlossen. Es wurde in den Untersuchungen das sogenannte Betriebserdbeben (Operating basis earthquake, OBE) untersucht, nicht jedoch das Sicherheitserdbeben (Safe Shutdown Earthquake, SSE), da es aufgrund der geringen Auftretenswahrscheinlichkeit keinen Einfluss auf Rissinitiierung oder unterkritisches Risswachstum hat. Erwartungsgemäss zeigen auch die Simulationen mit dem OBE, dass es keinen signifikanten Ein-

fluss auf Rissinitiierung oder Auftretenswahrscheinlichkeit für Lecks hat. Ein Einfluss ist grundsätzlich nur möglich, wenn auch Ermüdungsrisswachstum betrachtet wird. Liegt die seismische Belastung zu hoch, wird sofortiges Rohrleitungsversagen unterstellt, das Erdbeben muss dann analog dem SSE betrachtet werden.

Eine wichtige Erkenntnis ist, dass die Anwendung von xLPR einer anlagenspezifischen Anpassung bedarf, bevor es zuverlässige Ergebnisse liefern kann. Die notwendigen Parameter können sich von jenen unterscheiden, die für die Entwicklung von xLPR verwendet wurden. Eine solche Rechtfertigung würde vermutlich einen relativ grossen Aufwand erfordern, der wahrscheinlich einen Einbezug von Herstellerfirmen oder eng an der Planung und dem Bau der Anlagen beteiligten Firmen bedarf.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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

Zur Sprödbuchtsbewertung des RDB muss zunächst dessen Werkstoffzustand in Bezug auf Neutronenversprödung zuverlässig bestimmt werden. Hierzu dienen sogenannte Begleitproben, die entsprechend dem damaligen Stand der Technik Kerbschlagbiegeproben waren. Heute gewinnt die direkte Ermittlung der Bruchzähigkeit zunehmend an Bedeutung. Die bestehenden Standards erfordern jedoch relativ grosse Bruchmechanikproben. Für den bestrahlten Werkstoffzustand steht hierfür in der Regel zu wenig Material zur Verfügung. Die Miniaturisierung der Proben verspricht, diese Lücke füllen zu

können. Klein-C(T)-Proben der Grösse 0.18 T können in ausreichender Stückzahl aus den Bruchstücken von Kerbschlag-Biegeproben hergestellt werden. Ihre Akzeptanz würde es erlauben, die Datenbasis mit Bezug auf die Auswertungsmethode IIA nach ENSI-B01 (Masterkurvenverfahren an bestrahltem Material) zu erweitern. Des Weiteren haben sich einige Erkenntnisse aus den Forschungsergebnissen für den Entwurf zur Aktualisierung der Richtlinie ENSI-B01 «Alterungsüberwachung» im Anhang 5 als nützlich erwiesen, indem das Wissen zur Bestimmung von Bruchzähigkeitskennwerten weiter vertieft wurde.

Für den Nachweis der Sprödbuchtsicherheit werden PTS-Analysen durchgeführt. Diese erfordern eine grosse Anzahl von Variantenrechnungen mit verschiedenen Risspostulaten (Position, Form, Ausrichtung). Mit der XFEM, die im Teilprojekt 2 untersucht wird, lassen sich solche Variantenrechnungen effektiver gegenüber der klassischen FEM durchführen. Die XFEM wurde exemplarisch bereits von den Werken angewandt. Das Projekt PROACTIV II erlaubt es dem ENSI, die Ergebnisse solcher Analysen besser einordnen zu können.

Das Risiko eines Versagens der Hauptkühlmittel-Leitungen kann mittels Leckvorbruch-Analysen (LBB) weitestgehend ausgeschlossen werden. Bei den herkömmlichen LBB-Nachweisen wird Spannungsrissskorrosion (SpRK) als Schädigungsmechanismus in der Regel ausgeklammert. Neuere Simulationsmethoden auf probabilistischer Basis erlauben auch den Einbezug von SpRK. Ein Beispiel ist der im Auftrag der U.S. NRC entwickelte Code xLPR. Spannungsrissskorrosion in Zusammenhang mit Schweiss-eigenstressungen führen international und national immer wieder zu Vorkommnissen. Beispiele sind der Befund am N5-Stutzen im Kernkraftwerk Leibstadt 2012, die Befunde an den Steigrohren der Strahlpumpen im Kernkraftwerk Leibstadt 2021 sowie diejenigen an der Dampferzeuger-Trennwand im Kernkraftwerk Gösgen 2022. Dazu kommen die Befunde der vergangenen Jahre in den französischen Anlagen.

Die Forschungsergebnisse aus dem Teilprojekt 3 tragen dazu bei, vor dem Hintergrund der Probabilistik ein tieferes Verständnis des Einflusses von Schweisseeigenheiten und anderer Phänomene zu entwickeln. Dadurch kann das ENSI den Nutzen von bestimmten Massnahmen für die nukleare Sicherheit besser einschätzen. Des Weiteren erlauben die Erkenntnisse dem ENSI herauszufinden, wo die Anwendungsgrenzen der gegenwärtigen Programme, insbesondere xLPR, liegen und damit Ergebnisse, die mit solchen Methoden gewonnen werden, besser einordnen zu können.

Ausblick

Im Teilprojekt 1 steht noch die Finalisierung und Publikation der detaillierten Ergebnisse im Rahmen einer Doktorarbeit aus. Darüber hinaus ist geplant, auch im Folgeprojekt PROACTIV III Untersuchungen an Kleinproben einzubeziehen.

Im Teilprojekt 2 wurden inzwischen zahlreiche Thermoschockexperimente abgeschlossen und die Versuchsdurchführung wurde optimiert. Hinsichtlich des Einsatzes der XFEM wurde offensichtlich, dass es noch substantieller Verbesserungen seitens der Hersteller von Simulationsprogrammen bedarf. Die XFEM ist aufgrund der eingeschränkten Genauigkeit gegenüber klassischen FEM-Ansätzen insbesondere für Parameterstudien geeignet. Untersuchungen mit der XFEM werden im Folgeprojekt wegen eher nicht zu erwartender kurzfristiger Softwareverbesserungen vorerst nicht vorgesehen.

Der Erfolg der experimentellen Untersuchungen bietet Potenzial, mit geringfügigen Anpassungen des Versuchsaufbaus, Experimente beispielsweise zur Bewertung der Auswirkungen von warmen Vorbelastungen (WPS-Effekt) im Zusammenhang mit der Simulation von Temperaturschocks unter Druck (PTS) durchzuführen und im geplanten Teilprojekt 2 des Folgevorhabens einzusetzen.

Im Teilprojekt 3 konnten detaillierte Sensitivitätsstudien mit verschiedenen Schweisseeigenheitsprofilen, einschliesslich

zerstörungsfreier Wiederholungsprüfungen sowie potenzieller Schweissschweißreparaturen und dem Einfluss seismischer Belastungen durchgeführt werden. Die Arbeiten mit probabilistischen Methoden sollen im Rahmen der Einbindung internationaler Projekte (zum Beispiel OECD-NEA OpEx-Benchmark) fortgesetzt werden. Ferner sollen ausgewählte Folgemaassnahmen zu Erkenntnissen aus dem EU-Projekt APAL (Advanced PTS Analysis for LTO) untersucht werden.

Die Teilnahme des PSI an diversen Projekten der OECD-NEA, die thematische Überschneidungen mit dem Forschungsprojekt PROACTIV II haben, hat sich bewährt und soll für das Folgeprojekt beibehalten werden. Das beinhaltet zum Beispiel vergleichende Rechnungen verschiedener Expertengruppen (Benchmarks).

1.1.9 NEA SMILE – Studsvik Material Integrity Life Extension Project

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

ENSI-Projektbegleiter: Daniel Reitz, Reiner Mailänder

Einleitung

In den letzten Jahren wurden zwei Siedewasserreaktoren (SWR, Oskarshamn 1 und 2) und ein Druckwasserreaktor (DWR, Ringhals 2) in Schweden stillgelegt. Diese befinden sich derzeit im Rückbau. Die Firma Studsvik hat das Projekt NEA SMILE (Studsvik Material Integrity Life Extension Project) initiiert, mit dem Ziel, Betreiber von Leichtwasserreaktoren (LWR) und Aufsichtsbehörden weltweit beim Alterungsmanagement von Anlagen zu unterstützen. Durch die geplanten Untersuchungen an Material, das realen Betriebsbedingungen ausgesetzt war, können zusätzliche Daten zum Werkstoffverhalten und ein mechanistisches Verständnis der Materialalterung gewonnen werden. Mit fundierten Kenntnissen sollen insbesondere die Prozesse beim Übergang zum Langzeitbetrieb und bei Erneuerung von Betriebsgenehmigungen unterstützt werden. Gleichzeitig bietet die Probenahme auch die

Möglichkeit, die Ergebnisse der während des Betriebs durchgeführten zerstörungsfreien Prüfungen zu verifizieren.

Das Projekt SMILE wurde Anfang 2021 gestartet. Es ist ein auf fünf Jahre angelegtes Projekt unter der Leitung der schwedischen Firma Studsvik und seine erste Phase soll planmässig Ende 2025 enden. Es umfasst experimentelle Untersuchungen und Tests von gealterten Materialproben aus Leichtwasserreaktoren (LWR), die nach mehr als 40 Betriebsjahren stillgelegt wurden.

Das Projekt hat im Berichtsjahr vier französische Institutionen als neue Projektpartner gewinnen können. Am SMILE-Projekt sind damit derzeit 20 Organisationen aus den 10 Ländern Belgien, China, Tschechien, Deutschland, Japan, Schweden, Frankreich, Finnland, der Schweiz und den USA beteiligt. Das Projekt gliedert sich in vier Teilprojekte. Das erste Teilprojekt umfasst die Datensammlung der zu untersuchenden Materialien, die Beschaffung der Proben, deren Einlagerung bei Studsvik inklusive einigen Standarduntersuchungen und die Datenbank des Projekts. Die anderen drei Teilprojekte befassen sich jeweils mit den Alterungsphänomenen der spezifischen Werkstoffgruppen des Primärkreislaufes und den typischerweise betroffenen Komponenten:

Niedriglegierte Druckbehälterstähle:

- Bestrahlungsinduzierte Versprödung
- Versprödung durch thermische Alterung
- Langzeitstabilität von Guss- und Schmiedegüssen
- 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 unter SWR- und DWR-Umgebungsbedingungen

Aufgrund neu zum Projekt hinzugekommener Organisationen können zusätzliche finanzielle Mittel dazu verwendet werden, weitere Arbeiten sowie zusätzliche Untersuchungen durchzuführen. Daneben haben sich Organisationen beteiligt, welche ihren Beitrag zum Projekt in Form von Sachbeiträgen (in-kind contributions) zur Verfügung stellen, darunter Forschungsergebnisse, die für das NEA SMILE-Projekt relevant sind.

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.

Im Berichtsjahr 2024 konzentrierte sich wiederum ein Teil der Arbeiten von Studsvik auf das Teilprojekt 1, also auf die Entnahme, den Transport und die Dokumentation des im Zuge des Rückbaus der stillgelegten Reaktoren gewonnenen Probenmaterials. Das gesamte Probenmaterial ist nun für die

weiteren Untersuchungen bei Studsvik vorhanden. Die Dokumentation der Proben sowie die Dosisberechnungen werden im laufenden Jahr abgeschlossen.

Im Teilprojekt 2 geht es um die Untersuchung etwaiger Versprödungseffekte der niedriglegierten RDB-Werkstoffe aufgrund der Neutronenbestrahlung und thermischer Effekte. Im Berichtsjahr wurde die Untersuchung der Überwachungsproben von Oskarshamn 2 abgeschlossen. Weiterhin sind die Segmente des Reaktordruckbehälters von Oskarshamn 2 in Studsvik eingetroffen und es wurde mit der Vorbereitung der Proben begonnen. Die Durchführung des umfangreichen Testprogrammes soll im Jahr 2025 durchgeführt und abgeschlossen werden. Der finnische Projektpartner VTT, welcher neu im Projekt vertreten ist, hat als In-Kind-Beitrag unter anderem Ergebnisse des BRIGHT-Projekts zum Teilprojekt 2 beigesteuert. Im BRIGHT-Projekt ging es um die Untersuchung von bestrahlten Materialien des Reaktordruckbehälters des stillgelegten schwedischen Kernkraftwerks Barsebäck 2. Die Ergebnisse sind sehr wertvoll für das Projekt NEA SMILE, da sie zusätzliche Daten zur gleichen Thematik liefern.

Das Teilprojekt 3 befasst sich mit der Neutronenversprödung hochlegierter austenitischer Legierungen, welche im Reaktordruckbehälter im Wesentlichen beim Kernmantel und den Kerneinbauten Verwendung finden. Hier sind die Werkstoffuntersuchungen an den Materialien von Oskarshamn 1 und 2 abgeschlossen. Die Arbeiten umfassten die Ermittlung mechanisch-technologischer Eigenschaften wie Zugversuche, Härtemessungen und die Ermittlung der Bruchzähigkeit an verschiedenen Positionen. Ein weiterer Schwerpunkt sind Risswachstumsversuche unter simulierten SWR-/DWR-Bedingungen. Hierbei sind die Arbeiten am Material von Oskarshamn 2 abgeschlossen. Die Vorbereitungen für die Risswachstumsversuche an Kerneinbauten von Ringhals 2 laufen. Alle Versuche sollen im verbleibenden Projektjahr 2025 abgeschlossen werden. Das Teilprojekt 4 widmet sich den Eigenschaften hochlegierter austenitischer Le-

gierungen ohne Strahlungseinfluss. Das gesamte Probenmaterial befindet sich nun bei Studsvik. Alle zerstörungsfreien Prüfungen, die notwendig sind, um das Material auf Schädigungen aus dem Betrieb zu untersuchen, sind abgeschlossen. Der Zeitplan für zahlreiche Versuche in diesem Teilprojekt musste nach hinten verschoben werden. Dies liegt daran, dass entgegen der Erwartungen die meisten Proben Aktivität enthalten und daher nicht in konventionellen Laboren untersucht werden können. Der grösste Teil der geplanten Versuche soll aber dennoch bis zum Ende des letzten Projektjahres 2025 abgeschlossen werden.

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 vier Projektjahre erreicht. Ein Grossteil der Untersuchungen wird jedoch im fünften und letzten Projektjahr stattfinden und bereits jetzt ist sicher, dass ein Teil der von den Teilnehmenden gewünschten Untersuchungen erst in einer zweiten Phase des Projekts ab 2026 umgesetzt werden kann.

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 dazu beitra-

gen, dass das ENSI seine Aufsichtstätigkeit nach aktuellem Kenntnisstand durchführen kann. Ein wesentlicher Vorteil dafür ist, dass das Projekt Experten und Expertinnen aus der ganzen Welt zusammenbringt; es schafft ein Forum für den Wissenstransfer zwischen den teilnehmenden Organisationen. Die ausgewählten Themen sind auf die schweizerischen Bedürfnisse zugeschnitten und werden auch international als wichtige Erkenntnisse für einen sicheren Langzeitbetrieb angesehen.

Die Bedeutung des Projekts ist auch daran ersichtlich, dass seit Beginn des Projekts bereits nach und nach zusätzliche Organisationen aus wichtigen, kernkraftwerksbetreibenden Ländern wie China, Frankreich und Finnland hinzugewonnen werden konnten.

Ausblick

Im fünften und letzten Projektjahr wird nach jetziger Planung ein grosser Teil der Untersuchungen in den Teilprojekten 3 und 4 durchgeführt und mit Berichten abgeschlossen. Daneben wird bereits intensiv an der Planung einer weiteren Projektphase ab 2026 gearbeitet. Diese umfasst auch einen Workshop für potenzielle neue Mitglieder, in welchem ausgewählte Projektergebnisse und der Ausblick auf die nächste Projektphase vorgestellt werden sollen.

1.2 Interne Ereignisse und Schäden

Die Projekte in diesem Bereich werden von der Nuclear Energy Agency (NEA) koordiniert, die zur Organisation for Economic Cooperation and Development (OECD) gehört. Sie fördern den internationalen Erfahrungsaustausch über Störfälle in Kernkraftwerken sowie über Schäden an Komponenten, die Störfälle auslösen können. Dazu werden themenspezifische Datenbanken aufgebaut, in die systematisch Schadensfälle und Ereignisse aus den teilnehmenden Staaten eingegeben werden. Die Daten werden anschliessend mit dem Ziel ausgewertet, auf der Basis einer grösseren Anzahl von Fällen, Hinweise auf Ursachen und Häufigkeiten von Schäden beziehungsweise Störfällen zu erhalten. Ein Zusammenschluss auf internationaler Basis ist dazu notwendig, weil die relevanten Ereignisse und Schäden in Kernkraftwerken selten sind. Im Hinblick auf Brandereignisse in Kernkraftwerken werden auch Experimente in einer speziell dafür ausgerüsteten Anlage durchgeführt.

1.2.1 NEA CODAP – Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Daniel Reitz

Einleitung

Das CODAP-Projekt (Component Operational Experience Degradation and Ageing Programme) der Nuclear Energy Agency (NEA) ist ein Datenbankprojekt zu alterungsbedingten Schäden an mechanischen Ausrüstungen in Kernkraftwerken. Es besteht aus einer Datensammlung, die Auswertungen der gesammelten Schadenserfahrungen bezüglich mechanischer Komponenten enthält. Am Projekt sind folgende Mitgliedsländer beteiligt: Kanada, Taiwan, Tschechien, Frankreich, Finnland, Niederlande, Deutschland, Japan, Südkorea, Slowakei, Spanien, Schweiz, Vereinigte Arabische Emirate und USA.

Das Projekt betrachtet die mechanischen Ausrüstungen der druckführenden Umschliessung bei sicherheitstechnisch klassierten Systemen in Kernkraftwerken. Unklassierte Komponenten werden einbezogen, wenn diese zu Überflutungen oder anderen sicherheitstechnisch relevanten Vorkommnissen beigetragen haben. Die Ziele des CODAP-Projekts sind:

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

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr 2024 lag der Schwerpunkt des Projekts weiterhin auf der Sammlung, Kontrolle und Freigabe von Datensätzen zu Vorkommnissen. Im Berichtsjahr wurden gesamthaft sieben neue Datensätze in die Datenbank eingegeben. Darunter waren keine Ereignisse in Schweizer Kernkraft-

werken, da abschliessende Materialuntersuchungen noch ausstehen.

Im Rahmen der Erfahrungsauswertung wurde im Projekt damit begonnen, den neunten Erfahrungsbericht zu erstellen. In diesem Bericht steht das Thema Materialermüdung im Mittelpunkt und hierbei insbesondere die Ermüdung durch hoch- oder niederfrequente Vibrationen (sogenannte Vibration Fatigue). Diese treten in der Umgebung von Rotations- und Kolbenmaschinen auf und haben in der Vergangenheit dazu geführt, dass in Komponenten wie Rohrleitungen, Schweissverbindungen oder anderen Bauteilen Risse entstanden oder die Bauteilintegrität vollständig verloren ging.

Der Bericht gibt zunächst einen allgemeinen Überblick über dieses Schadensphänomen und seine Auswirkungen in Kernkraftwerken. Im Anschluss wird die allgemeine weltweite Betriebserfahrung vorgestellt, bevor wesentliche länderspezifische Vorkommnisse und die getroffenen Massnahmen erläutert werden. Es ist geplant, den Beitrag des ENSI im ersten Quartal 2025 einzureichen.

Das Jahr 2024 war das erste Jahr der dreijährigen Phase V des Projekts. Ein zusammenfassender Tätigkeitsbericht über die Projektphase IV wurde verabschiedet.

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 angewandt werden zur Beurteilung von

- Instandhaltungsprogrammen und -massnahmen,
- Wiederholungsprüfprogrammen,
- Alterungsüberwachungsprogrammen,

- Qualifizierungsfehlern für zerstörungsfreie Prüfungen,
- Risikobasierte 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 und -ingenieurinnen, so dass das Wissen aus früheren Vorkommnissen nicht durch den Personalwechsel verloren geht. Das CODAP-Projekt ist daher eine langfristig angelegte Initiative.

Ausblick

Das Projekt befindet sich derzeit in der fünften Phase, welche noch bis Ende 2026 läuft. Mehrere zusätzliche Länder haben Interesse an einer Teilnahme bekundet.

Der Fokus liegt unverändert auf der Erfassung und Pflege von Vorkommnisdaten sowie dem internationalen Austausch zur Betriebserfahrung. Der neunte Erfahrungsbericht zum Thema Ermüdung durch Vibrationen soll im Jahr 2025 fertiggestellt werden.

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

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Roland Beutler

Einleitung

Das ICDE-Projekt (International Common-Cause-Failure Data Exchange) wird seit 1998 unter der Federführung der Nuclear Energy Agency (NEA) betrieben. Das übergeordnete Ziel dieses Projekts ist die Förderung des internationalen Erfahrungsaustausches über Ereignisse, die als Common Cause Failure (CCF) bezeichnet werden. Dabei handelt es sich um Ereignisse, bei denen gleichartige Fehler an mindestens zwei Komponenten aufgrund einer gemeinsamen Ursache

auftreten. Im Projekt werden Daten zu CCF-Ereignissen von verschiedenen Komponententypen in einer Datenbank gesammelt, ausgewertet und die Erkenntnisse in Projektberichten veröffentlicht. Neben der Schweiz beteiligen sich an diesem Austausch zurzeit neun weitere Länder, in denen der Grossteil der weltweiten Kernkraftwerke betrieben werden. Die neunte Phase hat Anfang 2023 begonnen und dauert bis Ende 2026.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2024 wurden insbesondere folgende Arbeiten durchgeführt:

■ **Datenerfassung:** Die Datenbank enthält 2173 potenzielle oder effektive CCF-Ereignisse für 14 verschiedene Komponententypen (Stand: September 2024). Seit Anfang der neunten Phase des Projekts (Januar 2023) hat sich die Anzahl Datensätze in der Datenbank um circa zwei Prozent erhöht.

■ **Berichte zu definierten Themen (sogenannte Topical Reports):** Im Rahmen des ICDE-Projekts 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. Berichte zum Thema Sicherheitskultur (Safety Culture) hinsichtlich CCF-Ereignissen sowie zum Thema Quantifizierung von CCF-Parametern aufgrund von Daten der ICDE-Datenbank sind in Bearbeitung. Alterung wurde als mögliches Thema für einen künftigen Bericht vorgeschlagen. Auf der Grundlage der in der ICDE-Datenbank enthaltenen Ereignisse wurde dazu eine Vorstudie durchgeführt.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Aufgrund des hohen Schadenspotenzials von CCF-Ereignissen hat das ICDE-Projekt für das ENSI eine grosse Bedeutung. Deshalb informiert sich das ENSI regelmässig

über den Stand der Erkenntnisse aus dem Projekt. Die Analysen bilden eine fundierte Grundlage, um die sicherheitstechnische Bedeutung von CCF-Ereignissen genauer zu bestimmen und – wo angemessen – das CCF-Risiko zu reduzieren. Die ausgewerteten Ereignisse fliessen zudem in die Behandlung solcher Ereignisse in den probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) ein.

Ausblick

Im Jahr 2025 werden die oben erwähnten Berichte weiterentwickelt. Ein Workshop zum Thema «Alterung» soll nächstes Jahr stattfinden.

1.2.3 NEA FIRE – Fire Incident Record Exchange

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Amsha Proag

Einleitung

Das Ziel des Projekts NEA FIRE (Fire Incident Record Exchange) ist die Erhebung und die Analyse von Daten zu Brandereignissen in Kernkraftwerken der teilnehmenden Nuclear Energy Agency (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, Japan, Kanada, die Niederlande, Schweden, die Schweiz, Spanien, Südkorea, Tschechien, das Vereinigte Königreich und die Vereinigten Staaten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Bei dem in der Einleitung beschriebenen Ziel der Datenerhebung zu Brandvorkommnissen mitsamt deren Charakteristika handelt es sich um ein fortwährendes Ziel. Die

vorliegende Datenbank ist um einige im Berichtsjahr geschehenen Brandvorkommnisse gewachsen, wobei keines davon aus der Schweiz stammt.

Im Rahmen der siebten Phase des Projekts NEA FIRE (2023–2025) liegt zudem ein Schwerpunkt auf der Erhebung von zusätzlichen Informationen zum Brandverlauf der eingetragenen Ereignisse, um deren Datensätze miteinander korrelieren zu können. Dieses Verfahren zielt auf die Identifizierung von Faktoren ab, die einen Einfluss auf den Schweregrad eines Brandes haben können, wie die Alterung von Komponenten und der Zustand von Brandschutzbarrieren. Eine aktualisierte Version der Datenbank einschliesslich dieser neu erhobenen Informationen soll 2025 erstellt werden.

Anhand dieser Informationen wurde eine Analyse der Auswirkungen von Brandschutzbarrieren auf den Schweregrad des Brandverlaufs der in der Datenbank verfügbaren Ereignisse systematisch durchgeführt. Es ist vorgesehen, die Ergebnisse im vierten Themenbericht unter folgendem Titel zu veröffentlichen: «Significance of Fire Barriers and the Corresponding Regulatory Requirements for Fire Events at Nuclear Power Plants».

Ein auf der Datenbank beruhendes Verfahren zur Erhöhung der statistischen Präzision der Berechnung der Brandeintrittshäufigkeit wurde erarbeitet. Bei der probabilistischen Sicherheitsanalyse bezüglich Brandfällen (Brand-PSA) wird nämlich für feuergefährdete Komponenten die Entzündungshäufigkeit berechnet. Wenn in einer Anlage keine Brandvorkommnisse aufgetreten sind, kann die Eintrittshäufigkeit eines Brandvorkommnisses mithilfe der Datensätze, die bei vergleichbaren Anlagen den gleichen Bedingungen (Anlagenzuständen, Gebäuden und Komponenten) entsprechen, präziser bestimmt werden. Diese Möglichkeit zur Vervollständigung der Datengrundlage wird umso besser, je mehr Datensätze eingetragen werden. Eine im Rahmen des Projekts erstellte Veröffentlichung zeigt die Anwendung der Methode auf gewisse Kategorien für Beispielanlagen einiger Mitgliedsländer (Röwekamp et al. 2024).

Eine neue Analyse der Grundursachen der von den Mitgliedsstaaten gemeldeten Brandfälle wurde durchgeführt, bei welcher eine besondere Aufmerksamkeit auf die Auswirkung einer Kombination von Faktoren auf den Eintritt und den Verlauf des Brandes gelegt wurde. Solche Faktoren können zum Beispiel defekte Ausrüstung, unklare Prozesse oder menschliche Fehler sein. Das Ziel dieser Analyse ist ein detaillierteres Verständnis der Rolle dieser Ursachen bei der Entstehung eines Brandes in einem Kernkraftwerk.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

In der Schweiz unterhalten alle im Betrieb befindlichen Kernkraftwerke eine werkspezifische Brand-PSA. Diese Analysen sind, wie die gesamte PSA, regelmässig zu aktualisieren und dem Stand der Technik anzupassen. Für die Weiterentwicklung der Brand-PSA ist eine auf realen Brandereignissen basierende Datenbasis wichtig.

Es ist für das ENSI wertvoll, über eine Plattform zu verfügen, auf der zeitnah und detailliert über Brandereignisse aus einer Vielzahl von Ländern ein Informationsaustausch stattfinden kann. Dank der Weiterentwicklung der Datenbank in den letzten Jahren können daraus auch weitere Informationen abgefragt werden, zum Beispiel wie oft andere Gefährdungen und Störfälle durch einen Brand verursacht wurden oder zu einem Brandfall geführt haben und mit welcher Häufigkeit spezifische Komponenten in Bränden ausfallen. Generell können die erhobenen Daten zur Prüfung der Realitätsnähe der in der Brand-PSA getroffenen Annahmen und somit zu einer besseren Bewertung von Brandrisiken dienen.

Beispielsweise wurde dank der dokumentierten Brandereignisse vor einigen Jahren festgestellt, dass eine entscheidende Einflussgrösse für die Zerstörungskraft von Lichtbögen die Gegenwart von Aluminium in stromführenden Teilen der betroffenen Komponente ist. Daraufhin wurden auf Anordnung des ENSI in den Schweizer Kernkraftwerken mit Leistungsbetrieb die sicherheitsrelevanten Anlageteile auf ge-

fährdende Aluminiumteile in Schaltanlagen geprüft, aber keine solchen Teile gefunden.

Ausblick

Daten zu neu auftretenden Brandereignissen sollen weiterhin laufend erhoben und die Datenbank soweit möglich durch weitere Brandereignisse aus der Vergangenheit ergänzt werden.

Ausserdem sollen die Datensatzfelder aktualisiert und ergänzt werden, damit auch Kernanlagen berücksichtigt werden können, die bisher noch nicht zur Datenbank beitragen. Insbesondere sind dies Forschungsreaktoren oder Kernkraftwerke im Rückbau.

Zitierte Literatur

M. Röwekamp, E. Armañanzas Albaizar, M. Beilmann, L. Kuriene, H. Shalabi, J. Soedingrekso, F. Štván & A. Werner (2024): The OECD/NEA Fire Incidents Records Exchange Database – An Overview on Recent PSA Related Applications. 17th International Conference on Probabilistic Safety Assessment (PSAM17).

1.2.4 NEA FAIR – Fire Assessment through Innovative Research

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA) und Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)
ENSI-Projektbegleiter: Amsha Proag

Einleitung

Das Ziel des Projekts NEA FAIR (Fire Assessment through Innovative Research) ist die experimentelle Charakterisierung von Brandverläufen unter für Kernkraftwerke relevanten Bedingungen. Das im Juni 2023 gestartete, fünf Jahre dauernde Projekt wird durch die folgenden Staaten unterstützt: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Kanada, die Schweiz, Spanien, Südkorea, das Vereinigte Königreich und die Vereinigten Staaten. Das ENSI ist dem Projekt im Berichtsjahr beigetreten. Auch die Europäische Organisation für Kernforschung (CERN) nimmt als internationale Organisation teil. Das Projekt befasst sich mit folgenden drei Themen, die für die Brandrisikobewertung von Interesse sind:

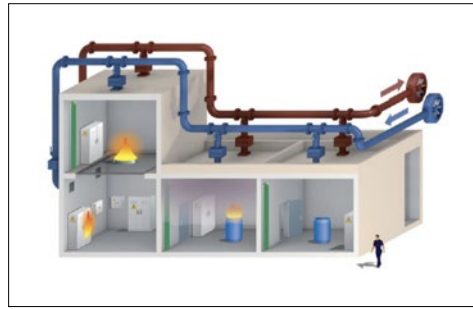


Abbildung 4:
Schema der Anlage
DIVA (Dispositif
incendie ventilation
et aérocontamina-
tion) beim IRSN
in Cadarache, in
welcher der Hauptteil
der Versuche unter
für Kernkraftwerke
relevanten Bedingun-
gen durchgeführt
wird. (Bild: IRSN)

- Brandausbreitung entlang von Kabeltrassen,
- Brände in geschlossenen, unzureichend belüfteten Räumen mit Schwerpunkt auf sauerstoffarme Umgebungen,
- komplexe Szenarien zur Untersuchung der Brandausbreitung zwischen einzelnen Zündquellen und der Rauchausbreitung zwischen mehreren Räumen.

Die Experimente werden in den Anlagen der GALAXIE-Plattform des französischen Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN) in Cadarache, Frankreich, durchgeführt (Abbildung 4). Die Resultate werden dann in Zusammenarbeit mit den anderen Mitgliedsorganisationen analysiert und für die Kalibrierung numerischer Modelle verwendet, die zu einer verfeinerten Bewertung des brandbedingten Risikos dienen.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

In der Kampagne zum Brand in einer sauerstoffarmen Umgebung geht es darum, genauer abzubilden, wie sich ein Brand in einem begrenzten Raumbereich weiterentwickelt, vor allem bei nah unter der Decke liegendem brennbaren Material, wenn der Sauerstoff allmählich verbraucht wird. Zu diesem Zweck werden Versuche in mit kontrolliertem Luftdurchfluss ausgestatteten Messanlagen durchgeführt. Durch Unterstützungstests wurden 2024 geeignete Bedingungen zur Kontrolle des Sauerstoffverbrauchs bestimmt, insbesondere betreffend Luftdurchfluss und Stellung der Lüftungsarmaturen. Dann wurden die ersten Brände von Kabeltrassen ausgelöst und

dabei mehrere Kenngrössen gemessen, und zwar, neben Temperatur, Wärmedurchsatz und Druck auch die Gaskonzentrationen und der Luftdurchfluss, welcher die Sauerstofferneuerung regelt. Die noch durchzuführenden Tests der Kampagne beziehen unterschiedliche Lüftungsbedingungen ein, bis die Resultate der Analyse Ende 2025 vorliegen sollten.

Die Kampagne zur Kabelalterung zielt darauf ab, auf die offene Frage, wie sich gealterte Kabel auf den Brandverlauf auswirken, eine Antwort zu geben. Da systematische Untersuchungen zum Thema bisher fehlen, wurde im Berichtsjahr eine zweiteilige Strategie entwickelt. Erstens werden Kabel untersucht, die während der normalen kerntechnischen Benutzung alterten. Es haben sich einige Betreiber von Kernanlagen in den Teilnehmerländern bereiterklärt, dem Projekt gealterte, genutzte Kabel mit definierten Eigenschaften gemäss den Kriterien für einen vergleichbaren Kabelalterungszustand beizusteuern. Zweitens werden auch Kabel im Labor künstlich gealtert, damit sie den Eigenschaften natürlich gealterter Kabel nahekommen. Um die Bedingungen einer realistischen Alterung zu ermitteln, sind in Zusammenarbeit mit dem CERN auf bestimmte unterschiedliche Kabelsorten angewandte Unterstützungstests auszuführen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Damit die Versuche nützliche Ergebnisse liefern können, sollen sie unter kontrollierten Bedingungen ausgeführt werden. Zu diesem Zweck fängt jede Kampagne zunächst mit numerischen, anhand bestehender Modelle durchgeführten Simulationen sowie sogenannten Unterstützungstests, also Tests zur Kalibrierung der Versuchsanlagen und der wichtigsten Parameter, an. Im Berichtsjahr sind diese vorbereitenden numerischen und experimentellen Aktivitäten für alle Kampagnen gemäss der Projektplanung durchgeführt worden. Diese Tätigkeit dient insbesondere zur Identifizierung und Spezifizierung der Bedingungen für die eigentlichen Versuche. Erst als zweiter Schritt

werden diese Versuche umgesetzt und ausgeführt, und danach die Resultate analysiert. Insgesamt ist das erste erwartete Ergebnis des Forschungsprojekts ein besseres Verständnis des Brandverlaufs unter für Kernkraftwerke relevanten Bedingungen und der entsprechenden Vorkehrungen zur Verhinderung einer schweren Brandentwicklung. Ein zweites erwartetes Ergebnis ist eine genauere numerische Abbildung der physikalischen Brandphänomene: In der probabilistischen Sicherheitsanalyse der Kernkraftwerke ist es wichtig, den Brand realistisch zu simulieren, um die Konsequenzen eines Brandes und dessen risikotechnische Auswirkungen realistisch bestimmen zu können. In dieser Hinsicht ist die anlässlich dieses Projekts ermöglichte Wechselwirkung zwischen experimentellen Erkenntnissen und Modellrechnungen vielversprechend.

Ausblick

Im kommenden Jahr ist die Umsetzung der experimentellen Aktivitäten der Kabelbrandkampagne und die Charakterisierung der Bedingungen zur Kabelalterung vorgesehen. Nach Abschluss der ersten Versuche zur Brandentwicklung in sauerstoffarmer Umgebung wird anschliessend die Entstehung von Überdruck untersucht, der in früheren Versuchen unter ähnlichen sauerstoffarmen Bedingungen beobachtet wurde. Schliesslich soll 2025 auch die auf Simulationen und Unterstützungstests basierende Vorbereitung der Kampagne zur Brandausbreitung zwischen einzelnen Zündquellen stattfinden.

1.3 Externe Ereignisse

Neben den intern ausgelösten Ereignissen sind bei den Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke auch extern ausgelöste Ereignisse zu berücksichtigen. Ein Schwerpunkt liegt dabei auf Erdbeben, da diese Gefährdung gemäss probabilistischen Sicherheitsanalysen den grössten Risikobeitrag für die Schweizer Kernkraftwerke liefert. Die beschriebenen Projekte beschäftigen sich mit geologischen Aspekten, insbesondere aber mit den Auswirkungen von Erschütterungen auf Kernanlagen. Zusätzlich unterstützt das ENSI Forschungsarbeiten zum Thema Flugzeugabsturz.

1.3.1 IMPACT IV – NEREID – Flugzeugabsturz auf Stahlbetonstrukturen

Projektorganisation: VTT Technical Research Centre of Finland

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

ENSI-Projektbegleiterin: Sara Ghadimi

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) läuft bis Ende 2025. Das Technical Research Centre of Finland (VTT) und die finnische Aufsichtsbehörde STUK lancierten das Projekt IMPACT im Jahr 2003. Im Rahmen der Folgeprojekte IMPACT I–III (2006 bis 2018) schlossen sich auch ausländische Partner an.

Forschungsgegenstand ist das Tragwerksverhalten von Stahlbetonstrukturen unter stossartigen Einwirkungen, wie sie bei einem Flugzeugabsturz auftreten. Die Schwerpunkte der vierten Projektphase bestehen in der Durchführung von Versuchen in grösserem Massstab mit dementsprechend grösseren und dickeren Stahlbetonplatten, Versuchen mit schieferm Projektilanprall und Versuchen mit randnahen Belastungen. In einer übergeordneten Testmatrix sind diese Untersuchungsinhalte den drei in den vorherigen Projektphasen durchgeführten Versuchstypen zugeordnet: Durchstanz-

versuche mit Hartgeschossen, Versuche an biegeweichen Platten mit verformbaren Projektilen und Versuche an Platten mit kombiniertem Biege- und Durchstanzverhalten. Um die geometrisch skalierten Versuche an grösseren Platten durchführen zu können, hat VTT eine neue Versuchsanlage gebaut. Das ENSI beteiligt sich zusammen mit den Fachexpertinnen und -experten von Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI aus Bochum) und Basler & Hofmann (B&H aus Zürich) an diesem Projekt. Bei IMPACT IV – NEREID arbeiten sieben Teams aus sechs Ländern (Kanada, Deutschland, Finnland, Frankreich, Japan, Schweiz) mit. Von den Ländern Kanada, Finnland und Schweiz sind die nuklearen Aufsichtsbehörden vertreten. Aus Deutschland ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) beteiligt, die die deutschen nuklearen Aufsichtsbehörden berät.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die neue vergrösserte Versuchseinrichtung, mit der die Skalierungseffekte getestet werden sollten, wurde im Jahr 2023 gebaut. Danach wurden die ersten geometrisch skalierten Tests mit kombiniertem Biege- und Durchstanztragverhalten (GSX1) mit der neuen Versuchseinrichtung und neuen Projektilen durchgeführt. Die neuen Projektilen aus Kohlenstoffstahl führten aber unerwartet zu höheren Aufpralllasten als die bisher verwendeten Edelstahlprojektilen mit gleicher Masse und Geschwindigkeit. Diese höheren Aufpralllasten, die bei der Planung der GSX1-Tests nicht vorhersehbar waren, führten zu schweren Schäden an den Stahlbetonplatten mit erheblicher Penetration der Projektilen sowohl im kleinen Referenztest (mit einer 2 m × 2 m Stahlbetonplatte) als auch im hochskalierten Test (3,5 m × 3,5 m Stahlbetonplatte). Eine eindeutige Schlussfolgerung hinsichtlich der Skalierungseffekte war daher auf der Grundlage der durchgeführten Tests nicht möglich.

Nach der Abklärung der finanziellen Situation und einer zusätzlichen Finanzierung des Projekts wurden neue geometrisch

skalierte Versuche im Berichtsjahr 2024 geplant, um die Skalierungsempfindlichkeit der Aufpralltests bewerten zu können. Die GSX1-Versuchsreihe (Referenz und geometrisch hochskalierte Tests) wurden unter Verwendung von Kohlenstoffstahl-Geschossen mit geringerer Wandstärke und somit geringerer Steifigkeit wiederholt. Diese neue geometrisch skalierte Versuchsreihe mit der Bezeichnung GSX1R hat die gleichen Plattenabmessungen und den gleichen Skalierungsfaktor wie die erste Versuchsreihe GSX1 (Abbildung 5). Die Verteilung der Biege- und Schubbewehrung wurde jedoch leicht optimiert, um eine genauere Skalierung zu erreichen. Diese Versuche wurden Ende 2024 durchgeführt und müssen erst noch ausgewertet werden.

An den zwei Projekttreffen im Mai und November 2024 nahm das ENSI zusammen mit seinen Expertinnen und Experten teil. Bestandteil der Treffen waren auch Workshops, bei denen die Partner die Methodik der Analysen und die daraus folgenden Resultate präsentierten.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

VTT führte in der vierten Projektphase IMPACT IV – NEREID bisher insgesamt sechzehn Versuche mit Stahlbetonplatten in der alten Versuchseinrichtung und vier Versuche mit Stahlbetonplatten in der neuen Versuchseinrichtung erfolgreich durch. Zwar kam es zu Verzögerungen infolge unvorhersehbarer Unwägbarkeiten beim Umgang mit der neuen Versuchsanlage. Nach den ersten erfolgreichen Versuchen in der neuen Versuchseinrichtung verläuft das Projekt jedoch zufriedenstellend. Die realisierten Experimente der vierten Projektphase lieferten wertvolle Ergänzungen zu der in den vorherigen Projektphasen (IMPACT I–III) durchgeführten Forschung.

Das ENSI festigt und erweitert durch die Teilnahme am Projekt IMPACT IV – NEREID die Fachkompetenz zur Beurteilung der baulichen Sicherheit von Kernanlagen bei Stossbelastungen. Des Weiteren kann das ENSI zusammen mit seinen Expertinnen und Ex-

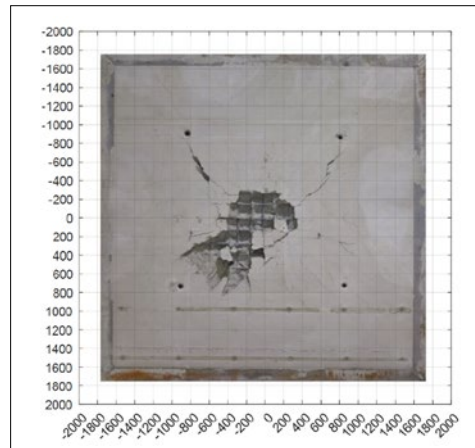


Abbildung 5:
IMPACT IV-Test
GSX1R-L mit einem
geometrischen
Skalierungsfaktor von
1,75; Stahlbetonplatte
nach dem Aufprall,
Massangaben in mm.
(Bild: VTT)

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

Ausblick

Ende 2024 wurden weitere geometrisch skalierte Versuche (Versuchsreihe GSX1R) durchgeführt. Die Ergebnisse und die dazugehörigen Berechnungen werden vom ENSI im Jahr 2025 publiziert. Damit sollen das geplante Testprogramm mit der neuen Versuchseinrichtung sowie die vierte Projektphase IMPACT IV – NEREID bis Ende 2025 abgeschlossen werden.

1.3.2 Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), Phase 1

Projektpartner: North Carolina State University (NCSSU), Center for Nuclear Energy Facilities and Structures (CNEFS)
ENSI-Projektbegleitung: Sara Ghadimi, Tadeusz Szczesiak

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die sicherheitsrelevanten elektrischen Komponenten und dazugehörigen Schalt-

schränke werden auch auf Erschütterungen infolge eines Erdbebens oder Flugzeugabsturzes (FLA) ausgelegt, wobei die Standfestigkeit und die Funktionstüchtigkeit massgebend sind.

Bei den Erschütterungen infolge Erdbeben sind in der Regel niederfrequente Anteile unter 10 Hz relevant. Einwirkungen wie Flugzeugabsturz oder Absturz schwerer Lasten können hingegen zu hochfrequenten Erschütterungen mit grossen Beschleunigungen führen, welche die Standfestigkeit und/oder Funktionstüchtigkeit der elektrischen Komponenten beeinträchtigen können. Dieser Sachverhalt wurde auch experimentell bestätigt.

Die Auswirkungen der hochfrequenten Erschütterungen sind bisher wenig erforscht und deshalb in Sicherheitsanalysen eventuell nicht adäquat berücksichtigt. Aus der Sicht des ENSI ist es wichtig, Klarheit in dieser praxisrelevanten und international diskutierten Frage zu schaffen.

Basierend auf diesen Überlegungen hat das Center for Nuclear Energy Facilities and Structures (CNEFS) an der North Carolina State University (NCSU) im Auftrag des ENSI ein Forschungsprojekt zu Schaltschränken für elektrische Komponenten gestartet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Ziel dieses Projekts ist es, das Verhalten der Schaltschränke bei seismischen und hochfrequenten FLA-induzierten Erschütterungen zu erforschen. Diese Erschütterungen breiten sich in der Struktur bis zum Standort der Schaltschränke aus und dringen in die Schränke ein. Die Erschütterungen können durch sekundäre Stossvorgänge oder Resonanzeffekte in den Schränken verstärkt werden und die Funktionalität von sicherheitsrelevanten elektrischen Systemen und Relais beeinträchtigen. Diese komplexen physikalischen Vorgänge sind noch nicht ausreichend erforscht und die bisherigen Nachweismethoden sind teilweise umstritten. Aus diesem Grund hat das ENSI vor, für die Schaltschränke die derzeitige Praxis und die Methoden zur Bestimmung der Erschüt-

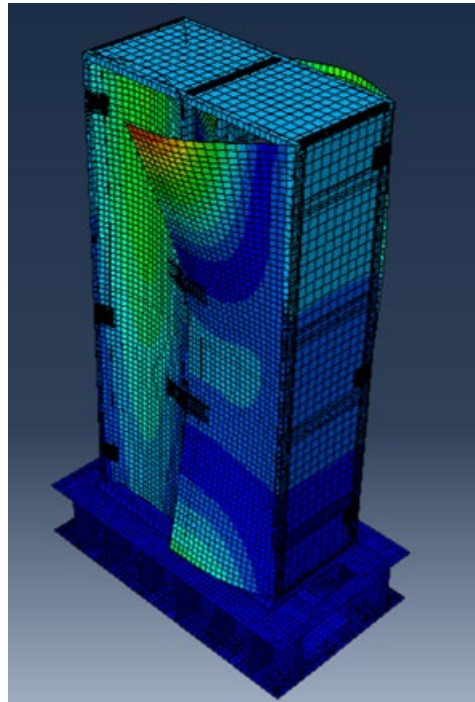


Abbildung 6:
Berechnungsmodell
eines Schaltschranks.
(Bild: CNEFS,
NCSU)

terungen infolge Erdbeben und FLA systematisch zu untersuchen. Zugleich sollen die Nachweismethoden für deren Integrität und Funktionalität und für die dort verbauten elektrischen Komponenten betrachtet werden.

Das Forschungsprojekt ist in zwei Phasen unterteilt. In der Phase 1 (2024 bis 2026) wird der Schwerpunkt auf der Erforschung des aktuellen Standes der Technik liegen. Neben Literaturstudien und Analyse der bereits durchgeführten experimentellen Studien ist die Durchführung mehrerer Vorrechnungen geplant, um realistische, aus verschiedenen Erdbeben- und FLA-Szenarien resultierende Erschütterungen zu ermitteln. In der Phase 1 werden auch Versuche konzipiert, um den Einfluss geometrischer Nichtlinearitäten zu studieren, zum Beispiel Spalten und Zwischenräume bei der Befestigung der Schränke und zwischen den benachbarten Schränken.

Im Berichtsjahr 2024 wurden die oben erwähnten Grundlagenstudien gestartet. Zudem wurde eine Reihe von vereinfachten Berechnungsmodellen (Abbildung 6) entwickelt, um die Auswirkungen von Spalten, Zwischenräumen und lokalen Nichtlinearitäten auf das dynamische Verhalten der

Schaltschränke untersuchen zu können. Daraufhin wurde die Anwendbarkeit der lineareren Frequenzanalysen für die Bestimmung der Eigenfrequenzen der Schaltschränke untersucht. Diese Frequenzen definieren die seismischen Kräfte, die aus den Etagenantwortspektren abgeleitet und für statische Nachweise der Schaltschränke verwendet werden. Zusammenfassend haben die durchgeführten Studien und Berechnungen gezeigt, dass die linearen Eigenfrequenzanalysen für die Bestimmung des Schwingungsverhaltens der Schaltschränke nicht geeignet sind, sobald nichtlineare Wechselwirkungen infolge Spalt-Schliessung oder Kontakt zwischen benachbarten Schränken auftreten und berücksichtigt werden müssen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt ist Teil des aktuellen Forschungsschwerpunkts «Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen». Die Forschungsarbeiten dienen dem ENSI dazu, die aktuell verwendete Methodik für die Überprüfung der Sicherheitsnachweise der Kernanlagen und deren Komponenten zu hinterfragen und weiterzuentwickeln. Bei diesen spielt die Thematik der hochfrequenten Erschütterungen infolge Erdbeben und FLA eine wichtige Rolle. Die Erkenntnisse aus diesem Forschungsprojekt können direkt bei den aktuellen und zukünftigen Aufsichtstätigkeiten des ENSI verwendet werden.

Das ENSI beabsichtigt, die Erkenntnisse aus diesem Projekt an internationalen Fachkonferenzen und Arbeitsgruppen zu präsentieren, um von den Diskussionen und dem Austausch mit den Fachexperten und -expertinnen sowie Aufsichtsbehörden anderer kernkraftwerksbetreibender Länder profitieren zu können.

Ausblick

Im Jahr 2025 werden zweckmässige Berechnungsmodelle mit mehreren Freiheitsgraden (sogenannte Multiple Degrees of Freedom Systeme, MDOF) entwickelt, wel-

che die dynamischen Eigenschaften von realistischen Reaktorgebäuden von Kernkraftwerken adäquat abbilden sollen. Als Basis dafür dienen die aus der Studie zum Stand der Technik gewonnenen Erkenntnisse. Diese Berechnungsmodelle werden verwendet, um die Ausbreitung hochfrequenter Schwingungen in der Struktur bis zu Standorten der relevanten elektrischen Komponenten realistisch zu simulieren. Dabei sollte die Wechselwirkung zwischen Struktur und Komponenten und insbesondere die Rolle der Befestigung der Schaltschränke untersucht werden. Schliesslich werden die gewonnenen Erkenntnisse bei der Planung neuer Experimente an den vereinfachten Systemen und Schaltschränken für die Phase 2 des Projekts genutzt.

1.3.3 Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen beim Schweizerischen Erdbebendienst

Projektpartner: 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 dem ENSI mit ihrer Fachexpertise beratend zur Verfügung. Die Forschung zu den Schweizer Kernanlagen am SED berücksichtigt Fragestellungen

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Teilprojekt 1

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 für die probabilistischen Verfahren zur Abschätzung der Erdbebengefährdung (Probabilistic Seismic Hazard Assessment, PSHA) wichtig und werden im Teilprojekt 1 behandelt.

Die Anwendung eines stochastischen Abminderungsmodells für die Schweiz ist sinnvoll, da ein solches die Eigenschaften der

Ausbreitung seismischer Wellen in der regionalen geologischen und tektonischen Struktur abbildet. Im Jahr 2024 wurde mit der Aktualisierung des stochastischen Modells für die Schweiz aus dem Jahr 2013 begonnen. Die Aktualisierung stützt sich dabei auf einen signifikant vergrösserten Datensatz von Erbebenregistrierungen, da in den letzten 15 Jahren eine grosse Anzahl neuer seismischer Stationen in Betrieb genommen wurde. Das stochastische Abminderungsmodell hängt von vielen Parametern ab, hierzu gehören zum Beispiel die Magnitude, die Tiefe des Erdbebens, die Distanz zwischen Erdbeben und registrierender Station und der Erdbebenmechanismus.

Die im Jahr 2024 durchgeführten Untersuchungen zur Dauer und Charakteristik der aufgezeichneten Erdbebensignale haben gezeigt, dass die Dauer der Bodenerschütterungen von der Herdtiefe, den regionalen Eigenschaften der Erdkruste und dem lokalen geologischen Untergrund beeinflusst wird. Weitere Analysen unter Einbezug von tomographischen Studien für die Schweiz dokumentierten zudem, dass auch die Tiefenlage des Erdbebenherdes einen signifikanten Einfluss auf die frequenzabhängige Abminderung des seismischen Signals mit der Distanz hat. Die Arbeiten des SED zeigen, dass Erdbebensignale von flachen Erdbeben eine bis zu zweimal stärkere Abminderung erfahren als tiefe Erdbeben (Abbildung 7). Diese Erkenntnisse sollen zusammen mit den neu verfügbaren 3D-Modellen der Scherwellengeschwindigkeiten V_s der Erdkruste und der Dämpfung Q der seismischen Wellen bei der Aktualisierung des stochastischen Abminderungsmodells berücksichtigt werden.

In der Praxis ermöglichen die in Teilprojekt 1 erarbeiteten Methoden zukünftig, die standortspezifische Abschätzung der Erdbebengefährdung zu verbessern. Im Weiteren dienen sie dazu, Unsicherheiten zu reduzieren sowie die seismische Charakterisierung von Standorten zu optimieren.

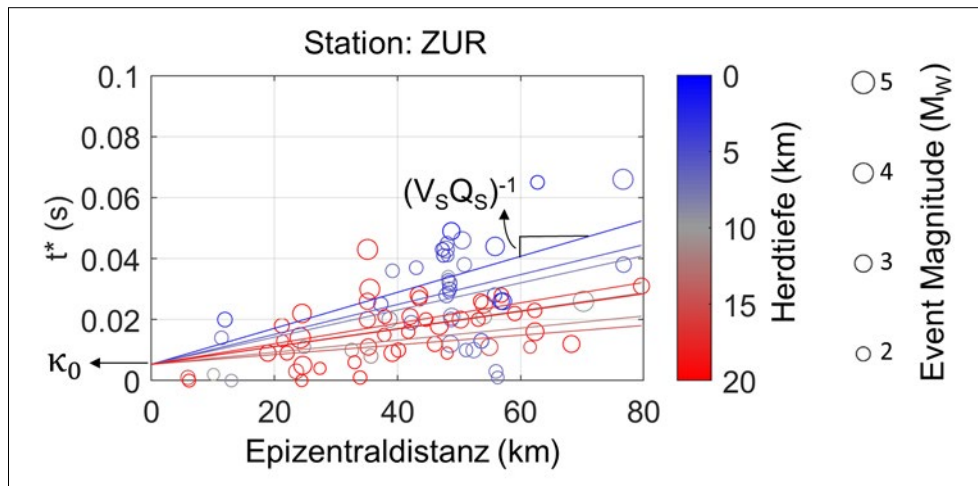


Abbildung 7: Gemessener Hochfrequenz-Abminderungsparameter (t^*) für Scherwellen (Kreise) in Abhängigkeit der Entfernung zwischen Epizentrum und der seismischen Station ZUR. Die Farbe des Kreises bezieht sich auf die Herdtiefe der Quelle, seine Grösse auf ihre Magnitude. Die Abminderung mit der Distanz nimmt mit zunehmender Herdtiefe ab, was auf eine geringere Dämpfung entlang des Wellenausbreitungspfadcs hinweist. (Bild: SED)

Teilprojekt 2

Die Charakteristika eines Erdbebensignals werden durch die Eigenschaften der Erdbebenquelle sowie durch Ausbreitungs- und Standorteinflüsse bestimmt. Für die Modellierung von Bodenbewegungen muss eine Vielzahl physikalischer Phänomene im Bereich der Quelle, der Wellenausbreitung in einer heterogenen Erdkruste und der Einfluss der lokalen Geologie berücksichtigt werden. Der Schwerpunkt im Teilprojekt 2 liegt daher in der Entwicklung und der Implementierung numerischer Programme für die Physik-basierte Modellierung, um Bodenbewegungen standortspezifisch zu simulieren. Frühere Arbeiten im Teilprojekt 2 haben gezeigt, dass Elemente wie das 3D-Geschwindigkeitsmodell, welches die Sedimente und geologische Schichtabfolge repräsentiert, die Topografie oder die Streuung der Erdbebenwellen in der heterogenen Erde einen signifikanten Einfluss bei der Physik-basierten Modellierung haben können.

Im Jahr 2024 wurden die Programme und Modelle für die Physik-basierte Modellierung von seismischen Wellenformen in drei Schweizer Regionen (Rhönetal im Wallis, Basel und das Molassebecken in der Nordschweiz) weiterentwickelt. Dabei ergab sich,

dass die detaillierte Berücksichtigung der Topographie und der komplexen Geologie im Untergrund wichtig ist, um mit der Modellierung auch höhere Frequenzen und komplexe Wellenphänomene korrekt zu berücksichtigen. Zur Überprüfung der Modellierungen werden die berechneten seismischen Signale mit aufgezeichneten Signalen verglichen.

Nicht-lineares Materialverhalten und hohe Porendrucke können einen grossen Einfluss auf die durch starke Erdbeben verursachten Bodenbewegungen haben. Vor diesem Hintergrund wird aufbauend auf Ergebnissen aus dem EU-Projekt URBASIS¹ und einer früher im ENSI-Projekt entwickelten Methode zur Kalibrierung der nichtlinearen Bodenparameter aus CPT-Messungen (Cone Penetration Tests) der Einfluss von nicht-linearen Standorteffekten genauer untersucht. Der SED hat damit begonnen, diese Methode an Schweizer Standorten anzuwenden. Um die Methode zu testen, werden Beobachtungsdaten von sehr starken Erdbeben aus Neuseeland und den USA verwendet, welche über eine umfangreiche geotechnische und seismologische Standortcharakterisierung verfügen. Die berücksichtigten Schweizer Standorte verfügen allesamt über eine umfangreiche Standortcharakterisierung

¹ <https://www.isterre.fr/french/recherche-observation/contrats-de-recherche/projets-europeens/projets-termes/article/urbasis-eu-new-challenges-for-urban-engineering-seismology.html>

und teilweise über Bohrlochinstrumentierungen. Ziel dieser Arbeiten ist es, das Verständnis von nicht-linearem Bodenverhalten bei starken Erdbeben zu verbessern und dessen Einfluss für den Fall von Starkbeben an Schweizer Standorten auf Basis von CPT-Messungen bestimmen zu können.

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

Teilprojekt 3

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

Im Jahr 2023 hat der SED standortspezifische zeitabhängige Erdbebengefährdungsmodelle für die Schweiz erstellt und diese anhand verschiedener Methoden kalibriert. Basierend auf den Resultaten wurde ein favorisiertes Modell für die zeitabhängige Erdbebenvorhersage in der Schweiz festgelegt. Im Jahr 2024 wurde dieses zeitabhängige Erdbebengefährdungsmodell angewandt, um anhand von Szenarien die Eintretenswahrscheinlichkeiten von Einwirkungen durch potenzielle Nachbeben abzuschätzen.

Die Arbeiten im Teilprojekt 3 erlauben es dem ENSI, den Stand von Wissenschaft und Technik in diesem Bereich aktiv zu verfolgen und bei Bedarf die kommunikative Abstimmung zwischen SED und ENSI auf Basis wissenschaftlicher Grundlagen weiterzuentwickeln.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Im Zusammenhang mit der nuklearen Sicherheit der schweizerischen Kernanlagen stellt die Erdbebengefährdung ein wichtiges Thema dar. Mit den Arbeiten in den drei Teilprojekten wird angestrebt, das vorhandene Fachwissen zu erhalten und weiterzuentwickeln. Die Ergebnisse aus den Forschungsarbeiten erlauben es, die Einflüsse der seismischen Quellen, der Wellenausbreitung in der Erdkruste und des lokalen Standorts kontinuierlich besser zu beschreiben und zu beurteilen.

Die Arbeiten in den Teilprojekten 1 und 2 laufen grundsätzlich nach Plan. Aufgrund personeller Veränderungen im Projektteam kam es zu leichten Verzögerungen. Die personellen Veränderungen beeinflussen die fachliche Ausrichtung und den gesamten Zeitplan des Projekts jedoch nicht. Die Arbeiten im Teilprojekt 3 laufen nach Plan.

Die in diesem Projekt entwickelten Methoden und Ansätze sowie gewonnenen Erkenntnisse werden laufend für die weiteren Arbeiten des SED berücksichtigt, zum Beispiel für verbesserte Standortcharakterisierungen oder Gefährdungsanalysen. Ein übergeordnetes Ziel der Erdbebenforschung zu Schweizer Kernanlagen ist die Reduktion der Unsicherheiten der seismischen Gefährdungsanalysen. Die im Teilprojekt 1 erarbeiteten Ergebnisse zur verbesserten Berücksichtigung der Standorteigenschaften arbeiten direkt diesem Ziel zu.

Die Forschungsbereiche zu neuen Ansätzen in der Erdbebengefährdungs-Berechnung, welche Geologie- und Physik-basierte Simulationen anwenden, liefern wichtige Randbedingungen und neue Erkenntnisse für zukünftige Gefährdungsanalysen für Kernkraftwerke und das beantragte geologische Tiefenlager. Die Zusammenarbeit mit dem SED erlaubt dem ENSI, frühzeitig Handlungsbedarf im Rahmen der Erdbebengefährdung zu erkennen, die aufsichtlichen Anforderungen anzupassen sowie bei Bedarf kurzfristig auf die Expertise beim SED zurückzugreifen. Die Arbeiten der vergangenen Jahre im Teilprojekt 2 zur Physik-

basierten Simulation von Wellenformen sind für das ENSI relevant, da diese das Potenzial und die Verbesserungsmöglichkeiten dieser Methoden aufzeigen.

Für das ENSI ist die Verfolgung des Standes von Wissenschaft und Technik ein zentraler Aspekt in seiner Aufsichtstätigkeit. Die Arbeiten zu den zeitabhängigen Erdbebengefährdungen im Teilprojekt 3 erlauben es dem ENSI, internationale Entwicklungen zu verfolgen sowie den Nutzen dieser Modelle für die Aufsichtstätigkeit (Nutzen für die Notfallplanung und Kommunikation) zu analysieren.

Ausblick

Als nächste Schritte sind vorgesehen:

- Im Teilprojekt 1 steht die schrittweise Aktualisierung des stochastischen Modells im Mittelpunkt, wobei zukünftig die Standorteigenschaften berücksichtigt und in Zusammenarbeit mit Teilprojekt 2 die Skalierung hin zu grösseren Magnituden verbessert werden sollen.

- Im Teilprojekt 2 sollen das stochastische Modell aus Teilprojekt 1 sowie Techniken des maschinellen Lernens genutzt werden, um in den kommenden Jahren Wellenformen über den gesamten Frequenzbereich numerisch zu simulieren. Bezüglich Nicht-Linearität der Wellenausbreitung werden die Arbeiten weitergeführt und nach Möglichkeit Daten von weiteren Standorten mit vorhandenen CPT-Messungen berücksichtigt. In einem nächsten Schritt werden die im Rahmen von Teilprojekt 1 und 2 entwickelten Methoden genutzt, um an einem Standort den Einfluss von Boden-Bauwerk-Interaktionen vertieft zu untersuchen.

- Im Teilprojekt 3 werden im Jahr 2025 die bisher entwickelten Modelle genutzt, um Produkte zu erarbeiten, welche das ENSI für seine Aufsichtstätigkeit, insbesondere für die Notfallplanung und die Kommunikation nutzen kann. Anschliessend wird das weitere Vorgehen in diesem Teilprojekt gemeinsam mit dem SED festgelegt.

1.3.4 NEA SMATCH – Seismic base-isolated nuclear power plant submitted to a real earthquake

Projektorganisation: Nuclear Energy Agency (NEA) der OECD

Auftragnehmer: Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH, Basler & Hofmann AG, Institut für Baustatik und Konstruktion (IBK) der Eidgenössischen Technischen Hochschule Zürich (ETH Zürich)

ENSI-Projektbegleitung: Sara Ghadimi, Tadeusz Szczesiak

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Während des Le Teil Erdbebens, das sich in der Nähe des französischen Kernkraftwerks Cruas-Meyssse (Département Ardèche) im Jahr 2019 ereignet hat, wurden sowohl die Bodenbewegungen an der Geländeoberfläche (free-field) als auch die Bewegungen an verschiedenen Stellen in den Gebäuden des Kernkraftwerks aufgezeichnet. Das Kernkraftwerk Cruas-Meyssse ist seismisch basisoliert, das heisst, sicherheitstechnisch wichtige Gebäude sind auf Federn gelagert, um seismisch induzierte Schwingungen zu reduzieren. Die gewonnenen Daten sollen im Rahmen eines internationalen Benchmark-Projekts für Vergleichsrechnungen genutzt werden, um die Ingenieurmodelle zur Untersuchung des Strukturverhaltens der seismisch isolierten nuklearen Anlagen beim Erdbeben zu validieren und Empfehlungen für die Praxis abzuleiten. Das im Jahr 2023 gestartete Projekt wird von IRSN (Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire) und EDF (Electricité de France) unter dem Schirm der NEA (OECD Nuclear Energy Agency) organisiert.

Am ersten Projekthauptteil zur Erdbebenausbreitung von der Quelle zum Standort des Kernkraftwerks beteiligte sich das ENSI nicht, weil ähnliche Fragen im Zusammenhang mit den bereits abgeschlossenen Studien der Erdbebengefährdung für die Schweizer Kernkraftwerke detailliert untersucht wurden. Hingegen hat sich das ENSI entschlossen, beim zweiten Teil des Projekts

«Untersuchungen und Blindrechnungen des Strukturverhaltens der Anlage» zusammen mit drei Teams der Expertinnen und Experten von ETH Zürich, Stangenberg und Partner Ingenieur-GmbH (SPI aus Bochum) und Basler & Hofmann (B&H aus Zürich) mitzuwirken.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der SMATCH-Benchmark wird in drei Phasen durchgeführt:

- **Phase 1:** Anmeldungen (für Phase 2 und Phase 3), Bestimmung des Programms und Zeitplans
- **Phase 2:** Erdbebenausbreitung von der Quelle zum Standort des Kernkraftwerk Cruas-Meyssse (Blindprognosen und Nachrechnungen)
- **Phase 3:** Untersuchungen des seismischen Strukturverhaltens der Anlage (Blindprognosen, Kalibrierung und Nachrechnungen)

Das ENSI beteiligt sich mit seinen Expertinnen und Experten an der Phase 3 des Benchmarks. Im ersten Schritt dieser Phase (Stage 1), die im April 2024 begann, mussten die Teilnehmer seismische Zeitverlaufsanalysen durchführen, um die Beschleunigungen an den Sensorstandorten in den Gebäuden ohne vorherige Kenntnis der tatsächlichen Aufzeichnungen zu ermitteln.

Die drei ENSI-Teams von ETH, SPI und B&H haben verschiedene Berechnungsmodelle mit unterschiedlicher Finite-Elemente-(FE) Software für strukturdynamische Analysen entwickelt (Abbildung 8). Es wurden dabei Ansätze mit unterschiedlicher Komplexität verwendet. Zwei der drei Teams (SPI und ETH) haben basierend auf der bereitgestellten Kernkraftwerks-Geometrie mittels FE vollständige detaillierte 3D-Modelle aufgebaut, während das ENSI-Team B&H ein vereinfachtes Berechnungsmodell verwendete. Im ersten Schritt der Phase 3 (Stage 1) ging es um Tragwerks-Eigenfrequenzen und die vorhergesagten Beschleunigungs-Zeit-Verläufe an den Sensorstandorten in den Gebäuden, die durch die gemessenen

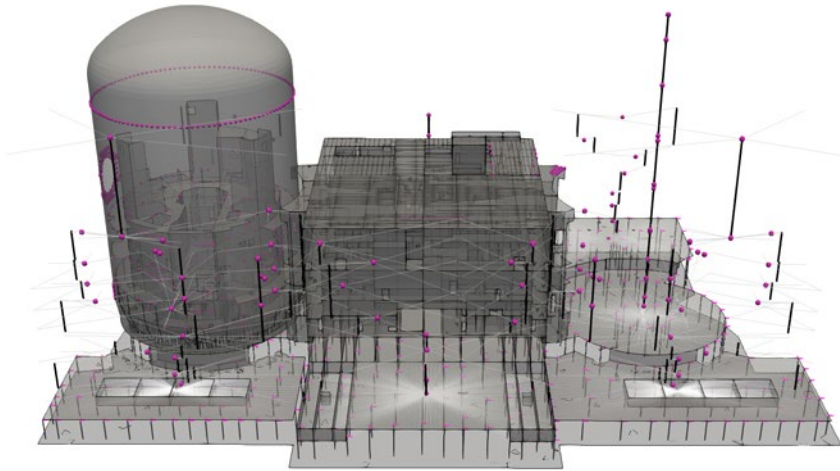
Freifeldbeschleunigungen verursacht werden. Im September 2024 wurden von den ENSI-Teams die von den Organisatoren des Benchmarks verlangten Resultate zusammen mit weiteren Berechnungsergebnissen (Antwortspektren, Übertragungsfunktionen, Zeit-Frequenz-Diagramme) termingerecht geliefert. Vergleiche zwischen den Blindprognosen für die Beschleunigungen und den zu Beginn der Stage 2 bekanntgegebenen effektiven gemessenen Werten zeigten trotz der Herausforderungen bei der Modellierung der komplexen Strukturen eine zufriedenstellende Übereinstimmung. Dies zeigt, dass die durchgeführten numerischen Analysen trotz unterschiedlichen Modellierungsannahmen und -komplexitäten für die Analysen des dynamischen Strukturverhaltens eines seismisch basisisolierten Kernkraftwerks grundsätzlich geeignet sind.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

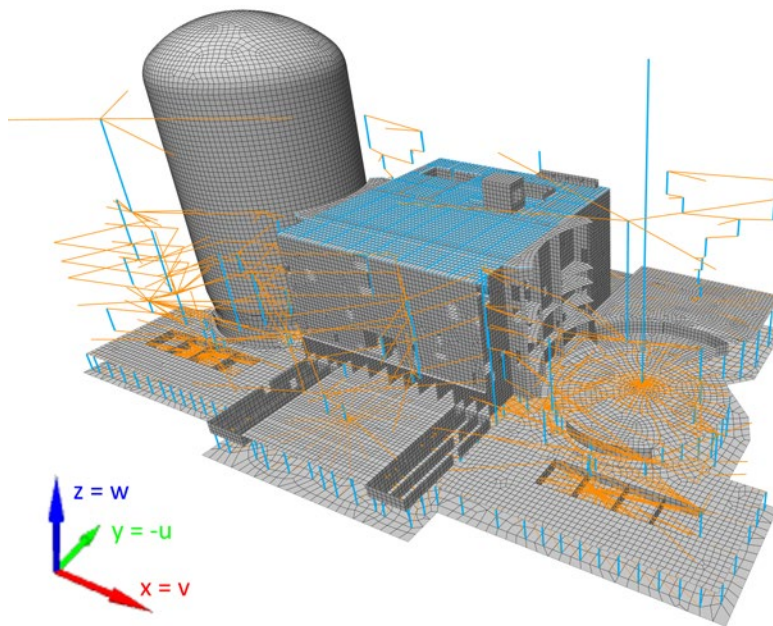
Das Projekt ist Teil des aktuellen Forschungsschwerpunkts «Auswirkungen von Erdbeben auf Gebäude, Systeme und Komponenten von Kernanlagen». Mit der Teilnahme am SMATCH-Benchmark kann das ENSI seine Fachkompetenz in der Beurteilung der Erdbebensicherheit von Baustrukturen in Kernanlagen und insbesondere von seismisch isolierten Baustrukturen festigen und erweitern. Die vom ENSI und seinen Expertinnen und Experten angewandten Modellierungsansätze und Berechnungsmethoden für die Analysen des seismischen Tragverhaltens werden getestet und optimiert. Die gewonnenen Erkenntnisse können direkt in der Aufsichtstätigkeit verwendet werden.

Des Weiteren kann das ENSI zusammen mit seinen Expertinnen und Experten die Erkenntnisse aus diesem Projekt anhand von Präsentationen und Berichten an den Benchmark-Workshops sowie an Konferenzen vorstellen, was einen wertvollen Austausch mit international tätigen Fachleuten ermöglicht. Damit wird ein wesentlicher Beitrag zur Erdbebensicherheit der Kernanlagen in der Schweiz geleistet.

a)



b)



c)

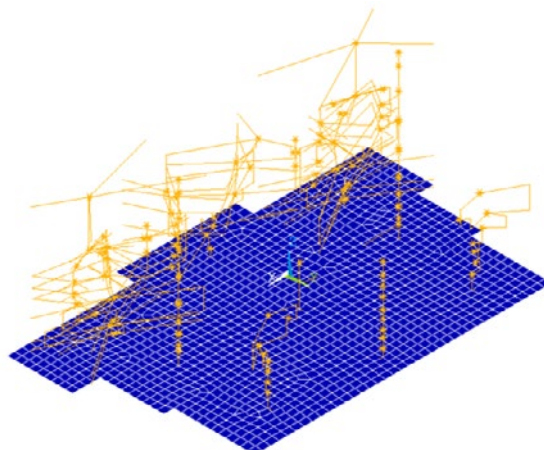


Abbildung 8:
Berechnungsmodelle
des Kernkraftwerks
Cruas der ENSI-Teams:
a) ETH b) SPI und
c) B&H (Teilbilder:
jeweiliges ENSI-Team)

Ausblick

Der zweite Schritt der Phase 3 (Stage 2) mit dem Fokus auf «Verbesserung und Kalibrierung» der durchgeführten seismischen Analysen begann im November 2024 und soll im Februar 2025 abgeschlossen werden. Die drei ENSI-Teams werden sich in dieser Phase vor allem mit der Anpassung der Steifigkeiten und Dämpfungen der seismischen Isolierung und mit der genaueren Modellierung der unteren Bodenplatte (lower raft) unter Berücksichtigung der Interaktion mit dem umgebenden Untergrund befassen.

1.3.5 Stahlbeton-Werkstoffmodell für Wechselbeanspruchungen

Projektpartner: Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich), Institut für Baustatik und Konstruktion (IBK)
ENSI-Projektbegleiter: Tadeusz Szczesiak
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

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 Erdbebengefährdungsannahmen ENSI-2015 spielen die nichtlinearen Berechnungsmethoden eine wichtige Rolle.

Bei der Bestimmung der seismischen Tragfähigkeit der Stahlbetonstrukturen in nuklearen Bauten spielt das Verhalten der vorwiegend auf Schub beanspruchten Stahlbetonwände (Schubwände) eine entscheidende Rolle. Trotz intensiver internationaler Forschungstätigkeit ist es aber immer noch nicht in jedem Fall möglich, das komplexe Last-Verformungs-Verhalten dieser Wände unter zyklischer Belastung und schliesslich die seismische Grenztragfähigkeit zufriedenstellend vorherzusagen.

Ziel des im November 2021 gestarteten und auf drei Jahre angelegten Projekts ist die Entwicklung eines konsistenten mechani-

schen Materialmodells für die numerische Berechnung der Stahlbetonschalen unter zyklischer Belastung. Dieses Modell soll anschliessend in ein Rechenprogramm für die Finite-Elemente-Analyse (FEA) implementiert werden. Das FEA-Programm soll für die numerischen Simulationen des Verhaltens der nuklearen Stahlbetonbauten bei Erdbeben verwendet werden können. Von besonderem Interesse ist das Verhalten von gedungenen Schubwänden unter zyklischer Belastung, da solche Schubwände in der Regel zur Abtragung der Horizontalkräfte in Nuklearbauten dienen.

Im neuen Materialmodell werden im Gegensatz zu vielen aktuell als Software angebotenen Materialmodellen hauptsächlich Standard-Materialeigenschaften als Eingabedaten verwendet. Diese Vorgehensweise erlaubt es, eine überschaubare Anzahl von nachvollziehbaren Parametern zu verwenden, die mit physikalischen Materialeigenschaften übereinstimmen und bei der Strukturplanung oder -bewertung zuverlässig bestimmt werden können. Die entsprechenden Algorithmen wurden bereits für unidirektionale, also monoton steigende Beanspruchungen an der ETH Zürich entwickelt, erweitert und validiert. Sie bilden eine Grundlage für die im Projekt geplante Erweiterung der Modelle auf zyklische Belastung. Bei zyklischen Belastungen kommen zusätzliche nichtlineare Effekte ins Spiel, was die Komplexität der Berechnungen wesentlich erhöht.

Die Qualität des neuen Materialmodells wird durch den Vergleich der Simulationsresultate mit den Werten überprüft, die in repräsentativen Versuchen an Bauteilen ermittelt wurden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde nicht wie vorgesehen Ende 2024 abgeschlossen. Die Verzögerung ist auf die Auswertung der zusätzlichen, im Herbst 2023 durchgeführten Experimente an Zug- und Druckgurten aus Stahlbeton und inzwischen behobene Kapazitätsprobleme des Projektpartners zurückzuführen. Die

Programmierungsarbeiten zur Implementierung des zyklischen Schichtmodells wurden im Herbst 2024 erfolgreich abgeschlossen. Das zyklische Schichtmodell erweitert die bestehenden mechanischen Modelle zu einem dreidimensionalen Schalenelement, das acht unabhängige Dehnungszustände erfassen kann – fünf mehr als ein Membranelement. Die Resultate der Testberechnungen entsprechen den Erwartungen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die bisherigen Ergebnisse des Projekts sind plausibel und vielversprechend, können aber wegen noch nicht abgeschlossener Implementierung des Materialmodells in das Rechenprogramm Ansys Mechanical APDL noch nicht direkt in der Aufsichtstätigkeit des ENSI verwendet werden. Nach dem Projektabschluss wird das ENSI mit dem neuen mechanisch konsistenten nichtlinearen Materialmodell in der Lage sein, die in nuklearen Bauten hauptsächlich zur Abtragung der Erdbebenlasten beitragenden gedrun-gen Stahlbetonwände realistischer abzubilden. Die Genauigkeit und Zuverlässigkeit der im Rahmen der Aufsichtstätigkeit durchgeführten unabhängigen Berechnungen werden dadurch stark verbessert.

Die in diesem Projekt behandelten Themen sind von allgemeinem Interesse im nuklearen Erdbebeningenieurwesen. Das ENSI wird dank der gewonnenen Erkenntnisse massgeblich zu den Diskussionen in den internationalen Arbeitsgruppen und während der Fachkonferenzen beitragen können.

Ausblick

Die Abschlussarbeiten im Zusammenhang mit dem Arbeitspaket 3 und somit das gesamte Projekt werden voraussichtlich bis Ende 2025 finalisiert werden können. Diese noch ausstehenden Arbeiten umfassen die Übersetzung der bereits lauffähigen, numerisch stabilen und getesteten Berechnungsroutinen von Python zu Fortran und Integration des Fortran-Codes als benutzerdefiniertes Materialmodell (Usermat) in das

Rechenprogramm Ansys Mechanical APDL. Als Nachweis der Erfüllung der Projektziele ist die Nachrechnung von einigen repräsentativen Referenzversuchen an Schubwänden vorgesehen. Die numerischen Daten zu diesen Versuchen wurden vom ENSI zusammengestellt.

1.4 Menschliche Faktoren

Menschliche Handlungen beeinflussen die Sicherheit von Kernanlagen in vielfältiger Weise. Im Mittelpunkt dieses Forschungsbereichs stehen zwei Aspekte. Einerseits geht es um den Einfluss menschlicher Handlungen auf Störfälle und deren Beherrschung. Andererseits befasst sich die Forschung mit ethischen Fragen, indem das Handeln im Nuklearbereich, sowohl bei den Beaufichtigten wie auch beim ENSI selbst, unter dem Aspekt der Verantwortung beleuchtet wird.

1.4.1 Verantwortung und nukleare Sicherheit jenseits des Binären: Safety-I und Safety-II neu denken

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

Einleitung

Im September 2023 startete das Institut für Sozialethik der Universität Luzern ein Forschungsprojekt zum Thema «Verantwortung». Mit diesem Projekt wird das Ziel verfolgt, zu untersuchen, wie Entscheidungsprozesse im Bereich der nuklearen Sicherheit gestaltet und überwacht werden müssen, damit verantwortungsvolle Entscheidungen getroffen werden können. Die Idee für ein solches Forschungsprojekt kam im ENSI nach dem Unfall von Fukushima auf und basiert auf den Untersuchungen der International Atomic Energy Agency (IAEA) von 2015, welche aufzeigen, dass die unzureichend wahrgenommene Verantwortung aller Beteiligten (unter anderem Betreiber und Behörden) einen wesentlichen Beitrag zum Unfall geleistet hat.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr befand sich das Forschungsprojekt in seiner ersten Phase. In dieser widmete sich die Forschungsgruppe dem Verständnis von nuklearer Sicherheit und dem Verständnis von Verantwortung aus ethi-

scher Sicht. Sie beschäftigte sich mit der Frage, ob das Konzept Safety-II, welches der Rolle des Menschen bei der Schaffung von Sicherheit einen wichtigen Beitrag zuschreibt, aus der philosophischen Perspektive der Verantwortung einer kritischen Neubetrachtung bedarf.

Verständnis von nuklearer Sicherheit

Die nukleare Sicherheit stellt für eine Gesellschaft ein sehr hohes Gut dar. Es existieren daher umfassende behördliche Regelwerke aus Gesetzen, Verordnungen und Richtlinien, welche den Handlungsrahmen der Fachpersonen im Nuklearbereich mitbestimmen. Durch diesen gesetzgeberischen Rahmen sollen inakzeptable Risiken beschränkt und Risiken vermieden oder minimiert werden. Abweichungen von vordefinierten Regeln werden als Fehler verstanden, die zu einem Systemausfall führen, und gelten als sicherheitsbeeinträchtigend. Für die Verbesserung der Sicherheit werden diese Fehler, sowie auch niederschwellige Fehler oder Störungen, analysiert. Dabei werden die Ursachen untersucht, um aus Fehlern der Vergangenheit für die Zukunft zu lernen und Massnahmen identifiziert, um Wiederholungen zu verhindern. Dieses Verständnis von Sicherheit entspricht dem, was der Psychologe Erik Hollnagel als Konzept Safety-I (Hollnagel & Shorrock, 2013) bezeichnet. Safety-I definiert Sicherheit als momentane Abwesenheit von Fehlern.

Safety-I hat dazu beigetragen, die Kernanlagen robuster und damit auch sicherer zu machen. Allerdings konzentriert sich Safety-I auf seltene Ereignisse und erfasst daher nur einen kleinen Teil der Gesamtfunktion einer Kernanlage. Die Analyse von Fehlern liefert zwar wertvolle Erkenntnisse zur Verbesserung der Sicherheit, übersieht aber den grossen Zeitraum, in dem Dinge gut laufen, Sicherheit also kontinuierlich auf hohem Niveau gehalten oder sogar weiterentwickelt wird. Als Antwort auf diese Einschränkung führt Hollnagel das Konzept Safety-II ein. Safety-II untersucht, wie Systeme grösstenteils erfolgreich funktionieren, indem die Rolle der menschlichen Widerstands- und

Anpassungsfähigkeit zur Schaffung von Sicherheit im Vordergrund steht. Sicherheit wird somit als Fähigkeit einer Organisation verstanden, zu gewährleisten, dass so viel wie möglich gut läuft. Menschen machen dieses «gut laufen» möglich. So weist Safety-II den in einer Kernanlage tätigen Menschen die Rolle der Schaffer von Sicherheit zu, während Safety-I diese in erster Linie als Fehlerquelle betrachtet. In Zusammenhang mit der Verantwortung für nukleare Sicherheit stellt sich somit die Frage, woran sich die Menschen orientieren, um dieser Rolle, die Safety-II den Menschen zuteilt, gerecht zu werden.

Verständnis von Verantwortung

Verantwortung wird vielfach als eine Pflicht, Rechenschaft für sein Handeln abzulegen, begriffen. Dieses Verständnis greift jedoch zu kurz, um den im Konzept Safety-II erkannten Beitrag des Menschen zur Schaffung von Sicherheit zu erklären. Der Ethiker Peter G. Kirchschläger (2014) schlägt ein Verantwortungskonzept vor, das über die blossе Rechenschaftspflicht hinausgeht, in dem es Fürsorge und ethische Selbstverpflichtung miteinschliesst. Damit wird auch die Einzigartigkeit von Verantwortung in der nuklearen Sicherheit herausgehoben.

In welchem Zusammenhang stehen nun Fürsorge und ethische Selbstverpflichtung mit der nuklearen Sicherheit? Fürsorge zeigt sich beim Betrieb von Kernanlagen, indem das Wohl zukünftiger Generationen mitberücksichtigt wird, was beispielsweise durch eine sorgfältige Überwachung der Anlage geschieht. Ethische Selbstverpflichtung ist an der Verpflichtung sichtbar, die sich Fachpersonen im Nuklearbereich selbst auferlegen, in dem sie ihre Entscheidungen über den gesetzlichen Rahmen hinaus in jeder Alltagssituation gemäss der besten Option für die Sicherheit treffen.

Das von Kirchschläger formulierte Verantwortungskonzept gibt keine allgemeingültigen Handlungsanweisungen vor, es bietet vielmehr einen Rahmen für die Auseinandersetzung mit den Herausforderungen, die Verantwortung mit sich bringt. Der Philosoph Jacques Derrida widmete sich diesen

Herausforderungen. Er formulierte sie als Widersprüche, die nicht auflösbar sind, da sie in der Sache der Verantwortung selbst liegen. Die Philosophie bezeichnet solche Widersprüche als Aporien.

Ein Widerspruch, der nicht geklärt werden kann, betrifft die Fürsorge. Er besagt, dass wir nicht in einer einzigen Fürsorgebeziehung stehen, sondern in mehreren, die oft im Konflikt zueinander stehen (Derrida, 1993). Bezogen auf Entscheidungen verdeutlicht diese Aporie, dass Entscheidungsträger und -trägerinnen mit Anforderungen aus verschiedenen Richtungen konfrontiert sind, die sich nicht miteinander vereinbaren lassen, die widersprüchlich bleiben und nicht gleichzeitig berücksichtigt werden können – und doch müssen sie reagieren und Verantwortung übernehmen. Am Beispiel der Genehmigung von routinemässigen Wartungsplänen in Kernanlagen kann dieser Konflikt verdeutlicht werden. Die Entscheidung, das Wartungsintervall kritischer Komponenten zu verlängern, mag bezüglich Effizienz und Ressourcenverteilung verantwortungsbewusst erscheinen, sie birgt jedoch ein kleines, möglicherweise bedeutendes Risiko, das in Kombination mit anderen Umständen zu einem Komponentenausfall und somit zu einem Sicherheitsrisiko führen kann. Diese Entscheidungssituation weist auf die zentrale Spannung hin, die inhärent in der Verantwortung liegt, sich nie vollständig auflösen lässt und dennoch zum Handeln auffordert.

Der Widerspruch, der durch Zielkonflikte, welche die Fürsorge mit sich bringt, gegeben ist, kann als zentrale Aporie der Verantwortung bezeichnet werden. Daneben gibt es weitere Aporien der Verantwortung, wie etwa, eine singuläre Regel müsse den allgemeinen Fall voraussetzen und bestätigen (Derrida, 1994). Diese Aporie weist auf Widersprüche bei der Befolgung von Regeln hin. Gesetze, Verordnungen und Richtlinien sind im Nuklearbereich unabdingbar, um die Kohärenz und Vorhersehbarkeit bei der Bearbeitung von Sicherheitsfragen zu gewährleisten. In der täglichen Praxis zeigen sich allerdings auch die Grenzen einer star-

ren Befolgung dieser Regeln. Verantwortliche Fachpersonen für nukleare Sicherheit können nicht wie Automaten agieren und Regeln mechanisch anwenden. Es wird von ihnen auch erwartet, Regeln zu hinterfragen und, wenn spezifische Gegebenheiten dies erfordern, begründet von Regeln abzuweichen, ohne dabei die Kontinuität der bisherigen Praxis zu vernachlässigen oder die Zuverlässigkeit künftiger Sicherheitsergebnisse ausser Acht zu lassen.

Eine weitere Aporie der Verantwortung zeigt sich durch die Aussage, dass bei Entscheidungen gleichzeitig eine wesentliche Unentscheidbarkeit berücksichtigt werden müsse (Derrida, 1994). Sie weist darauf hin, dass Entscheidungen gefällt werden müssen, trotz beispielsweise Unkenntnis der vollständigen Sachlage. Verantwortungsvolles Handeln bedeutet in solchen Fällen, sich der eigenen Wissensgrenzen bewusst zu sein und dennoch zu akzeptieren, dass man handeln muss. Unwissenheit, Unfähigkeit und Unsicherheit sind Aspekte von Unentscheidbarkeit. Es kommt zur Selbstüberschätzung, wenn diese Aspekte in der Entscheidungsfindung ignoriert werden. Selbstüberschätzung trug beispielsweise zum Unfall von Fukushima bei. In dieser Kernanlage wurden notwendige Sicherheitsverbesserungen nicht rechtzeitig eingeführt, auch deshalb, weil in Japan die Grundannahme vorherrschte, dass die japanischen Kernkraftwerke genügend sicher seien (IAEA, 2015). Aufgrund dieser Annahme neigten Organisationen (Betreiber und Behörden) und ihr Personal dazu, das Sicherheitsniveau nicht genügend zu hinterfragen. Verantwortungsbewusstes Handeln erfordert daher eine Haltung des kritischen Bewusstseins – auch über Unwissenheit oder Unsicherheit – und

die Fähigkeit, sich gegen die Bequemlichkeit eines selbstsicheren Wissens zu stellen.

Die Aussage «ich muss unter den Bedingungen einer Dringlichkeit entscheiden, die den Horizont des Wissens blockiert» (Derrida, 1994) beschreibt einen weiteren Konflikt, dem Fachpersonen bei der Übernahme von Verantwortung begegnen. Im Nuklearbereich ist es womöglich notwendig, Entscheidungen, beispielsweise in Stör- oder Notfällen, unter Dringlichkeit zu treffen. Dringlichkeit erfordert schnelles Handeln; es bleibt keine Zeit, alle Informationen zu sammeln und die Folgen von Entscheidungen vollständig abzuwägen. Unter Dringlichkeit handeln bedeutet, dass der Horizont des Wissens eingeschränkt ist. Dringlichkeit erfordert eine Reduktion des Situationsbewusstseins auf das Wesentliche. Solche Situationen erfordern von den Personen, dass sie fähig sind, einen Ausgleich zwischen nötiger Gründlichkeit und den praktischen Einschränkungen zu finden. Die Entscheidungsfindungsmethodik «FO²RDEC»² – ein Hilfsmittel zur systematischen Entscheidungsfindung – unterstützt das Personal in Kernkraftwerken in diesen Situationen.

Safety-II und Verantwortung

Wie aus der Darlegung oben hervorgeht, wurden bisher im Forschungsprojekt der Sicherheitsrahmen (Safety-II) und die philosophischen Perspektiven der Verantwortung untersucht. Auf den ersten Blick scheint es, dass diese beiden Aspekte miteinander verbunden sind. Beide betonen die Ausweitung dessen, was als sicherheitsrelevant angesehen wird, nämlich alltägliche Tätigkeiten. Auch legen beide Wert auf die kontinuierliche Verbesserung der Systeme und betrachten die in den Kernanlagen tätigen Menschen als aktive Gestalter und Gestalterinnen

² FO²RDEC ist eine Methode, die in Schweizer Kernkraftwerken zur strukturierten Entscheidungsfindung benutzt wird. Sie unterstützt einzelne Personen und auch ganze Personengruppen dabei, komplexe Situationen strukturiert zu analysieren, bevor eine Entscheidung getroffen wird. Das Akronym steht für folgende Schritte der Methode:

F (Fakten sammeln), **O** (Ziele/Objectives formulieren), **O** (Optionen) erarbeiten, **R** (Risiken, die mit den Optionen verbunden sind, zu bewerten), **D** (Decision/Entscheidung für eine Option fällen), **E** (Execution, Vorbereitung und Ausführung von Handlungen für die getroffene Option) und **C** (Check bzw. spätere Evaluation der getroffenen Entscheidung).

der Sicherheit. Bei genauerer Betrachtung werden jedoch auch Unterschiede zwischen den Konzepten deutlich. So ist Safety-II geprägt von der Tendenz, zu bewerten, ob alltägliche Tätigkeiten gut oder schlecht laufen (normative Bewertung). Auch wird mit Safety-II angenommen, dass Dinge, die gut laufen, auch zukünftig gut laufen werden, was Kontinuität und Vorhersehbarkeit impliziert, da davon ausgegangen wird, dass etablierte Prozesse automatisch mit Sicherheit verbunden sind. Doch gerade der Fokus auf Kontinuität und die normative Bewertung von alltäglichen Tätigkeiten lässt den Aspekt der Ungewissheit, der im Verantwortungskonzept zentral ist, wie die Auseinandersetzung mit den Aporien der Verantwortung (siehe oben) zeigt, ausser Acht. Folglich wird die Beschäftigung mit der Komplexität, die Ungewissheit mit sich bringt und der sich verantwortungsbewusstes Entscheiden nicht entziehen kann, vernachlässigt. Damit identifiziert die Forschungsgruppe zwei Problemfelder von Safety-II, die im Rahmen des Projekts weiter untersucht werden sollen (siehe Ausblick).

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Safety-II ist ein Sicherheitskonzept, das seit ein paar Jahren in der Sicherheitsforschung diskutiert wird und mit dem sich die Schweizer Kernanlagen zurzeit auseinandersetzen. Safety-II steht für ein dynamisches – und damit nicht ausschliesslich vor- und festgeschriebenes – Streben von beteiligten Personen nach Sicherheit. Dementsprechend lebt es von Menschen, die durch Fähigkeiten wie Flexibilität, Widerstandskraft und Belastbarkeit Sicherheit schaffen.

Die Richtlinie ENSI-G07 «Organisation von Kernanlagen» versteht die in Kernanlagen handelnden Menschen als Träger und Trägerinnen von Verantwortung. Im Ansatz Safety-II ist diese Rollenbeschreibung implizit mitberücksichtigt, konzeptionell wird darauf aber nicht eingegangen, denn es ist unklar, woran sich die Menschen orientieren, wenn sie sich in einer konkreten Situation flexibel verhalten oder selbständig situati-

ve Entscheidungen fällen und Handlungen vollziehen müssen. Auch kann die Befürchtung nicht ausgeblendet werden, dass mit Safety-II individuelle Willkür und Beliebigkeit einziehen könnten, was zu einer Gefährdung von Sicherheit führen kann. Oder es bleibt offen, wie Menschen mit Safety-II hinsichtlich Sicherheit unterschiedliche Verantwortungskonflikte (beispielsweise Sicherheit versus Wirtschaftlichkeit) meistern können. Auf diese Fragen geht das Forschungsprojekt ein. Es setzt sich mit den Herausforderungen auseinander, denen verantwortungsbewusst handelnde Menschen in Kernanlagen im Kontext von Safety-II ausgesetzt sind. Diese Herausforderungen oder Aporien der Verantwortung helfen, die Komplexität der Verantwortung für die Sicherheit zu beleuchten. Gleichzeitig beinhalten sie interessante Hinweise für Fragestellungen, die im aufsichtlichen Kontext, insbesondere im Kontext der Richtlinie ENSI-G07, relevant sind.

Ausblick

Zur Behebung der konzeptionellen Schwächen von Safety-II werden die nachfolgend aufgelisteten Schlüsselbereiche untersucht. Damit wird die erste Phase des Forschungsprojekts abgeschlossen.

- **Reagieren auf widersprüchliche Anforderungen:** Es wird untersucht, wie Fachpersonen Prioritäten setzen, wenn sie mit konkurrierenden oder teilweise widersprüchlichen Anforderungen konfrontiert werden.
- **Umgang mit Regeln:** Es wird untersucht, wie Einzelpersonen Regeln interpretieren und an bestimmte Situationen anpassen, ohne die Stabilität etablierter Normen zu gefährden.
- **Umgang mit Unentscheidbarkeit:** Es wird untersucht, wie Fachleute in Situationen entscheiden, in denen keine eindeutig richtige Lösung möglich ist.
- **Handeln unter Dringlichkeit:** Es wird untersucht, wie die Dringlichkeit einer Situation den Entscheidungsprozess beeinflusst.

Die nächste Phase konzentriert sich auf das Konzept der organisationalen Resilienz und insbesondere auch auf die Verbesserung dieses Konzepts in Bezug auf die Sicherheit. Dazu werden auch Erkenntnisse aus der Systemtheorie von Niklas Luhmann und Überlegungen zu Beziehungen und deren Dynamik der Philosophin Bini Adamczak in das Projekt integriert. Mit der Kombination dieser Ansätze soll eine Basis für die Entwicklung von Strategien zur Entscheidungsfindung im Nuklearbereich geschaffen werden. Das Forschungsprojekt tritt damit in die Phase ein, in der theoretische Erkenntnisse in umsetzbare Massnahmen überführt werden.

Zitierte Literatur

- Derrida, J. (1993): Den Tod geben. In: Haverkamp, A. (Hrg.): Gewalt und Gerechtigkeit. Derrida – Benjamin. Frankfurt am Main, Suhrkamp.
- Derrida, J. (1994): Force de loi: Le Fondement mystique de l'autorité. Paris, Galilée.
- Hollnagel, E. & Shorrock, S. (2013): From Safety-I to Safety-II: A White Paper. Erocontrol, Technical Report: https://www.researchgate.net/publication/282441875_From_Safety-I_to_Safety-II_A_White_Paper (zuletzt abgerufen am 11. Dezember 2024).
- IAEA (2015): The Fukushima Daichii accident report by the director general: <https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1710-reportbythedg-web.pdf> (zuletzt abgerufen am 11. Dezember 2024)
- Kirchschläger, P.G. (2014): Verantwortung aus christlich-sozialethischer Perspektive. In: Ethica, 22/1, S. 29–54.

1.5 Systemverhalten und Störfallabläufe

Dieser Bereich betrifft die in der Reaktoranlage und im Containment ablaufenden Prozesse, ausgehend vom Normalbetrieb über Störfälle bis hin zu Kernschmelz-Unfällen. Für sogenannte deterministische Sicherheitsanalysen werden thermohydraulische Computermodelle der Anlagen und ihres Verhaltens erstellt und mit Hilfe von Experimenten validiert. Sie dienen auch als eine der Grundlagen für die quantitative Ermittlung des Anlagenrisikos in probabilistischen Sicherheitsanalysen.

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

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

Einleitung

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Brennstoffverhalten

Die Berechnungsprogramme der Brennstabauslegung simulieren die im Normalbetrieb und bei Störfällen auftretenden Phänomene und ermöglichen die Überprüfung der Auslegungsgrenzwerte. Am PSI werden zu diesen Zwecken der kommerzielle Brennstabcode FALCON und der frei verfügbare

Code OFFBEAT eingesetzt und weiterentwickelt. Die zusätzliche Kopplung zum Code Frelax erweitert die Simulationsdomäne und kann für spezielle Fragestellungen beispielsweise bei Kühlmittelverlust-Störfällen oder Reaktivitäts-Störfällen herangezogen werden.

Im Jahr 2024 wurde bei FALCON der Fokus auf die Modellierung des mit Chrom dotierten Brennstoffs gelegt. Dazu wurden Experimente numerisch untersucht und basierend auf den Ergebnissen ein Hüllrohr-Versagensmodell vorgeschlagen. Des Weiteren wurden Studien zum Spaltgasverhalten im Brennstoff und dessen Freisetzung in den Brennstab-Freiraum bei unterschiedlichen Betriebsgeschichten in Siedewasserreaktoren durchgeführt. Mittels einer Sensitivitätsstudie des Brennstab-Innendruckes konnten so unterschiedliche Zykluspunkte identifiziert werden, die hinsichtlich der Brennstabbelastung bei einem Reaktivitätsstörfall limitierend wären.

In Kollaboration mit der École polytechnique fédérale de Lausanne (EPFL) wurde der Code OFFBEAT um Modelle erweitert, die in der Vergangenheit in FALCON zwecks Simulation bei der Zwischenlagerung integriert wurden. Dies betrifft vor allem die Modelle zum Wasserstoffverhalten im Hüllrohr und dessen Einfluss auf die mechanischen Eigenschaften. Die anschliessende Validierung an verfügbaren Daten bestätigt die korrekte Umsetzung in den Code. Mit OFFBEAT, das im Vergleich zu FALCON ein 3D-Rechenprogramm (Solver) bietet, lassen sich mittlerweile komplexe Untersuchungen in verschiedenen Einsatzbereichen anstellen. Angestrebt wird auch weiterhin eine solide Validierung von OFFBEAT anhand von Daten aus der frei verfügbaren Datenbank IFPE (International Fuel Performance Experiments) der OECD/NEA (Nuclear Energy Agency). Die Validierung von OFFBEAT konzentrierte sich im vergangenen Jahr auf die Brennstabtemperatur.

Reaktorkern

Von der STARS-Gruppe werden Sicherheitsanalysen der neuen Kernbeladungen aller

Schweizer Reaktoren durchgeführt, um die Einhaltung der Kriterien unabhängig von den Analysen der Betreiber zu verifizieren. Dafür wird im Projekt STARS die Berechnungsplattform CMSYS mit den kommerziellen Programmen CASMO/SIMULATE eingesetzt. Um die Eignung der erstellten Modelle für diese Programme zu bestätigen, werden fortlaufend Vergleichsrechnungen zu den Messdaten aus dem Reaktorbetrieb angestellt. Im vergangenen Projektjahr wurden diesbezüglich detaillierte Berechnungen der Brennstoff-Zusammensetzung eines Brennelements vom Typ SVEA-96+ in Abhängigkeit von der radialen Moderatordichte, die vom Unterkanal-Code COBRA-TF ermittelt wird, durchgeführt. Im Vergleich unterscheiden sich die Isotopenkonzentrationen sowohl im Durchschnitt (bis 5%) als auch auf der Pellet-Ebene (bis 15%). Die Berechnungen der SVEA-Brennelemente wurden ausserdem mit den vorliegenden 69 Gammamessungen verglichen, die anhand der Aktivität des Spaltisotops Lanthan-140 Rückschlüsse auf die axiale Abbrandverteilung zulassen. Ein weiterer Abgleich von CMSYS für Druckwasserreaktoren erfolgte im Rahmen des internationalen Benchmarks Watts Bar 1, wo die Leistungsverteilungen mit den Lösungen der hochgradigen Berechnungsverfahren mit zufriedenstellender Genauigkeit bestimmt werden konnten.

Der Einsatz und die Entwicklung von fortschrittlichen, realitätsgetreuen Berechnungsmethoden für die Reaktorsimulationen wurde mit den Codes FEMCORE und MPACT vorangebracht. Der Code FEMCORE, der auf der Finite-Elemente-Methode der Neutronendiffusion basiert, wurde beispielsweise zur Analyse eines Störfalls eingesetzt, in dem ein Steuerstab aus dem Reaktorkern durch ein postuliertes Versagen des Antriebs herausfällt und zu prompt überkritischen Reaktorzuständen führt. Da sowohl der schnelle Verlauf des Störfalls als auch die periphere Position des Steuerstabs eine Herausforderung für die Berechnungsverfahren darstellen, wird damit die Robustheit und Genauigkeit des Berechnungscodes getestet. Die bisherigen Ergebnisse deuten

auf sehr zufriedenstellende Abweichungen zur Referenzlösung hin, die vom Argonne National Laboratory mit der Finite-Differenzen-Methode erzielt wurde.

Mehrphasen-Thermohydraulik und Systemverhalten

Die Modellierung der schweizerischen Kernkraftwerke mit dem Systemcode TRACE bleibt eine Schlüsselaktivität im STARS-Projekt. Die STARS-Gruppe nutzt diesen unter anderem im Projekt NEA RBHT-II (Wiederbefüllung eines DWR-Brennelements nach einem Kühlmittelverlust-Störfall, siehe Kapitel 1.5.3). Ausgehend von vertieften Untersuchungen im RBHT-Teststand konnten unter Verwendung einer Erweiterung des TRACE-Codes realistischere, tiefere Hüllrohrtemperaturen als für die Berechnung mit dem Standard-Modell bestätigt werden, das für das Kühlmittel zwischen seiner Form als Dampf und Flüssigkeit unterscheidet. Diese Erweiterung bezieht sich auf die Hinzunahme eines oder mehrerer Felder für die Tröpfchen im Kühlmittel sowie die mechanistische Modellierung der Auswirkungen der Abstandhalter/Mischflügelgitter auf die Grösse der Kühlmittel-Tröpfchen. Dieses Tröpfchenfeld im Dampf wird zusätzlich zu denen für das flüssige Wasser und den Wasserdampf der Zwei-Phasenströmung des Kühlmittels in der TRACE-Standardversion modelliert. Die Validierung von TRACE wurde ebenfalls mit gemessenen Daten von integralen Tests aus internationalen Forschungsprogrammen (NEA PKL in Deutschland und NEA ATLAS-2 in Südkorea), die das Systemverhalten von Druckwasserreaktoren betreffen, fortgesetzt. TRACE-Berechnungen zu mehrfachen Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen wurden mit integralen Tests im Rahmen eines Benchmarks, hier OECD/NEA International Standard Problem (ISP-52), validiert. Die Validierung ist notwendig für die Anwendung von TRACE und der damit gekoppelten Codes bei Störfallanalysen. Verschiedene Methoden zur Quantifizierung der Unsicherheiten, beispielsweise das maschinelle Lernen zur Verbesserung der Vorhersagefähigkeit, wurden angewandt und weiter vertieft.

Untersuchungen mit dem Code COBRA-TF (CTF) für Unterkanalanalysen wurden für Experimente am Teststand Heat Transfer Research Facility (HTRF) in den USA zu kritischen Wärmeübergängen für SWR-Brennelementtypen fortgesetzt. Unter Berücksichtigung der festgestellten Limitierungen der aktuellen Code-Versionen für die Vorhersage der Wärmeübergänge ist dessen Anwendbarkeit für unabhängige Sicherheitsbewertungen eingeschränkt, während erste grobe Berechnungen für verschiedene Parameterbereiche mit geringem Aufwand durchgeführt werden können.

Im Rahmen der laufenden Arbeiten zur Verifikation und Validierung der Werkzeuge für die numerische Strömungsmechanik nimmt das STARS-Team derzeit am komplexen CFD Benchmark der OECD/NEA zur thermischen Vermischung und Ermüdung in einem T-Stück (T-junction) mit einem am Ende verschlossenen Seitenarm teil. Diese hochaufgelösten Berechnungen mit OpenFOAM konnten auf dem Piz Daint Supercomputer am Swiss National Supercomputing Centre (CSCS) durchgeführt werden (Abbildung 9).

Die Arbeiten zur numerischen Strömungsmechanik wurden ebenfalls durch so genannte grobmaschige (coarse mesh) CFD-Berechnungen mit dem Code OpenFOAM für die Strömung in der Brennelement-Geometrie eines DWR fortgesetzt. Durch effiziente Modellierung beispielsweise hinsichtlich der Zeitschrittsteuerung und räumlichen Diskretisierung sowie des universellen Einflusses von Wänden und der Nachlauf-Turbulenz auf die Strömung können grundsätzlich mit deutlich geringerem Aufwand ähnlich genaue Berechnungen durchgeführt werden wie mit feinmaschigen Varianten. Das gilt zumindest für die Ergebnisse der untersuchten einphasigen Strömungen.

Gekoppelte Modellierung

Die hochaufgelösten Ganzkernanalysen eines Druckwasserreaktors wurden in internationaler Kollaboration mit dem gekoppelten Programmsystem nTRACER/COBRA-TF fortgesetzt. Da das Verfahren sehr rechen-

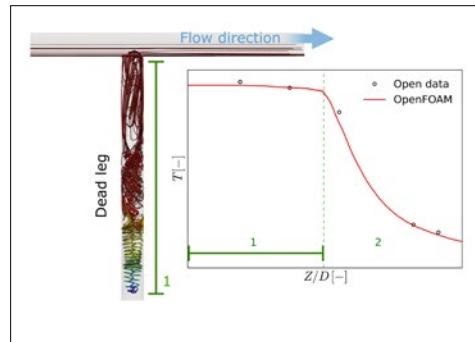


Abbildung 9: Instantane Stromlinien im Hauptarm (oben) und im ersten Abschnitt («1») des am Ende verschlossenen Seitenarms (dead leg) des T-Stücks (T-junction) (links). Die mit dem CFD-Code OpenFOAM berechnete Temperatur ist auf den Stromlinien farb-codiert dargestellt. Die berechnete zeitlich gemittelte Temperatur (rote Linie) wird in der Abbildung rechts mit Messwerten (Kreise) verglichen. Die starke Strömung im Hauptarm treibt eine turbulente, advektiv dominierte Durchmischung im ersten Abschnitt («1») des Seitenarms an. Zum anschliessenden, zweiten Abschnitt («2») des Seitenarms hin nimmt die Strömung stark ab. Insbesondere im Übergangsbereich zwischen den Abschnitten lassen die verbleibenden laminaren, diffusiven Effekte grössere Temperaturgradienten hin zu tieferer Temperatur am Ende des Seitenarms zu. (Bild: PSI)

intensiv ist, wurden neue Wege für die Effektivitätssteigerung eingeschlagen. Dazu wurden Techniken für maschinelles Lernen entwickelt und trainiert, um die Kühlmittelparameter und die Brennstofftemperatur deutlich effektiver mit akzeptabler Genauigkeit zu berechnen. Erste Ergebnisse sind vielversprechend, sodass in Zukunft diese Technik weiter untersucht wird.

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 2024 das ENSI gemäss dem Projektplan bei seinen sicherheitstechnischen Bewertungen, beispielsweise hinsichtlich Anlageänderungen wie neuen Kernbeladungen, sowie bei der Bewertung von neuen Analysen oder Nachweiskriterien. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Forschungstätigkeiten zur Weiterentwicklung der eingesetzten Programme. Hinzu kamen weitere unabhängige Sicherheitsanalysen für das ENSI im Rahmen seiner Aufsichtstätigkeit (On-Call). Aufgrund der Kapazität der STARS-Gruppe können stationäre und störfallbedingte neutronenphysikalische und thermohydraulische Berechnungen für Systeme, Reaktorkerne und andere Konfigurationen wie Lager oder Behälter durchgeführt werden. Damit kann das ENSI im Rahmen seiner Aufsicht über die schweizerischen Kernkraftwerke sowohl die Einhaltung des gestaffelten Sicherheitskonzepts als auch die

Wirksamkeit (Integrität) der Barrieren fundiert beurteilen. Diesem Anspruch kamen die 2024 erledigten Projektarbeiten vollumfänglich nach.

Die kontinuierliche Arbeit an den Modellen und die ständige Verbesserung und Validierung der Berechnungsmethoden verlief 2024 planmässig. Sie wird vom ENSI als wichtig angesehen, um im Rahmen der Aufsichtstätigkeit die komplexen Neuanalysen bei Anlage- und Methodenänderungen bewerten zu können.

Ausblick

Es bleibt das Ziel, angemessene und dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechende Methoden bereitzustellen, um anspruchsvolle Aufgaben zum weiteren sicheren Betrieb der Kernkraftwerke in der Schweiz bearbeiten zu können. Dazu sind fortgesetzte Qualifizierungen und Validierungen der Methoden durch die Mitarbeit in internationalen Forschungsprogrammen und Expertengruppen unerlässlich.

Die Analysen neuer Reaktorbeladungen im Rahmen der Freigabeverfahren zu den jährlichen Brennelementwechseln sollen beibehalten werden. Einen weiteren Schwerpunkt bilden nukleare, thermohydraulische und thermomechanische Detailanalysen zum Verhalten von Brennelementen und die Validierung der dazu verwendeten Rechen-codes mit verfügbaren Messdaten aus Testständen. Das PSI wird im kommenden Jahr die Validierung von TRACE mit gemessenen Daten aus integralen Tests und spezifischen Messungen aus internationalen Programmen fortsetzen. Darunter werden die Untersuchungen und Weiterentwicklungen mit der neuen Version von TRACE fortgesetzt, welche das Tröpfchenverhalten besser modelliert. Die Arbeiten zu möglichen CFD-Anwendungen werden mit OpenFOAM fortgesetzt.

Die fortgeschrittenen Methoden (künstliche Intelligenz, Meta-Modellierung und maschinelles Lernen) zur Quantifizierung der Unsicherheit und effizienteren Berechnung werden bei der gekoppelten Modellierung verstärkt 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 überprüfen zu können. Als Schwerpunkte sind weitere Validierungen der vorhandenen Codes an den Betriebsdaten der Schweizer Reaktoren wie auch im Rahmen von internationalen Benchmarks wie Watts Bar vorgesehen. Die Verfeinerung der Methoden für die Abbildung von lokalen Phänomenen in der Thermohydraulik und Neutronenphysik ist ebenfalls geplant. Im Bereich der Brennstoffsimulation sind zum Beispiel Untersuchungen der mechanischen Pellet-Hüllrohr-Wechselwirkung unter dem Einfluss der Pellet-Bruchbildung angedacht.

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

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Gorzel

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

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

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

theiken ziehen und verantwortliche Nuklide für die Abweichungen identifizieren.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Entwicklungsstand von OFFBEAT sollte eruiert, sein Ergänzungspotential gegenüber FALCON zu 3D-Anwendungen bewertet und seine Verifikation und Validierung erweitert werden. Es wurde das Verhalten eines Brennstabes während eines Kühlmittelverlust-Störfalls modelliert (Abbildung 10) und mit experimentellen Daten verglichen. Das Brennstabverhalten konnte sehr gut wiedergegeben werden. Insbesondere konnten durch die 3D-Modellierung azimutale Effekte bei der Brennstabverformung berücksichtigt werden, was in 2D so nicht möglich ist.

Im zweiten Teilprojekt sollte eine effiziente Programmkette entwickelt werden, die die Eignung neuer nuklearer Bibliotheken bewertet. Dies wurde erfolgreich durchgeführt. Es zeigten sich bekannte Schwächen hinsichtlich der Überschätzung des Reaktivitätsabbaus und der Unterschätzung des Pu-239-Aufbaus, die aber bei der neuesten Version von JEFF deutlich weniger ausgeprägt waren.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

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

Ausblick

Das Projekt endete im Februar 2024. Die Themen selbst werden aber im Rahmen der Pflege und Weiterentwicklung der beteiligten Programme innerhalb des Projekts STARS (Kapitel 1.5.1) weiterverfolgt.

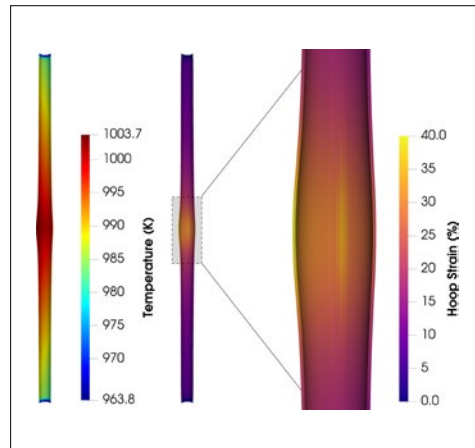


Abbildung 10:
Temperatur und
berechnete Dehnung
eines Brennstab-
Hüllrohrs unter den
Bedingungen eines
postulierten Kühlmittel-
verlust-Störfalls.
(Bild: PSI)

1.5.3 NEA RBHT – Rod Bundle Heat Transfer

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

ENSI-Projektbegleiter: Werner Barten, Andreas Gorzel

Einleitung

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

Im Rahmen der ersten, 2023 abgeschlossenen Phase des Forschungsprojekts «Rod Bundle Heat Transfer» wurden 16 Experimente an einem Versuchsstand, der Rod-Bundle-Heat-Transfer-Testanlage (RBHT) der Pennsylvania State University (PSU), durchgeführt. In der Ende 2023 begonnenen, ebenfalls auf drei Jahre angelegten, zweiten Phase (NEA RBHT-II) sollen 16 weitere Experimente durchgeführt werden. Der zentrale Teil des Versuchsstandes besteht aus einer auf bis zu 1200 °C elektrisch aufheiz-

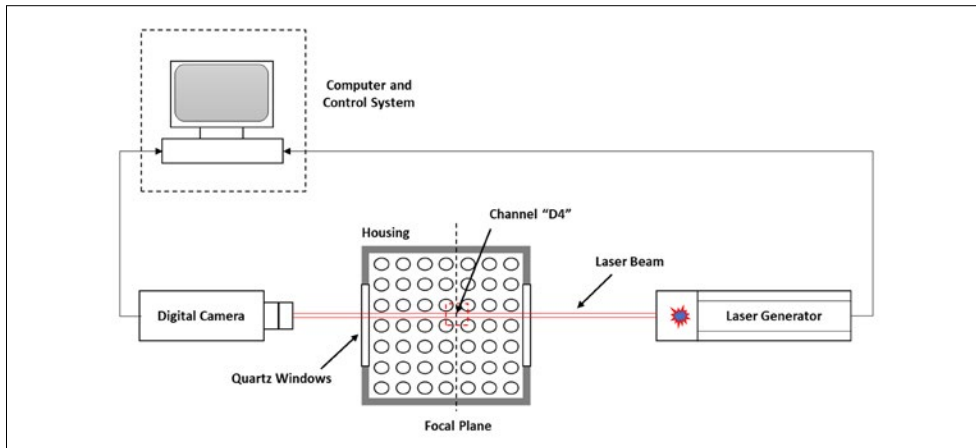


Abbildung 11:
Schematisch darge-
stellte Messtechnik
zur Tropfenzählung
mittels Digitalkamera
und Lasertechnik.
(Bild: Pennsylvania
State University)

baren Brennelementstruktur. Der Teststand ist mit umfangreicher Messtechnik ausgestattet: Thermoelemente, optische Technik zur Tröpfchenmessung (Abbildung 11) und Drucksensoren an den sieben Abstandhaltern. Das Zeitverhalten von Einlassströmung und Wiederauffüllen kann damit detailliert kontrolliert werden. Mit den Versuchsergebnissen sollen thermohydraulische Systemcodes und Unterkanalcodes weiter validiert und verifiziert werden.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Mitte 2024 hat der erste Workshop von RBHT-II stattgefunden. Die Ergebnisse von RBHT-I wurden darin nochmal zusammengefasst und wie vorgesehen eine Publikation in einer wissenschaftlichen Zeitschrift erstellt. Im Berichtszeitraum wurde unter anderem eine Methode zur Bestimmung der Strömungsregime aus den gemessenen Tröpfchenfeldern weiterentwickelt und angewandt (Abbildung 11). Es wurden ausserdem zwei Arbeitsgruppen gegründet, die vertiefte Untersuchungen zu sogenannten

Benutzereffekten bei der Modellierung und zu Unsicherheitsanalysen begonnen haben. Die Parameter der voraussichtlich elf «offenen» und fünf «blinden» Experimente der zweiten Projektphase wurden festgelegt. Am RBHT-Messstand wurden darauf in der zweiten Jahreshälfte 2024 die offenen Experimente durchgeführt und die Daten den Teilnehmern für ihre Berechnungen, die in einem Workshop Anfang 2025 vorgestellt werden sollen, zur Verfügung gestellt. Die Messdaten für die Modellierung der Wiederbefüllung des RDB ergänzen diejenigen der ersten Phase für einen grossen Bereich von thermohydraulischen Bedingungen (Heizleistungen, Flutungsraten und Eintrittsunterkühlungen). Die blinden Berechnungen unterscheiden sich dahingehend von den offenen Berechnungen, dass zunächst nur die Anfangs- und Randbedingungen der Messungen und nicht alle Messergebnisse (wie Brennstabtemperaturen, Bündelmassestrom, Dampfgeschwindigkeit) zur Verfügung gestellt werden.

Von den Teilnehmern werden sieben verschiedene Systemcodes (APROS, ATHLET, CATHARE, MARS, RELAP5, TRACE und SPACE) und der Unterkanalcode COBRA-TF für die Benchmark-Berechnungen verwendet. Unter anderem hat das PSI im Projekt STARS verschiedene Rechnungen mit dem Systemcode TRACE sowie Unsicherheitsanalysen durchgeführt. Die mit einer anspruchsvollen Erweiterung des Tröpfchenmodells durch die U.S. NRC und das PSI verbesserte

Version des Codes TRACE wurde ebenfalls angewandt (siehe Kapitel 1.5.1). Insgesamt bleibt es anspruchsvoll, die Thermohydraulik der Wiederbeflutung nach einer grossen Leckage (LB-LOCA) exakt zu simulieren. Dies bezieht sich insbesondere auf neue Bedingungen für die Codes, beispielsweise sehr hohe oder sehr tiefe Flutungsraten und zeitabhängige Strömungen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Mit dem RBHT-Projekt wurden den Teilnehmenden neue, detaillierte Messungen für das thermohydraulische Verhalten eines Brennelements für Druckwasserreaktoren bei einem LOCA zur Verfügung gestellt. Das Vorhaben bot die Möglichkeit, die in der STARS-Projektgruppe des PSI verwendeten Simulationsprogramme TRACE und COBRA-TF weiter zu validieren und ihre Modellierung zu verbessern. Die Rechenprogramme werden im Rahmen des Projekts STARS verwendet (siehe Kapitel 1.5.1).

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

Zusammenfassend wurde die Phase II des Projekts wie geplant fortgesetzt. Die vorgesehenen Experimente wurden durchgeführt und die Messdaten den Teilnehmenden für offene Benchmark-Berechnungen zur Verfügung gestellt. Diese wurden von den Teilnehmenden, auch dem PSI, intensiv genutzt. Die Möglichkeiten des Codes TRACE können dadurch vom PSI und auch vom ENSI besser eingeschätzt und zielgerichteter verwendet werden. Das gilt sowohl für die Standardversion (zwei Felder, flüssiges Wasser und Was-

serdampf zur Modellierung des Kühlmittels) als auch für die verfeinerte Version mit einem zusätzlichen Tröpfchenfeld für die Simulation der Wiederbeflutung nach einem LOCA mit Quantifizierung der Unsicherheiten.

Ausblick

Am RBHT-Messstand sollen im Jahr 2025 die verbleibenden fünf neuen blinden Experimente der zweiten Projektphase durchgeführt werden. Im Jahr 2025 sollen zwei Workshops stattfinden. Die neuen Experimente und die Simulationen sollen das Verständnis von relevanten physikalischen Effekten weiter vertiefen. Zu diesen Effekten zählen die Mitnahme von Tröpfchen und die Auswirkungen des Abstandhalters/Mischflügeltitters auf das Aufbrechen von Tröpfchen und der damit verbundenen Verbesserung der Wärmeübertragung. Damit soll das Projekt zur weiteren Verbesserung von Modellen und Korrelationen für Computercodes beitragen.

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

Projektpartner: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) GmbH
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 Handmassnah-

men 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.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im aktuellen Berichtsjahr wurden 88 der 100 geplanten Simulationen im Rahmen der IDPSA generierten dynamischen Ereignisbäume (Dynamic Event Tree, DET) erfolgreich abgeschlossen, was zu über 10'000 Sequenzen führte. Hierfür wurde der von der GRS entwickelte Systemcode ATHLET verwendet. Die Auswertung der Ergebnisse ist noch nicht vollständig abgeschlossen, es fanden jedoch einige wichtige Überlegungen zur korrekten Interpretation der Ergebnisse statt, welche zu ersten Erkenntnissen führten, unter anderem bezüglich der Bedeutung einzelner Operateurhandlungen. Diese sind das Abschalten der Zusatzborierpumpen, das Öff-

nen mindestens einer Hochdruckreduzierstation und die Wiederinbetriebnahme der Nachkühlkette.

Darüber hinaus wurden sinnvolle Abbruchkriterien definiert, nach deren Erreichen eine Simulation automatisch gestoppt wird, um die erforderliche Rechenzeit für jeden DET zu begrenzen. Eines der Hauptziele der Analyse bestand darin, diejenigen Faktoren zu identifizieren, die den grössten Einfluss auf den Endzustand haben, den die Sequenzen erreichen, und diesen Einfluss zu quantifizieren. Zudem können Sequenzen Schwellenwerte für den Zeitpunkt der Operateurhandlung wie auch des Komponentenausfalls enthalten. In diesen Fällen führt die Operateurhandlung oder der Komponentenausfall zu unterschiedlichen Endzuständen, wenn er vor oder nach dem identifizierten Schwellenwert auftritt. Die Hauptfaktoren, die die Schadenszeit und die verfügbare Zeit zwischen der letzten Operateurhandlung und dem Kernschaden beeinflussen, wurden ebenfalls untersucht.

Da sich gezeigt hat, dass die hohe Komplexität des betrachteten Störfallszenarios, insbesondere der Umfang der berücksichtigten diskreten und kontinuierlichen Unsicherheiten, bessere Werkzeuge und Methoden zur Erstellung und Bewertung der IDPSA erforderlich macht, wurden entsprechende Hilfsmittel entwickelt. Zu diesem Zweck wurde das Forschungsvorhaben um 14 Monate bis Ende Februar 2025 verlängert. Das erste neu entwickelte Werkzeug, der EventTreeViewer, soll den Prozess der Analyse der generierten Sequenzen vereinfachen und es dem Benutzer ermöglichen, Fehler in der Struktur des generierten DET schnell zu identifizieren und deren Ursache zu verstehen. Das zweite Hilfsmittel, der sogenannte Mock-up Simulator, dient dazu, die Zeit zu reduzieren, die zum Erstellen eines MCDET-Inputs ohne logische Fehler erforderlich ist. Ein solcher logischer Fehler könnte beispielsweise das irrtümliche mehrmalige Auslösen einer Verzweigung aufgrund der gegenseitigen Abhängigkeit der modellierten Verzweigungsbedingungen sein.

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 eine grosse Bedeutung zu. Zudem bestehen Unsicherheiten hinsichtlich der notwendigen Operateurhandlungen. Das Forschungsvorhaben dient dem ENSI dazu, unter Anwendung einer fortschrittlichen, dynamischen Analyse-methode, vertiefte Erkenntnisse hinsichtlich kritischer Zeitfenster für Handmassnahmen beim Ausfall der Nachwärmeabfuhr im Mitte-Loop-Betrieb zu erlangen. Damit wird es dem ENSI möglich, die von den Betreibern im Rahmen der Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) durchgeführten Störfallanalysen im Nichtleistungsbetrieb detailliert und unabhängig zu bewerten.

Ausblick

Im Jahr 2025 werden die fehlenden dynamischen Ereignisbäume mit Hilfe von MCDET/ATHLET simuliert. Zudem wird die Auswertung der IDPSA-Ergebnisse und deren Bewertung abgeschlossen. Die endgültigen Schlussfolgerungen der Arbeit werden abgeleitet und die gewonnenen Erkenntnisse in einem abschliessenden Forschungsbericht zusammengefasst. Darüber hinaus können die neu entwickelten Werkzeuge EventTreeView und Mock-up Simulator in zukünftigen IDPSAs und dynamischen PSAs eingesetzt werden.

1.5.5 COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Dario Müller

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

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

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2024 wurde die Analyse des Experiments HYMERES HP6_2 fortgeführt. Die Behälterkonfiguration in PANDA für dieses Experiment ist in Abbildung 12 dargestellt. Die Nodalisierung (also die Art und Weise, wie die diskreten Segmente zur Berechnung der thermohydraulischen Vorgänge definiert und angeordnet sind) wurde überarbeitet und verfeinert. Zusätzlich werden die Strukturen, welche für die Wärmeübertragung und den Wärmeverlust gegen aussen verantwortlich sind, detaillierter im Modell abgebildet. Dies führt zu einer deutlich besseren Übereinstimmung zwischen dem Experiment und der MELCOR-Simulation. Es zeigte sich jedoch, dass die Masse

des Dampfes in den Behältern am Ende der Berechnung insgesamt um etwa 15% unterschätzt wird (siehe Abbildung 13). Während in Behälter 4 die gemessene Dampfmenge gut mit dem Ergebnis der Simulation übereinstimmt, zeigen sich für die Behälter 1 und 2 signifikante Unterschiede. Ein möglicher Grund für diese Diskrepanz liegt entweder am überschätzten Wärmeverlust durch die Behälteraußenwände, was eine erhöhte Dampfkondensation zur Folge hat, oder sie ist auf Probleme bei der Simulation der Dampfzirkulation zwischen den Behältern zurückzuführen. Eine geplante Sensitivitätsanalyse soll weitere Erkenntnisse dazu liefern. Die beobachteten Unterschiede bei den Heliummengen in den jeweiligen Behältern deuten ebenfalls darauf hin, dass die Gas- und Dampfzirkulation zwischen den Behältern der Hauptgrund für die beobachteten Diskrepanzen ist.

Weiter wurde HYMERES HP6_1 als das zweite zu analysierende Experiment bestimmt. Dieses war ebenfalls Teil der HYMERES-Testreihe, unterscheidet sich von HP6_2 aber in Bezug auf die Verbindungen zwischen den Behältern der PANDA-Anlage (siehe Abbildung 14). Die offene Verbindung zwischen den Behältern 3 und 4 ändert die Charakteristik des Gasflusses während des Experiments deutlich. Unter der Verwendung derselben Nodalisierung wie bei HP6_2 zeigt sich für HP6_1 bei der Dampfmenge eine ähnliche Diskrepanz zwischen den experimentellen Daten und den vorläufigen Simulationsergebnissen. Auch die Verteilung des Heliums in den einzelnen Behältern weist auf ein Problem bei der Modellierung des Austausches zwischen den Behältern hin. Als ein weiteres Projektziel wurde die Durchführung einer Unsicherheitsanalyse festgelegt, um diejenigen Parameter zu bestimmen, welche die Genauigkeit der MELCOR-Simulationen hauptsächlich beeinflussen. Als Basis für diese Analyse dienen die HYMERES-Experimente. Bis anhin wurden 22 Parameter identifiziert, die sich auf die Modellierung von Wärmeübertragungsstrukturen sowie Strömungsbewegungen

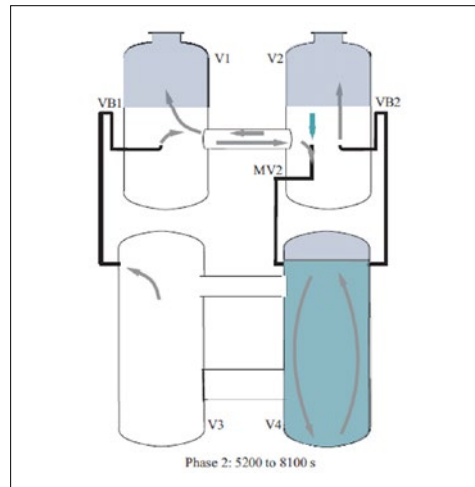


Abbildung 12:
Die Konfiguration
und die möglichen
Strömungsmuster
der PANDA-Anlage
beim Experiment
HYMERES HP6_2.
(Bild: PSI)

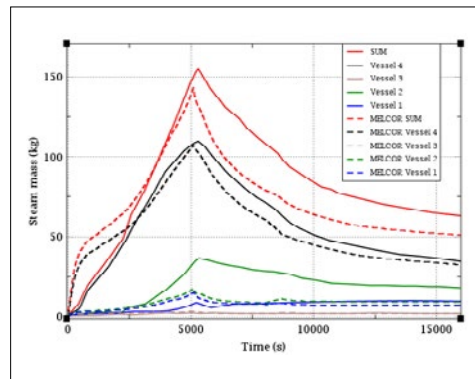


Abbildung 13:
Vergleich der Dampf-
mengen zwischen
experimentellen
Daten (durchgezogene
Linien) und der
MELCOR-Berechnung
(gestrichelte Linien)
für das Experiment
HYMERES HP6_2.
(Bild: PSI)

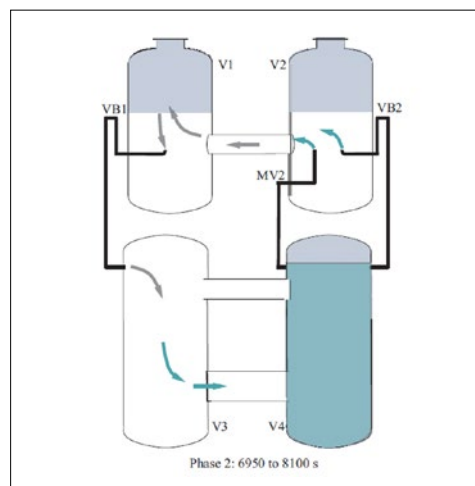


Abbildung 14:
Versuchsanordnung
der PANDA-Anlage
beim Experiment
HYMERES HP6_1. Es
ist zu beachten, dass
im Unterschied zu
HP6_2 die Behälter 3
(V3) und 4 (V4) mit-
einander verbunden
sind. (Bild: PSI)

beziehen und unter Betrachtung der bisherigen Ergebnisse von Interesse sind.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das ENSI wird regelmässig vom PSI über den Stand des Projekts informiert und kann sich so von der hochwertigen Arbeit des Forschungsteams überzeugen. Die Entwicklung einer geeigneten Nodalisierung war jedoch aufwändiger als ursprünglich erwartet und hat entsprechend zu einer zeitlichen Verzögerung geführt. Die systematische Analyse zur Ursache der Abweichungen zwischen Experiment und Simulation bezüglich der Dampfmenigen in den Behältern ist aktuell im Gange. Dies nimmt aber ebenfalls mehr Zeit in Anspruch als ursprünglich im Projektplan vorgesehen.

MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den Kernkraftwerksbetreibern als auch vom ENSI als Rechenprogramm zur Simulation schwerer Unfälle und zur Risikoabschätzung im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse eingesetzt. So hilft ein vertieftes Wissen über Unsicherheiten oder Herausforderungen bei der Modellierung dem ENSI bei der Bewertung von Störfallanalysen und Accident Management Massnahmen. Mit der im Projekt COMPARE angestrebten Vertiefung des Verständnisses hinsichtlich der Aussagekraft von MELCOR-Resultaten wird die Beurteilungsgrundlage des ENSI verbessert und erweitert.

Ausblick

Es ist eine Sensitivitätsanalyse geplant, um den genaueren Grund für die bei HYMERES HP6_2 mit MELCOR unterschätzte Dampfmenge – insbesondere in den Behältern 1 und 2 – zu identifizieren. Da sich ein sehr ähnliches Verhalten auch bei der Simulation von HYMERES HP6_1 zeigt, werden analoge oder ergänzende Sensitivitätsstudien für dieses Experiment durchgeführt.

Zudem wird eine Unsicherheitsanalyse mit den identifizierten 22 Parametern vorgenommen. Die Parameter variieren jeweils in einem vorgegebenen Bereich, wobei stets eine MELCOR-Simulation mit denselben

Randbedingungen durchgeführt wird. Daraus lassen sich Rückschlüsse über die Sensitivität der Resultate auf die einzelnen Parameter ziehen und es kann deren Einfluss auf die Zuverlässigkeit der Simulationen eingeschätzt werden.

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

Projektpartner: KTH Royal Institute of Technology (KTH)

ENSI-Projektbegleiter: Dario Müller

Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

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

Das Rechenprogramm MELCOR dient der Simulation schwerer Unfälle, vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung radioaktiver Stoffe in die Umwelt. In MELCOR selber fehlt allerdings ein präzises Modell zur Simulation der Kühlung eines Schüttbetts in der Reaktorgrube nach einem Austritt der Kernschmelze aus dem Reaktordruckbehälter (RDB). In Kombination mit dem Rechenprogramm COCOMO ist eine genaue Simulation der Kühlung zwar möglich, diese Lösung ist jedoch sehr rechen- und zeitintensiv. Ein weiteres Ziel dieses Projekts ist daher, ein optimiertes Modell für die Schüttbettkühlung zu entwickeln, welches an MELCOR gekoppelt werden kann.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Wie in den Projektzielen festgehalten, wurden im Jahr 2024 umfangreiche Experimente und Simulationen in Zusammenhang mit MSWI-Phänomenen durchgeführt. Versuche zur Austrocknung der Wasservorlage in der unteren RDB-Kalotte und dem Schmelzen von Teilen des Schüttbetts lieferten wertvolle Erkenntnisse über komplexe Prozesse wie Materialinfiltration, Porositätsveränderungen oder die Bildung von Hohlräumen. Eine neu ausgearbeitete Testreihe ermöglichte detaillierte Beobachtungen des Verhaltens der Kernschmelze auf Partikelebene. Weiterentwickelte numerische Modelle ergänzten die experimentellen Arbeiten und reproduzierten zuverlässig deren Ergebnisse. Es wurden experimentelle Studien zur Mehrdüsen-Sprühkühlung bei einer nach unten gerichteten Heizfläche durchgeführt, um die potenzielle Anwendung einer RDB-Kühlung durch ausserhalb angebrachte Sprühdüsen zu untersuchen. Die numerische Simulation reproduzierte erfolgreich die Temperaturprofile unter verschiedenen Wärmeströmen. Die Auswirkungen verschiedener Parameter auf die Sprühkühlung wurden ebenfalls in Simulationen untersucht.

Wie geplant erfolgten ausserdem die nächsten Schritte zur Erforschung des Einflusses von Strukturen unterhalb des RDB eines Siedewasserreaktors (beispielsweise der Steuerstab-Antriebsmechanismus) auf die Ausbreitung der Kernschmelze in der Reaktorgrube. Eine neue Versuchsanlage namens COSIN wurde konzipiert, um den Effekt der Anordnung mehrerer zylindrischer Strukturen auf die Ausbreitungseigenschaften einer ausgetretenen Kernschmelze zu untersuchen. Es wurde auch bereits ein Referenzversuch für die Ausbreitung der Schmelze ohne die zylindrischen Strukturen durchgeführt. Diese Ergebnisse dienen später als Vergleichsbasis für die Versuche, bei welchen die zylindrischen Vorrichtungen vorhanden sind.

Ein weiterer Schwerpunkt der Forschungsarbeit lag auf der Untersuchung des Zusammenhangs zwischen der Beschaffenheit des Wassers und Dampfexplosionen, sobald

Fragmente der sehr heissen Kernschmelze nach Austritt aus dem RDB auf kaltes Wasser treffen. So gibt es Hinweise, dass eine erhöhte Wassersalinität Dampfexplosionen begünstigt.

Zusätzlich wurden die Unsicherheiten von Simulationen schwerer Störfälle bei Siedewasserreaktoren mit der Software MELCOR genauer untersucht. Um den rechentechnischen und zeitlichen Aufwand für solche Unsicherheitsanalysen auf ein zweckmässiges Mass zu begrenzen, wurden zwei alternative Ansätze entwickelt: ein künstliches neuronales Netzwerk zur Vorhersage von Unsicherheiten, basierend auf Ergebnissen bereits durchgeführter Simulationen, sowie eine deterministische Stichprobe mit einem Abdeckungsfaktor. Beide Ansätze ermöglichen effizientere Unsicherheitsabschätzungen und liefern vergleichbare Ergebnisse zu konventionellen, zeitintensiveren Methoden. Zur Bewertung der Kühlbarkeit eines Schüttbetts ausserhalb des RDB wurde, basierend auf dem Rechencode COCOMO, ein neues Ersatzmodell für die Kühlung von zweidimensionalen zylindrisch-konischen Schüttbetten entwickelt. Dieses Ersatzmodell liefert vergleichbare Resultate wie eine Kopplung von MELCOR mit COCOMO (siehe Abbildung 15), benötigt jedoch deutlich weniger Rechenzeit. Die benutzerfreundliche graphische Oberfläche, welche eine schnelle Einschätzung betreffend Kühlbarkeit des Schüttbetts ermöglicht, wurde überarbeitet und erweitert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die KTH hat im Rahmen des Projekts MSWI die Rechenprogramme, welche mit Daten aus den Experimenten getestet wurden, dem Projektplan entsprechend weiterentwickelt. Ein genaueres Verständnis der Eigenschaften der Kernschmelze hilft dem ENSI bei der Bewertung der von den Schweizer Kernkraftwerksbetreibern durchgeführten Analysen schwerer Reaktorunfälle und kann so zur Weiterentwicklung der Accident-Management-Massnahmen beitragen.

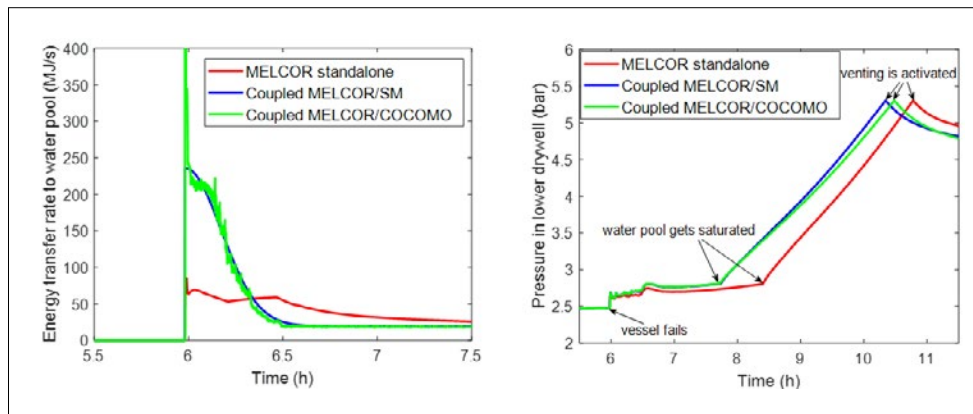


Abbildung 15: Links: Wärmeübertragungsrate eines zweidimensionalen zylindrisch-konischen Schüttbetts aus COCOMO (grün), dem Ersatzmodell (blau) und MELCOR alleine (rot). Man beachte, dass MELCOR alleine nur ein eindimensionales Schüttbett modellieren kann. Rechts: Die verschiedenen Wärmeübertragungsraten wirken sich unterschiedlich auf den Atmosphärendruck im Containment und somit auch auf den Zeitpunkt der Druckentlastung aus. Das Ersatzmodell stimmt dabei gut mit den Ergebnissen aus COCOMO überein. (Bild: PSI)

Für MELCOR wurde ausserdem ein sogenanntes Ersatzmodell betreffend Schüttbettkühlung in der Reaktorgrube entwickelt. Dieses Ersatzmodell wurde 2024 um eine weitere zweidimensionale Form des Schüttbetts erweitert. MELCOR kann später mit diesem neuen Modell ergänzt werden, um damit dessen Rechenmöglichkeiten zu verbessern. MELCOR wird in der Schweiz sowohl von den Kernkraftwerksbetreibern wie auch vom ENSI zur Risikoabschätzung im Rahmen der probabilistischen Sicherheitsanalyse und zur Weiterentwicklung respektive Bewertung des Accident Managements verwendet.

Ausblick

Die KTH führt die laufenden Analysen und Experimente des MSWI-Projekts weiter, um so Erkenntnisse über das Verhalten der Kernschmelze bei schweren Störfällen zu erlangen. Die aktuell laufende Phase der Zusammenarbeit zwischen ENSI und KTH dauert noch bis Ende Mai 2025 an. Die KTH wird die beachtlichen wissenschaftlichen Fortschritte, welche sich in dieser Projektphase zwischen 2021 und 2025 ergeben haben, in einem Abschlussbericht zusammenfassen. Sollte die Unterstützung der Forschungsarbeit der KTH durch das ENSI fortgesetzt werden, würde der Fokus in der nächsten Projektphase auf folgenden drei MSWI-Phänomenen liegen: Schmelzvorgänge innerhalb des Schüttbetts in der unteren RDB-Kalotte, mögliche Versagensmodi des RDB und dazugehörige dynamische Effekte sowie

die Ausbreitung der Kernschmelze in der Reaktorgrube unter Berücksichtigung dort vorhandener Strukturen.

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

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

Einleitung

Die PANDA-Anlage am Paul Scherrer Institut (PSI) ist die letzte grössere inländische experimentelle Forschungsanlage insbesondere für thermohydraulische Phänomene im Containment bei schweren Unfällen. Der Teststand ist mit umfangreicher Messtechnik instrumentiert. In der Anlage können sowohl integrale Tests zum Containmentverhalten als auch spezifische Tests mit einzelnen Containment-Systemen durchgeführt werden (siehe auch das Projekt COMPARE, Kapitel 1.5.5). Dies wird durch den Aufbau der Anlage mit verschiedenen Behältern ermöglicht, die für die Untersuchung fortschrittlicher Siedewasserreaktoren (SWR) konzipiert wurde.

Im auf vier Jahre angelegten Forschungsprojekt NEA PANDA (Experiments Addressing Complex Safety Issues for Current Water Reactors and Small Modular Reactors) sollen mehrere Testreihen durchgeführt werden. Bei dem Teil der Experimente, den das ENSI insbesondere verfolgt, soll das Verhalten der

Druckabbaukammer (DAK) beim Abblasen aus dem Reaktordruckbehälter eines Siedewasserreaktors untersucht werden. Zu den Experimenten sind auch Berechnungen vorgesehen, mit denen unter anderem die Zuverlässigkeit und Vorhersagefähigkeit der verwendeten Codes mit bewertet werden können. Am Projekt NEA Panda nehmen neben dem PSI als führende Institution bisher elf Organisationen aus acht weiteren Ländern teil (Kanada, Finnland, Frankreich, Deutschland, Südkorea, Spanien, Schweden, USA). Zudem hat im Berichtsjahr eine Institution aus den Vereinigten Arabischen Emiraten beantragt, dem Projekt beizutreten.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die untersuchten Themen des Projekts umfassen:

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

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

putational Fluid Dynamics, CFD) der Teilnehmenden durchgeführt.

Die Experimente zum zweiten Thema wurden wegen der Nichtbeteiligung ursprünglich vorgesehener Teilnehmender auf eine mögliche zweite Phase von NEA PANDA verschoben.

Zum dritten Thema wurden im Berichtszeitraum Voranalysen und erste Experimente durchgeführt, die in einem Workshop im Januar 2025 vorgestellt werden sollen. Die Experimente betreffen einerseits die passive Containment-Kühlung sowie andererseits die Wärmeübertragung von einer Aussenwand des Containments auf den Wasserpool durch Konvektion im Pool (siehe Abbildung 16, links).

Ferner wurden verschiedene erste Experimente zum vierten Thema durchgeführt. Dies schliesst die Modernisierung mit teilweisem Neuaufbau des fast 40 Jahre alten Kontroll- und Datenaquisitionssystems der PANDA-Anlage (PANDA CS & DAQ) und die Installation der benötigten Temperatur- und Drucksensoren und des optischen Systems zur Geschwindigkeitsmessung mittels injizierten kleinen Partikeln (particle image velocimetry, PIV) mit ein. Von den Projektteilnehmenden wurden Voranalysen mit CFD-Codes durchgeführt. Zur Bestimmung der Positionierung der Sensoren gingen Methoden des maschinellen Lernens ein. Die Messtechnik berücksichtigt verschiedene mögliche Szenarien bei Normaldruck und bei erhöhtem Druck der Containment-Atmosphäre und räumliche Unterteilungen des Containments (Compartments, siehe Abbildung 16, rechts).

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt trägt zur Validierungsbasis von numerischen Werkzeugen für die Berechnung des transienten Containment-Verhaltens während Störfällen bei. Die Sicherheitsfunktion der Druckabbaukammer eines SWR spielt eine wesentliche Rolle für die Beherrschung von verschiedenen Störfällen. Die Zusammenarbeit zwischen den Experimentierenden und Modellierenden

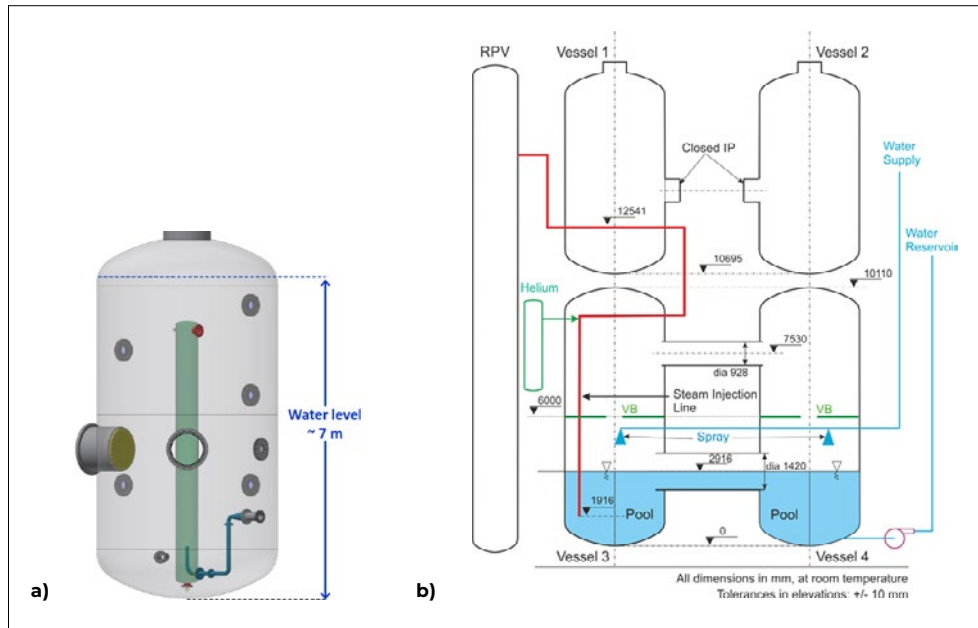


Abbildung 16:
Schematische Darstellung der Experimente mit einer Wasservorlage zu SMR (a, links) und mit zwei verbundenen Behältern zu SWR-DAK (b, rechts). Links wird der konvektive Wärmetransport (Naturkonvektion) von der Oberfläche eines SMR-Containments und rechts die durch direkte Kondensation des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

trägt zur Qualität der Experimente, zur Validierung der verwendeten Codes und deren Anwendung bei. Das Projekt ist um etwa fünf Monate verzögert, wobei die Arbeiten zu den verschiedenen Themen des Projekts an die Verfügbarkeiten der Teilnehmenden und der teilweise neu installierten Infrastruktur zeitlich angepasst wurden. Das PANDA-Projekt ist stark international vernetzt und trägt zur Ausbildung und Förderung junger Fachleute bei.

zweite Phase mit weiteren Experimenten wird ebenfalls erarbeitet.

Ausblick

2025 werden die im vierten Thema verbleibenden Experimente zum Abblasen in die SWR-DAK durchgeführt. Dies schließt die vorgesehenen Experimente im Containment ab, bei denen sowohl unter- als auch oberhalb des Wasserspiegels zeitlich hochaufgelöste Messungen durchgeführt werden. Die verbleibenden Experimente im Thema 3 zur konvektiven Wärmeübertragung von einer Aussenwand des SMR-Containments auf die Wasservorlage (siehe Abbildung 16, links) und diejenigen zur passiven Containment-Kühlung sind ebenfalls vorgesehen. Parallel führen die Teilnehmenden numerische Berechnungen und Analysen durch. Das Projekt NEA PANDA soll im November 2025 abgeschlossen werden. Ein Vorschlag für eine

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, ebenso wie weitere Faktoren, welche diese Wirkung beeinflussen. Mit diesen Aktivitäten wird der Strahlenschutz in der Schweiz auf dem Stand der Technik gehalten und die Ausbildung von Nachwuchskräften gefördert.

1.6.1 Strahlenschutzforschung

Projektpartner: Paul Scherrer Institut (PSI)

ENSI-Projektbegleiter: Joachim Löhle,

David Wittwer

Bericht der Forscher in Anhang A

Einleitung

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

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

Aufgrund dieser Kernkompetenzen und der nachfolgenden Gründe führt diese Abteilung des PSI für das ENSI Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Dosimetrie, der Strahlenmesstechnik und der Radioanalytik durch.

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

verordnung stellt anspruchsvolle technische Anforderungen an die Dosimetriestellen.

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Radiochemische und spektrometrische Innovationen

Ein zentraler Fokus des Projekts lag auf der Optimierung und Entwicklung neuer radiochemischer Verfahren, die in der Rückbauphase nuklearer Anlagen und bei Umweltuntersuchungen Anwendung finden. So wurden bei Analysen von kontaminierten Baustoffen und Oberflächen Fortschritte erzielt. Ein zweistufiger Veraschungsprozess konnte erfolgreich angewandt werden, um Proben von kontaminierten Bodenbelägen vollständig aufzulösen. Dieses Verfahren ermöglicht die Separation und die anschliessende Bestimmung von Alpha- und Beta-Strahlern in Proben aus Labor- und Nuklearanlagen.

Des Weiteren sollte mit einer Studie die Effizienz von Wischtests, wie sie zur Bestim-

mung von Oberflächenkontaminationen genutzt werden, untersucht werden. Dafür wurden spezielle, künstlich gealterte Proben mit spezifischen Kontaminationsgraden hergestellt. Versuche zeigten aber, dass hohe Variationen in den Kontaminationsgraden die Standardisierung erschweren und damit den Einsatz der Proben als Referenzmaterial einschränken.

Im Bereich der Analyse von Umweltproben, spezifisch dem Nachweis von Strontium, konnte bewiesen werden, dass wie erwartet durch die Erhöhung der Probenmenge die Nachweisgrenze von Strontium-90 signifikant gesenkt werden konnte. Ein zweiter Ansatz zur Strontiumbestimmung mittels einer gravimetrischen Methode konnte erfolgreich getestet werden. Dieses alternative Verfahren mit inaktivem Tracer zeigte hohe Präzision, war jedoch aufwändig in der Probenvorbereitung.

Um Radionuklide aus asbesthaltigem Material analysieren zu können, wurde ein Verfahren am PSI eingeführt, das Radionuklide durch Lithiumborat-Fusion freisetzt und mit Extraktionsharzen trennt. Es erlaubt die Analyse von Plutonium, Uran, Thorium, Curium und Strontium in asbesthaltigen Proben.

Die Entwicklung und Standardisierung einer zuverlässigen Methode zur quantitativen Bestimmung des langlebigen Isotops Chlor-36 in Polyvinylchlorid (PVC), einem gängigen Material in stillgelegten kerntechnischen Anlagen, wurde vorangetrieben. Trotz technischer Herausforderungen konnten erste Ergebnisse erzielt werden, mit denen die Aktivierung von PVC-Material durch Neutronenstrahlung nachgewiesen werden konnte. Um in einem nächsten Schritt die Unsicherheit bei der Probenvorbereitung zu verringern, wird ein anschliessender Natriumhydroxid-Auflösung in einem Labor-mikrowellensystem untersucht.

Die Einführung der Induktiv-gekoppelten Plasma-Massenspektrometrie (ICP-MS) wurde vorangetrieben. Diese Technologie ermöglicht hochpräzise Messungen von Radionukliden und ergänzt bestehende radiochemische Verfahren. Die Vorbereitung umfasste die technische Planung der Labor-

kapazitäten und die Sicherstellung von Infrastruktur wie einem Hochrein-Argon-System. Eine Methode auf Basis der Calciumphosphat-Fällung wurde validiert, um Plutonium, Uran und Americium aus biologischen Proben zu extrahieren. Getestet auf Reproduzierbarkeit, Präzision, Ausbeute und Selektivität erreichte sie hohe Ausbeuten in Urinproben. Die Ausbeuten sind vergleichbar mit denjenigen von Auswertungen von Fäkalasche. Diese Ergebnisse bestätigen somit die Zuverlässigkeit und Effizienz der Methode zur Analyse von Radionukliden.

Die elektrochemische Trennung von Plutonium auf anodisierten Kohlenstoff-Fasern wurde im Rahmen von Studien zur Anwendung elektrochemischer Techniken in der radioanalytischen Chemie untersucht. Plutonium konnte effektiv an Carbonyl- und Carboxylgruppen gebunden werden, indem eine positive Spannung in Salpetersäure angelegt wurde. Durch negative Spannung konnte Plutonium reduziert und eluiert werden. Die Methode wurde bereits mit echten Proben wie Asbest, Schlamm und Keramiken getestet.

Unterstützung bei aeroradiometrischen Übungen (ARM)

Die Aeroradiometrie ist ein wichtiges Instrument des Notfallschutzes, unter anderem um die Kontamination in der Umgebung einer Kernanlage nach einem Störfall mit Aktivitätsfreisetzung zu bestimmen. Im Rahmen einer Doktorarbeit hat das PSI die Methodik für eine rechnerische Kalibration des Schweizer Aeroradiometriesystems entwickelt und erfolgreich validiert. Die Doktorarbeit wurde im September 2024 erfolgreich abgeschlossen. Der Wissenstransfer vom Doktoranden zu weiteren Mitarbeitenden des PSI wurde erfolgreich initialisiert. Das PSI nahm an mehreren nationalen und internationalen Übungen und Workshops teil und brachte dort seine Expertise ein. Die zweijährliche Überwachung der Kernkraftwerke Leibstadt, und Beznau, des PSI und der Zwischenlager Würenlingen AG (Zwilag) zeigte keine Veränderung gegenüber den Vorjahren auf.

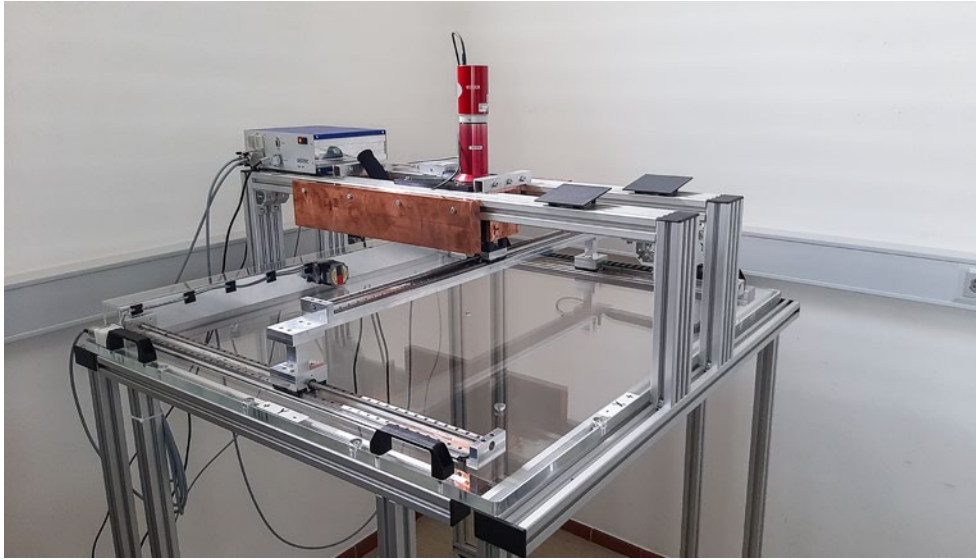


Abbildung 17:
Quellenscanner zur
Bestimmung der
Oberflächen-
emissionsraten von
grossflächigen
Quellen. (Bild: PSI)

Planungen für die kommende internationale Messkampagne ARM25, die in der Schweiz stattfindet, laufen bereits. PSI-Experten sind an der Gestaltung und Durchführung der Messaufgaben beteiligt.

Weiterentwicklung von Dosimetern und Strahlenschutzinstrumenten

Das PSI entwickelte 2024 mehrere innovative Instrumente und evaluierte neue Technologien für Strahlungsmessungen. Die Projekte tragen wesentlich zur Weiterentwicklung und Standardisierung von Messmethoden für Strahlenüberwachung und Dosimetrie bei.

Eine 2024 veröffentlichte Studie untersuchte die Abhängigkeit der nuklidspezifischen Sensitivitätsfaktoren von Freigabemonitoren (RTM661/440Inc) von der Materialmenge in der Messkammer. Mit dem Einsatz dieser Ergebnisse können Aktivitäten in Messgütern genauer bestimmt und deren Unterschätzung vermieden werden. Eine weitere Analyse mit den gleichen Zielen betrachtete zeitabhängige nuklidspezifische Sensitivitätsfaktoren für Radionuklide mit langen Zerfallsketten, validiert mit einer Thorium-232-Quelle.

Zusätzlich wurde eine Kalibrierungsmethode für ein Fördersystem zur Erkennung von Kontaminationen bei 2 mm dicken Stahlplatten, wie sie häufig im Rückbau von

Kernanlagen anfallen, geprüft. Tests mit einem CoMo-170-Detektor (tragbarer Monitor für Oberflächenkontaminationen) zeigten Nachweisgrenzen unter den Befreiungsgrenzen für viele Nuklide. Schwierigkeiten traten bei Kobalt-60 und bei Americium-241 auf, bei denen die Nachweisgrenzen bei bestimmten Abständen zwischen Quelle und Detektor und bei bestimmten Fördergeschwindigkeiten die Befreiungsgrenzen überschritten.

Ein neuer Quellenscanner (Abbildung 17) wurde entwickelt, um Oberflächenemissionsraten von grossflächigen Referenzquellen zu bestimmen, die für die Kalibrierung von Monitoren für Oberflächenkontaminationen genutzt werden. Tests mit PSI- und IAEA-Quellen und zusätzlichen Kontaminationsmonitoren deckten Unterschiede in den Messergebnissen auf, insbesondere bei niederenergetischen Betastrahlern wie Kohlenstoff-14. Diese Abweichungen sollen 2025 vertieft analysiert werden, um die Verlässlichkeit der Oberflächenemissionsraten von Referenzquellen weiter zu verbessern.

Der neu entwickelte NEutron Reader for Dosimetry (NERD) weist eine höhere Genauigkeit bei der Bestimmung von Personendosen insbesondere von niederenergetischen Neutronen auf. Er zeigte bei der Analyse von PADC-Detektoren – dies sind solche für Neutronenstrahlung mit Spuren-

detektoren als Ganzkörper- oder Ortsdosimeter – eine hohe Genauigkeit und Reproduzierbarkeit. Die Ergebnisse stimmen mit denen eines kommerziellen Systems überein und erfüllen die Vorgaben der Schweizer Dosimetrieverordnung.

Für die Umweltdosimetrie wird die Nutzung von PADC-Detektoren mit Lithium-6-Konvertern untersucht, um auf Uran- und Thorium-Konverter zu verzichten. Erste Ergebnisse zeigen, dass diese Kombination zufriedenstellende Leistung bietet. Die Resultate werden nun mit denjenigen von anderen Methoden verglichen.

Die International Commission on Radiation Units & Measurements schlägt in ihrem Bericht ICRU95 neue operative Grössen (messbare Grössen in der Personendosimetrie) vor. Eine umfassende Studie zur Einführung dieser Grössen und zu deren Einfluss auf das Schweizer Dosimetriesystem wurde abgeschlossen und veröffentlicht.

Im Jahr 2024 nahm die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit an Vergleichsmessungen im Bereich der Radioanalytik und Dosimetrie auf nationaler und internationaler Ebene teil. Zudem betreute sie im Rahmen der Strahlenschutzforschung drei Doktorarbeiten.

Als Ad-hoc-Aufgabe führte das PSI im Kernkraftwerk Leibstadt im Jahr 2023 Neutronendosimetrie-Messungen durch, um die Leistung der PADC-Neutronendosimeter mit elektronischen Dosimetern und Neutronendosisleistungs-Messgeräten zu vergleichen. Zu diesem Thema wurde 2024 der technische Bericht fertiggestellt.

Die Ergebnisse der Strahlenschutzforschung wurden an verschiedenen internationalen Kongressen in Form von Postern oder Vorträgen präsentiert. Die Arbeit des PSI zeigt, dass es eine führende Rolle in der Strahlenschutzforschung einnimmt. Die enge Zusammenarbeit mit Partnerinstitutionen, die Entwicklung innovativer Methoden und die praktische Anwendung in der nuklearen Sicherheit trugen wesentlich zur internationalen Zusammenarbeit in der Strahlenschutzgemeinschaft bei. Dieses Projekt verdeutlicht die Bedeutung wissenschaftlicher

Kooperationen und technologischer Innovationen zur Sicherstellung von Sicherheit und Effizienz in der Strahlenschutzpraxis.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Entwicklungs- und Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Strahlenmesstechnik laufen gemäss Plan. Sie fördern die nukleare Sicherheit und stärken die Rechtssicherheit. Dies gilt insbesondere für die Überprüfung und Kalibrierung von Messsystemen. Auch wird ein erheblicher Beitrag zur Qualitätssicherung der technisch immer komplexer werdenden Messeinrichtungen und Messaufgaben geleistet.

Viele der Arbeiten sind stark auf die Praxis ausgerichtet und die Ergebnisse werden unmittelbar genutzt. Zum Beispiel müssen beim Rückbau von Kernanlagen grosse Mengen an Materialien sowie Räumen/ Gebäuden von der Bewilligungspflicht und Aufsicht nach Strahlenschutzverordnung befreit werden. Dazu werden unterschiedliche Messmittel, wie zum Beispiel Freimessanlagen, In-situ-Gamma-Spektrometrie, radiochemische Verfahren und spektrometrische Verfahren zur Probenanalyse verwendet, die kontinuierlich weiterentwickelt und an die aktuelle Situation angepasst werden müssen. Ein weiteres Beispiel ist die Ermittlung der Strahlenexposition von Personen und Umwelt durch dosimetrische Messungen. Dazu werden unterschiedliche Dosimeter verwendet, die kontinuierlich hinsichtlich ihrer Messgenauigkeit und Empfindlichkeit weiterentwickelt werden. Das ENSI muss diese Messmittel und Methoden beurteilen und kann dabei auf das Wissen des PSI zurückgreifen. Die Weiterentwicklung und das Erarbeiten von radiochemischen Methoden, darunter auch Schnellmethoden, sind ebenfalls wichtig für den Notfallschutz. Ein weiterer Aspekt ist die wissenschaftliche Betreuung der Aeroradiometrie, die weiterhin gewährleistet sein muss.

Dank der Zusammenarbeit in der Radioanalytik ist gewährleistet, dass die Aufsichtsbehörde jederzeit Probenanalysen durchführen lassen kann. Bedeutend ist auch die

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

Ausblick

Die Zusammenarbeit in der Strahlenschutzforschung wird fortgesetzt. Für das Jahr 2025 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: Dabei wird die Forschung und Entwicklung zur Verbesserung von bestehenden Prozessen vorangetrieben, praxisorientierte, angewandte Forschung auf wissenschaftlicher Grundlage betrieben und die Entwicklung und Einführung neuer Radioanalytik-Methoden untersucht.
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. In den kommenden Jahren liegt der Fokus auf der Umsetzung der durch das PSI neu erarbeiteten Kalibriermethodik.

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 Studierenden: Zurzeit sind drei Doktorarbeiten im Bereich der Elektrochemie, der Neutronendosimetrie und der Kalibrierung von Strahlenschutzgeräten und Dosimetern in Planung oder in Arbeit.

1.6.2 Development of a Compact Nanodosimeter and Nanodosimetric Based Biophysical Models of Radiation Action and its Impact for Radiation Protection

Projektpartner: Universität Zürich (UZH)
ENSI-Projektbegleiterin: Luana Hafner
Bericht der Forschenden im Anhang A

Einleitung

Die Wirkung ionisierender Strahlung auf die Physiologie des Menschen fällt aufgrund von physikalischen Teilcheneigenschaften wie zum Beispiel der Masse, der elektrischen Ladung und verschiedenen Energien unterschiedlich aus. Um den biologischen Schaden für verschiedene Strahlenarten zu vergleichen, wird die vom Gewebe absorbierte Dosis beziehungsweise Energie mit einem Qualitätsfaktor für die Strahlungsart multipliziert. Diese Qualitätsfaktoren werden bisher aus der Kombination von Daten aus biologischen Experimenten und Annahmen über die Ionisationsdichteverteilung gewonnen. Der Vorgang ist allerdings zeitaufwändig und komplex. Im Rahmen einer Dissertation wurde 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 sollte dann ein biophysikalisches Modell erstellt werden, welches den resultierenden Strahleneffekt beschreibt. Im Idealfall kann daraus ein neues Strahlenschutzmodell entwickelt werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt wurde im Juli 2020 gestartet. Die Ziele über das gesamte Forschungsprojekt umfassten die Simulation von elektrostatischen Feldern in einem Nanodosimeter, die Optimierung der Detektorgeometrie, die Simulation der Dynamik der Gasionen im Nanodosimeter mittels Monte-Carlo-Methoden, die Implementation eines neuen Datenerfassungssystems sowie die Charakterisierung verschiedener Kathoden, Gastypen, Detektormaterialien und Geometrien. Abschliessend sollte ein neuer Detektorprototyp für externe Strahllinien entwickelt werden.

Der von den Forschenden entwickelte Detektor beziehungsweise das Nanodosimeter ist technisch betrachtet eine Ionisationskammer, in die ein bestimmtes Gasgemisch für die Detektion von ionisierender Strahlung eingeschlossen ist. Ionisierende Strahlung hat den Effekt, dass sie im Gasgemisch Ionen bildet.

Die Charakterisierung des Nanodosimeters erfolgte unter anderem anhand des Monte-Carlo-Programms Garfield++. Dies setzt allerdings voraus, dass man die Mobilität der erzeugten Ionen kennt. In den Jahren 2023 und 2024 wurde die Mobilität gasspezifisch untersucht. Dafür wurden neben Messungen mit Propangas auch Messungen mit Stickstoffgas durchgeführt. Da sich die Datenlage für Stickstoff besser als für Propan darstellt, konnten theoretische Vermutungen und das verwendete Monte-Carlo-Programm validiert werden. Dadurch steigt das Vertrauen in die mit dem Monte-Carlo-Programm errechneten Eigenschaften für Propangas.

Das Hauptaugenmerk der Forschenden lag in diesem Jahr auf der Entwicklung und dem

Bau eines Prototyps eines Nanodosimetriedetektors für externe Protonen-Strahllinien am Paul Scherrer Institut. Um die Vakuumbdichtung zu verbessern, wurde eine kreisförmige Detektorkammer verwendet, die über mehrere O-Ringe zur Abdichtung verfügt. Ein weiterer wichtiger Aspekt des neuen Designs betrifft die externe Strahlkollimation für den Protonenstrahl sowie die Mylar-Fenster, die den Strahlenein- und -austritt ermöglichen (Abbildung 18). Die variable Höhe des Detektors sowie die vertikal und horizontal bewegbare Strahlkollimation ermöglichen vielseitige Einsätze des Detektors.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Ziel des Strahlenschutzes ist es, Mensch und Umwelt vor ionisierender Strahlung zu schützen. Dabei muss verstanden werden, welche Auswirkungen ionisierende Strahlung auf den menschlichen Körper hat und welchen Einfluss verschiedene Strahlenfelder haben. Viele Erkenntnisse werden aus epidemiologischen, medizinischen und biologischen Studien gewonnen. Mit der Nanodosimetrie ergibt sich ein alternativer Ansatz, um den biologischen Schaden von verschiedenen Strahlenarten zu erforschen und diesen in einer weiteren, physikalisch messbaren Grösse zu quantifizieren. Mit einer messbaren Grösse kann der biologische Schaden direkt quantifiziert werden. Durch die Entwicklung eines biophysikalischen Modells, basierend auf dieser Messgrösse, kann der resultierende Strahleneffekt beschrieben werden. Dieses Projekt hilft daher, Strahleneffekte besser zu verstehen sowie die bestehenden Strahlenschutzmodelle zu optimieren.

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

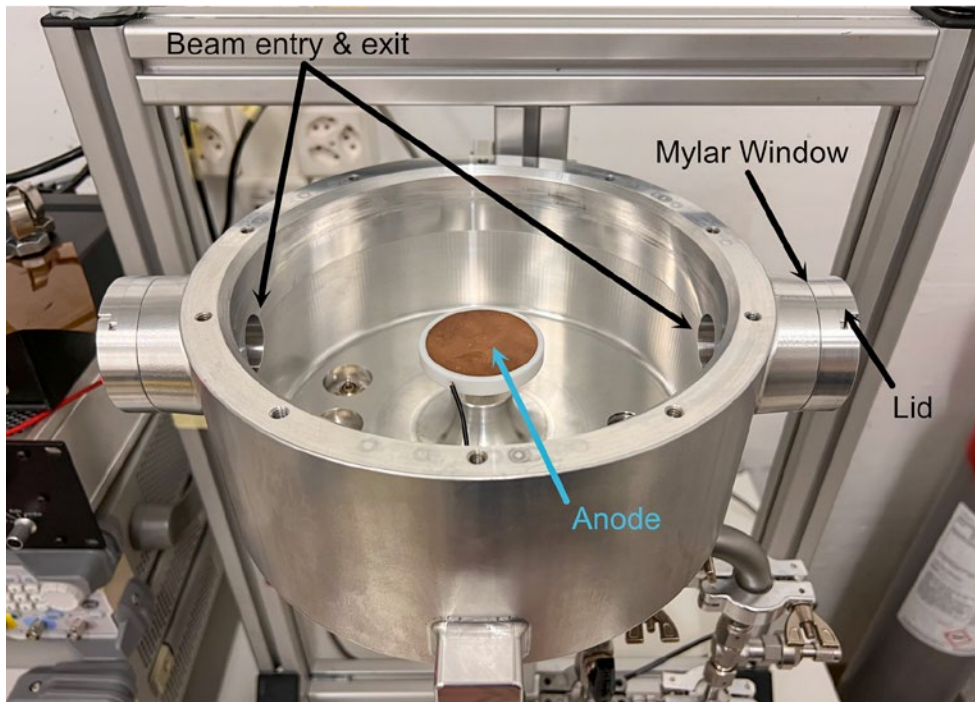


Abbildung 18:
Ansicht des neu
entwickelten
Detektors inklusive
Anode und Mylar-
Fenster, die den
Strahlenein- und
-austritt ermöglichen.
(Bild: Universität
Zürich)

Bau eines neuen Detektorprototyps. Im Jahr 2024 wurde der neue Detektor fertiggestellt sowie die Ergebnisse aus den Mobilitätsmessungen in Publikationen zusammengefasst und in Zeitschriften mit Peer-Review-System eingereicht. Die Doktorarbeit wurde im Sommer 2024 erfolgreich abgeschlossen.

Ausblick

Als Fazit ihrer Arbeit erläuterten die Forschenden, dass vor der Weiterführung des Projekts ein neues Projektkonzept erarbeitet werden muss. Das neue Konzept wird einige Zeit in Anspruch nehmen, weil das Design des Detektors grundsätzlich überarbeitet werden muss. Dies erfordert ausführliche Diskussionen und Austausch mit diversen Forschungsgruppen. Das Projekt wird somit aktuell nicht weitergeführt.

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

Projektpartner: Inselspital, Universitäts-
spital Bern

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

Einleitung

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

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das Projekt beinhaltet die systematische Analyse (Screening) von Metaboliten aus Blut- und Urinproben von Radiotherapiepatientinnen. Die Proben wurden zu unterschiedlichen Zeitpunkten während der Therapie entnommen, um mögliche Biomarker für eine Strahlenexposition zu identifizieren. Ferner soll die Korrelation von den Biomarkern mit der Strahlenexposition bestimmt werden.

Die Blutproben wurden von den Forschenden bereits im Jahr 2023 mittels Massenspektrometrie untersucht. Dabei wurden die Metaboliten vor der Radiotherapie mit denjenigen nach der Radiotherapie verglichen. Es wurden fünf Metabolite identifiziert, die nach der Radiotherapie statistisch signifikant reduziert waren. Dabei handelt es sich um Metabolite aus dem Purin-, Glukose- und Aminosäuren- Stoffwechsel. Weiter konnte ein breiteres Spektrum von Metaboliten identifiziert werden, die sich zwischen bestrahlten und nicht-bestrahlten Personen unterscheiden. Die Projektziele im Jahr 2024 beinhalteten nun die Analyse der Metaboliten in den Urinproben, die Einreichung der Resultate in einer Fachzeitschrift mit Peer-Review-Verfahren sowie die Einreichung des Ethikantrags für eine zweite Analyse der Metaboliten bei einer geringeren Strahlenexposition nach einer Computertomographie.

Bei der Auswertung der Urinproben wurden keine signifikanten Änderungen der Metabolite festgestellt. Aufgrund der Ergebnisse aus dieser ersten Studie sollen nun in einer zweiten Studie keine Urinproben analysiert und der Fokus nur auf die Blutproben gerichtet werden. Die in der zweiten Studie zu verwendenden Analysemethoden für die Blutproben orientieren sich dabei an den positiven Resultaten der ersten Studie.

Diese Resultate aus der ersten Analyse wurden am Kongress der Association of the European Society for Radiotherapy and Oncology (ESTRO) 2024 und am Netzwerkanlass Strahlenunfall des Bundesamts für Gesundheit präsentiert. Zudem wurden die

Resultate in einer wissenschaftlichen Publikation zusammengefasst und im International Journal of Radiation Biology eingereicht.

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 Chromosomanalyse weniger zeitaufwändig und würde im Fall eines nuklearen Unfalls die Triage und die adäquate Behandlung von Patientinnen und Patienten beschleunigen. Des Weiteren würde die Dosiswirkungsanalyse von Veränderungen in Biomarkern das Verständnis für die Wirkung ionisierender Strahlung auf den Körper erweitern. Falls das Projekt bei hohen Dosen aussagekräftige Resultate hervorbringt, könnte dies neue Dosimetrierungsmethoden und weitere Forschung zu Strahlenwirkungen bei tieferen Dosen ermöglichen. Das Projekt war Ende 2024 aufgrund von Verzögerungen bei der Auswertung der Proben einige Monate hinter dem Zeitplan. Im Jahr 2024 wurde die Analyse der Urinproben durchgeführt. Die Ergebnisse der Urinprobenanalyse zeigten keine signifikanten Änderungen der Metabolite. Da die Erstellung des Ethikantrags für eine zweite Analyse bei einer geringeren Strahlenexposition von den Ergebnissen aus den Urinprobenanalyse abhing, verzögerte sich dessen Einreichung. Aktuell sprechen die Resultate der Blutproben wie geplant für eine Weiterführung der Studie bei geringeren Strahlenexpositionen.

Ausblick

Im Jahr 2025 ist eine zweite Analyse der Metaboliten bei einer geringeren Strahlenexposition geplant und der Ethikantrag dafür soll eingereicht werden. Sobald die zweite Analyse bewilligt worden ist, werden

neue Proben gesammelt. Ziel bis Ende Jahr 2025 ist, dass die Resultate aus der zweiten Studie vorliegen. Parallel mit der Einreichung des Ethikantrags wird eine Medizindoktorandenstelle mit Bezug zum Projekt ausgeschrieben werden. Zudem sollen die Resultate aus der ersten Analyse publiziert werden.

1.6.4 Bewertung des erhöhten Krebsrisikos durch ionisierende Strahlung im Niedrigdosisbereich und Kontamination durch Nanopartikel

Projektpartner: Universität Zürich

ENSI-Projektbegleiterin: Luana Hafner

Einleitung

Die Wirkung von ionisierender Strahlung auf den menschlichen Körper ist in vielen wissenschaftlichen Forschungsgebieten ein aktuelles Thema. Dabei ist es auch wichtig, Auswirkungen von zusätzlichen Faktoren in Kombination mit ionisierender Strahlung zu betrachten, wie beispielsweise von Medikamenten, Hitze oder auch Nanopartikel. Nanopartikel könnten zum einen zelluläre Prozesse stören und zum anderen Zellorganellen schädigen und so die Bildung reaktiver Sauerstoff-Verbindungen (chemische Radikale) fördern, welche Zellsubstanzen angreifen. Im Unterschied zu früheren Zeiten sind Nanopartikel, vor allem solche aus Metallen und Metalloxiden, heutzutage viel weiterverbreitet. In diesem als Doktorat konzipierten Projekt soll die kombinierte Wirkung von ionisierender Strahlung und Nanopartikeln untersucht werden, die bisher kaum erforscht ist.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Projekt sollen Nanopartikel in Zellen eingeschleust werden, um in Kombination mit Strahlungsdosen von 1–100 mSv die Reaktion der Zellen und deren Mutationsrisiko zu bestimmen. Dafür sollen genetische Untersuchungen (Genexpression, DNA- und Chromosomen-Schäden) durchgeführt werden. Im Berichtsjahr wurde mit der Entwicklung von methodischen Systemen zur Bestim-

mung von erzeugten Mutationen (Mutagenese) durch Strahlung in Kombination mit Nanopartikeln begonnen. Da das Projekt erst Ende 2024 gestartet wurde, gibt es noch keine Resultate.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die doppelte Exposition (Nanopartikel und ionisierende Strahlung) wird in der Gesellschaft mit Zunahme der Nanopartikel in der Umwelt häufiger auftreten. Aktuell betrifft diese Doppelbelastung vor allem Standorte mit Schwermetall-Kontaminationen und Standorte mit erhöhter Strahlenexposition, wie beispielsweise Kernanlagen. Arbeiten an diesen Standorten könnten das Induktionsrisiko der biologischen Prozesse verstärken und fördern, die bei niedriger Strahlenexposition Karzinogenese (Krebsentstehung) verursachen. Für die Aufsicht sowie für den Schutz von Mensch und Umwelt ist es daher wichtig, die biologischen Wirkungsmechanismen einer Co-Exposition von Nanopartikeln und ionisierender Strahlung im Niedrigdosisbereich (<100 mSv) zu untersuchen und zu verstehen. Mit diesem Forschungsprojekt soll eine Wissenslücke gefüllt und die Strahlenrisikobeurteilung des ENSI in Stellungnahmen und Gutachtenbeiträgen sowie insbesondere auch in der Kommunikation gefestigt werden.

Ausblick

Im Jahr 2025 sollen sowohl methodische Systeme zur Bestimmung von Mutagenese als auch ein effizienter Arbeitsprozess für die Nanopartikel-Aufnahme entwickelt werden. Dafür werden verschiedene Nanopartikel und Zellsysteme betrachtet.

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. Zum Forschungsbereich Entsorgung gehören zudem die der geologischen Tiefenlagerung vorgelagerten Arbeiten, insbesondere Transport und Zwischenlagerung radioaktiver Abfälle.

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

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

Einleitung

Hochaktive Abfälle aus den Wiederaufarbeitungsanlagen in La Hague (Frankreich) und Sellafield (England) sowie abgebrannte Brennelemente werden in sogenannten Transport- und Lagerbehältern (T/L-Behältern) transportiert und zwischengelagert. Aktuell werden in der Schweiz bereits über 100 Behälter unterschiedlicher Bauarten zwischengelagert und jedes Jahr kommen neue Behälterexemplare dazu.

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

geben sich aus vier Schutzzielen, die bei den unterschiedlichen Bauarten für jeden einzelnen T/L-Behälter erfüllt sein müssen: Unterkritikalität von Kernmaterialien und hochradioaktiven Abfällen, Wärmeabfuhr, Dichtheit und Integrität sowie Abschirmung zur Begrenzung der Strahlenexposition.

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

Motivation für die Entwicklung des unabhängigen Simulationswerkzeuges Z88ENSI ist die Bestimmung der 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 wird als Randbedingungen zum einen die Wärmeleistung homogen auf die Schachtwände des Tragkorbs aufgebracht. Zum anderen wird je nach betrachtetem Anwendungsfall entweder eine Konvektions- oder Konvektions- und Strahlungsrandbedingung für 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 wurde im Dezember 2021 gestartet und war auf zwei Jahre geplant. Sie hatte 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, waren im ersten Projektjahr umfangreiche Voruntersuchungen notwendig, um geeignete Methoden für die Software-Integration zu spezifizieren.

Im zweiten Projektjahr wurden diese Ziele weitgehend umgesetzt. Das erste Arbeitspaket umfasste die Erweiterung der Funktionalitäten. Dazu wurden die bauteilspezifischen Parameter in die Software aufgenommen. Damit ist es möglich, unabhängig vom Finite-Elemente-Netz einzelnen Komponenten eines Transport- und Lagerbehälters separate Materialkenngrößen zuzuordnen.

Das zweite grosse Arbeitspaket umfasste die Entwicklung und Integration des Submodells für die Brennelemente. Da Brennelemente aus einer sehr feinen Struktur bestehen, würde die Anzahl der Finiten-Elemente, die das Brennelement im Berechnungsmodell repräsentieren, stark ansteigen und somit die Rechendauer ebenfalls deutlich zunehmen. Um diesen Sachverhalt zu lösen, ist es gängige Praxis, Submodelle in grössere Finite-Element-Analysen zu integrieren. Dazu wurde ein Submodell auf Basis von Daten aus verschiedenen Literaturstellen für die in der Schweiz gängigen Brenn-

elemente entwickelt. Die Eigenschaften und das Verhalten eines Brennelements werden im zu berechnenden Modell durch Finite-Elemente mit spezifischen Eigenschaften abgebildet. Somit steigt die Berechnungsdauer nicht an, da die Anzahl an Elementen gleich bleibt. Durch diese Methodik ist es möglich, die maximalen Temperaturen an den Schachtwänden des Tragkorbs und den Hüllrohren zu bestimmen.

Im Berichtsjahr waren noch abschliessende Arbeiten nötig. Das entwickelte Modell wurde in die Berechnungssoftware Z88ENSI integriert. Zusätzlich erfolgten verschiedene Verifikationsberechnungen auch unter Einbindung des ENSI. Dabei konnte die Software auch bei der Bewertung einer neuen Transport- und Lagerbehälterbauart seitens ENSI erfolgreich eingesetzt werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Universität Bayreuth folgte dem Forschungsprojektplan weitestgehend gemäss Vereinbarung, mit wenigen Monaten Verzögerung am Ende der Projektphase. Die Ergebnisse sind plausibel und decken sich mit vergleichbaren internationalen Untersuchungen. Die Implementierung der speziellen Elemente zur Temperaturberechnung in den Brennelementen ist abgeschlossen. Die angedachten erweiterten Funktionalitäten sind integriert worden.

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

port- und Lagerbehälterbauart eingesetzt worden.

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

Durch die komplette Umsetzung aller Arbeiten der Projektphase im ersten Quartal 2024 konnte die vierte Projektphase erfolgreich abgeschlossen werden. Für die fünfte Projektphase ist die Integration eines Unterprogramms für instationäre Temperaturverläufe vorgesehen. Damit sollen die höchsten Temperaturen während der Abfertigung von Transport- und Lagerbehältern bestimmt werden. Diese Phase ist im vierten Quartal 2024 erfolgreich mit den ersten Arbeiten gestartet worden.

1.7.2 DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland

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

Einleitung

Die Aufgabe des Projekts DRYstars (Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland) ist die Entwicklung von Analysemethoden und Rechenprogrammen für die Beurteilung der Sicherheit der in allen Schweizer Kernkraftwerken praktizierten trockenen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente. Dabei sollen die spezifischen Materialien und Formen der Zwischenlagerung bei den Schweizer Anlagen, zum Beispiel die zwischenzeitliche Nasslagerung beim Kernkraftwerk Gösgen (KKG), berücksichtigt werden. Die dazu notwendigen Arbeiten umfassen Recherchen, Modellentwicklung und deren Implementierung in die Berechnungsprogramme. Die

Untersuchung möglicher Auswirkungen der verlängerten Zwischenlagerung infolge späterer Verfügbarkeit des geologischen Tiefenlagers sind für die regulatorische Aufsicht ebenfalls von Interesse.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für die Analysen des Brennstabverhaltens bei der Trockenlagerung wird das für den Reaktoreinsatz entwickelte Programm FALCON angewendet. Im Berichtsjahr wurde das Programm um die temperaturabhängige Rashid-Korrelation für das Ausglühen der Strahlenverfestigung ergänzt. Im Vergleich zu der in FALCON vorhandenen Korrelation nach MATPRO werden die ausgewählten Kriechexperimente von Zircaloy-4 mit der neuen Korrelation weniger gut getroffen. Beim Zircaloy-2-Material spielt die Korrelation beim Kriechen keine Rolle, wie die Vergleiche zeigen.

Nachdem die limitierenden Brennstäbe bei der Trockenlagerung 2023 für das Kernkraftwerk Leibstadt (KKL) analysiert wurden, wurden die Analysen 2024 auf die Zyklen 19 bis 40 des KKG ausgeweitet. Dazu wurden spezifische Brennelementdaten in die Hilfs- und Berechnungsroutinen integriert sowie das Auslesen der Reaktorbetriebsdaten angepasst. Mittels einer ausgeklügelten Auswertung der Reaktorbetriebsdaten konnte die Vielzahl an Brennstäben auf 80 limitierende Fälle begrenzt werden, die dann mit FALCON/HYPE detailliert untersucht wurden. Die Ergebnisse zeigten, dass die Hüllrohr-Umfangsspannung bei den Trocknungs- und Lagerbedingungen unter 80 MPa bleiben. Dies, zusammen mit der Ausscheidung der Hydride im Aussenliner des im KKG eingesetzten Duplex-Materials, stellt sicher, dass es selbst unter den hohen Abbränden, die im KKG erzielt werden, zu keiner Bildung radialer Hydride kommt. Diese Schlussfolgerung trifft auch dann zu, wenn der innerbetriebliche Transfer der Brennelemente – inklusive des Trocknens und Einwässerns der Brennelemente – zwischen dem betrieblichen und dem externen Lagerbecken in den Analysen mit abgebildet wird.

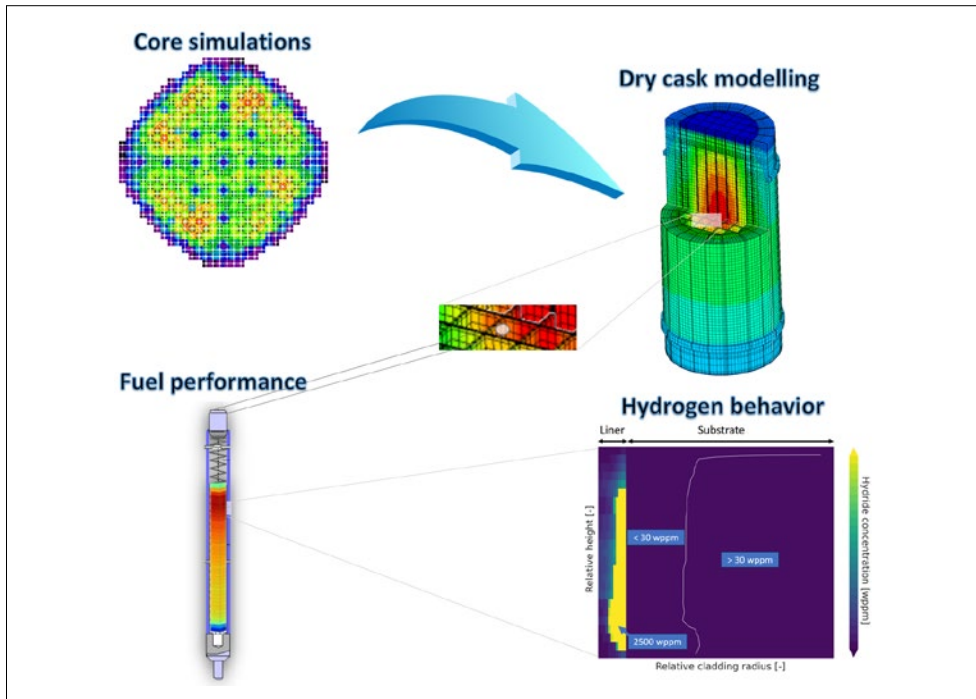


Abbildung 19:
Im Rahmen des DRYstars-Projekts wird eine umfassende multiphysikalische Berechnungskette entwickelt, die Rechenprogramme für Reaktorphysik-Simulationen, thermische Modellierung bei der Trockenlagerung, thermomechanisches Brennstabverhalten und das Wasserstoffverhalten in den Brennstabhüllrohren integriert. (Bild: PSI)

Mit der Teilnahme am laufenden Projekt SPIZWURZ der deutschen GRS (Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit) bietet sich die einmalige Gelegenheit, das Programmpaket FALCON/HYPE wie auch den Code OFFBEAT für die Wasserstoffkinetik in unterschiedlichen Hüllrohrmaterialien zu validieren. 2024 wurden die geplanten Tests modelliert, ohne dass die Ergebnisse bekannt waren (blind benchmark). Die Tests konnten einmal mehr bestätigen, dass der axiale Wasserstofftransport im Hüllrohr vernachlässigbar ist. Die Auswertung im Rahmen des Projekts und die Publikation der Ergebnisse sind ausstehend.

DRYstars erhielt 2024 einen wichtigen Teil für die Simulation der Zwischenlagerung, nämlich den von der Universität Bayreuth entwickelten thermischen Solver Z88ENSI (siehe Kapitel 1.7.1), in dem nicht nur die Temperaturen der Behälterteile, sondern neu auch die Brennelemente in 3D modelliert werden (Abbildung 19). Die Anwendung konnte erprobt werden, die Integration dieses Programms in die Berechnungskette von DRYstars folgt.

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 entwickelten Methoden den Einsatz der Brennelemente in allen Schweizer Kernkraftwerken analysiert. Diese Zusammenarbeit bietet eine exzellente und für DRYstars unverzichtbare Wissensbasis, was sich vor allem bei den Auswirkungen der Reaktor-Leistungsgeschichten auf die Trockenlagerung offenbarte. 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.

Das Projekt schloss 2024 seine zweite Phase ab, in der die meisten ausgesteckten Ziele erreicht wurden. Die Berechnungsmethode konnte im Jahr 2024 weiterentwickelt und um die wichtige Komponente für die thermische Modellierung der Behälter erweitert

werden. Eine systematische Untersuchung der Sicherheitskriterien bei der Trockenlagerung von KKG-Brennelementen wurde erfolgreich durchgeführt, sie bestätigte zunächst die vorhandenen Analysen des Betreibers. Die Teilnahme an dem internationalen Projekt SPIZWURZ ist für die Validierung des Berechnungsverfahrens sehr wichtig und wird vom ENSI unterstützt.

Ausblick

Nach wie vor bestehen offene Fragen zum Verhalten der Brennstäbe bei der Zwischenlagerung, die zum Teil mit den Unsicherheiten der wenigen vorhandenen Proben zusammenhängen. Weitere wichtige Untersuchungen, sowohl national als auch international, laufen oder wurden angestoßen. Deshalb besteht auch weiterhin Bedarf, die Analysen im Rahmen von DRYstars weiterzuführen. In der nächsten Phase, die als Doktorarbeit durchgeführt werden soll, werden neuartige Berechnungsmethoden gesucht und entwickelt, die eine Analyse der Gesamtheit der Brennstäbe in den Schweizer Reaktoren ermöglichen sollen. Dies ist aus zwei Gründen von Interesse. Zum einen werden nach wie vor Modelle zum Beispiel für die Hydridreorientierung oder die Spaltgasfreisetzung entwickelt, die einen erheblichen Einfluss auf die Sicherheitsbeurteilung haben können. Und zum anderen können die neuen Analysen Wechselwirkungen mancher Phänomene, die bei der Auswahl von limitierenden Brennstäben nicht angegangen werden, besser abbilden.

1.7.3 Experimente im Felslabor Mont Terri Projektpartner und ENSI-Projektbegleiter: siehe einzelne Experimente (Kapitel 1.7.4 bis 1.7.9)

Einleitung

Das Felslabor Mont Terri bei St-Ursanne im Jura (www.mont-terri.ch) ist für das schweizerische Entsorgungsprogramm von zentraler Bedeutung. Die dort durchgeführten Experimente liefern wichtige Grundlagen zu den lithologischen Eigenschaften des Opalinustons, 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 dem Jahr 2003 als Projektpartner mit eigener Forschung vertreten.

Im Berichtsjahr beteiligten sich 22 Partnerorganisationen aus zehn Ländern (Schweiz, Frankreich, Deutschland, Spanien, Belgien, Niederlande, Vereinigtes Königreich, Japan, Kanada und USA) an Experimenten im Felslabor Mont Terri. Die Projektpartner sind Forschungsinstitute, Aufsichtsbehörden und Entsorgungspflichtige.

Das ENSI arbeitet unter anderem mit Forschungspartnern des Schweizerischen Erdbebendienstes (SED), der Rheinisch-Westfälischen Technischen Hochschule (RWTH) Aachen und dem British Geological Survey (BGS) zusammen. Damit deckt das ENSI im Felslabor Mont Terri eine breite Themenpalette ab.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die vom ENSI unterstützten Forschungsarbeiten betrafen 2024 (Forschungsphase 29) folgende Experimente:

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



Abbildung 20: Wartungsarbeiten an der wissenschaftlichen Instrumentierung in der geschlossenen Zwillingsnische des CD-Experiments im September 2024. Das CD-A-Experiment basiert auf identischen Analysen in parallel angeordneten Nischen im Opalinuston. (Bild: S. Schefer, swisstopo)

Die Arbeiten zu den Experimenten 4 bis 9 werden in den nachfolgenden Kapiteln 1.7.4 bis 1.7.9 beschrieben. Die Ergebnisse der in ihrem Umfang beschränkten Experimente 1 bis 3 (CD-A, FS-B und FS-E) sind nachfolgend zusammengefasst.

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

Der Opalinuston ist durch ein komplexes, stark hydraulisch-mechanisch gekoppeltes Verhalten gekennzeichnet. Ein gutes Verständnis der dabei ablaufenden Prozesse ist eine wesentliche Grundlage für die Beurteilung der Sicherheit von geologischen Tiefenlagern. Das CD-A-Experiment betrachtet die Entwicklung solcher gekoppelter Prozesse im Umfeld des Ausbruchs von Kavernen im Opalinuston. Dabei wird die langfristige Deformation zweier parallel aufgefahrener Nischen, die verschiedenartig belüftet werden, verfolgt und verglichen. Beide Nischen wurden im August bis September 2019 aufgefahren und instrumentiert. In einer Nische mit direkter Verbindung zu einer Galerie (Hauptstollen) des Felslabors wird der Opalinuston aufgrund der kontinuierlichen Belüftung des Felslabors durch Entsättigung beeinflusst. In der zweiten Nische versucht

man dagegen, diese Entsättigung durch Aufrechterhalten einer hohen Luftfeuchtigkeit mit der Installation einer gasdichten Zutrittsstüre zu vermeiden. Mit einem umfangreichen Messprogramm in den Nischen werden die Deformationen sowie die Entwicklung der Porenwasserdrücke beobachtet (Abbildung 20).

Die Ergebnisse der 2021 installierten Sensoren werden fortlaufend ausgewertet. Außerdem werden Laserscans der Tunneloberfläche durchgeführt. In der geschlossenen Nische ist eine über die Jahre kontinuierliche Konvergenz des Tunnels (zunehmende Wassersättigung) zu beobachten, während die offene Nische einen dem Jahresgang folgenden Wechsel von divergentem Verhalten im Winter (sinkende Wassersättigung) und konvergentem Verhalten im Sommer (zunehmende Wassersättigung) zeigt. Mit verschiedenen Messungen wurde die Ausdehnung der Auflockerungszone um die Nischen bestimmt. Während die anfängliche Ausdehnung der Auflockerungszone in beiden Nischen und in horizontaler und vertikaler Richtung 20 bis 50 cm betrug, konnte man nach 1,5 Jahren keine eindeutigen Hinweise auf eine Ausweitung der Auflockerungszone in horizontaler Richtung in

beiden Nischen feststellen. Dagegen betrug die Ausdehnung der Auflockerungszone in vertikaler Richtung 140cm in der offenen und 50cm in der geschlossenen Nische, was auf einen erheblichen Einfluss der klimatischen Bedingungen auf ihre Entwicklung hindeutet. Dieser Einfluss zeigt sich auch in den Permeabilitätsmessungen in horizontaler und vertikaler Richtung; In der geschlossenen Nische ist eine erhöhte Permeabilität nur in den ersten 50cm nachzuweisen, während der Bereich erhöhter Permeabilität in der offenen Nische etwa 1m mächtig ist. Ausserdem ist die maximale Permeabilität in der offenen Nische deutlich höher als in der geschlossenen Nische.

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

FS-B: Folgen der Aktivierung einer Störung

Im Jahr 2024 gab es keine konkreten Untersuchungen im Rahmen dieses Experiments, stattdessen wurden die Arbeiten für das Jahr 2025 geplant. Im Jahr 2025 werden zusätzliche Bohrungen abgeteuft, um anschliessend eine langfristige und langsame Reaktivierung der sogenannten «Mont Terri main fault» mit Fokus auf den Kriechprozessen vorzunehmen. Die «Mont Terri main fault» ist eine grössere Störungszone im Opalinuston.

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

Die grosskalibrige Bohrung BPF-7 des PF-Experiments (siehe Kapitel 1.7.4) durchquert die «Mont Terri main fault». Mit dem im Juli 2022 gestarteten und ursprünglich bis 2024 angesetzten Experiment soll der Prozess der Selbstabdichtung dieser Störungszone durch räumlich hochauflösende Verformungsmessungen mittels Glasfaser-Messtechniken sowie durch kleinräumige Bestimmungen der lokalen hydraulischen Durchlässigkeit verfolgt werden. Dabei geht es um die hydromechanischen Prozesse, die

infolge der geplanten natürlichen Aufsättigung ablaufen. Nach der Installation von fünf Messlinien wurde die Belüftung des Bohrlochs abgestellt, was zu einer Wiederaufsättigung der zuvor ausgetrockneten Gesteinspartien im Bohrloch führt. Im Februar und Juni 2024 wurden Messungen durchgeführt. Die Auswertung aller gesammelten Daten aus den Messkampagnen soll 2025 abgeschlossen werden.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die im Felslabor Mont Terri durchgeführten Experimente liefern wichtige Erkenntnisse zu Gesteinsbeschaffenheit, Felsmechanik, Hydrogeologie und Geochemie sowie zum Einschlussvermögen des in der Schweiz gewählten Wirtgesteins Opalinuston. Die Experimente tragen zum Verständnisaufbau und längerfristig zur Weiterentwicklung von technischen Barrierensystemen und -materialien bei. Auch wenn das ENSI nicht bei allen Experimenten beteiligt ist, sieht die Struktur des Projekts vor, dass die Daten aus den Experimenten nach kurzer Zeit allen Projektpartnern zur Verfügung stehen. Die gesamthaft im Felslabor gesammelten Erkenntnisse und Erfahrungen können somit dem ENSI als Basis seiner aktuellen Beurteilung des Rahmenbewilligungsgesuchs für ein geologisches Tiefenlager zum Abschluss des Sachplans geologische Tiefenlager dienen.

Ausblick

Das ENSI wird sich auch weiterhin im Felslabor aktiv an Experimenten zu diversen Themen beteiligen. Es hat jedoch wegen der Arbeiten für das Rahmenbewilligungsgesuch den Arbeitsumfang für die Forschung zur geologischen Tiefenlagerung vorläufig reduziert. Es ist zu erwarten, dass künftig mehr auf technische Barrieren und methodische Fragen fokussiert wird, nachdem aus den Tiefbohrungen der Nagra eine grosse Menge an Daten zu den potenziellen Standortgebieten geologischer Tiefenlager vorliegen.

Das Bundesamt für Landestopografie swisstopo als Betreiberin des Felslabors Mont Terri ist seit April 2023 daran, bis 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 Jahrzehnten durchgeführten Experimenten an seine Grenzen und entspricht nicht mehr den heutigen Anforderungen. In MONTEIS sollen neben allen zukünftig generierten (Mess-)Daten und Auswertungen auch alle bestehenden Datensätze integriert werden. Das ENSI begrüsst und unterstützt diesen Schritt hin zu einer Digitalisierung der vorhandenen Daten, der dem ENSI auch erlauben wird, seine eigene zukünftige Aufsichtstätigkeit auf solche digital verfügbaren Datensätze auszurichten.

1.7.4 Felslabor Mont Terri: PF-A-Experiment – Progressive Schädigung durch strukturkontrollierte Verbrüche

Projektpartner: Bundesamt für Landestopografie swisstopo, Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR), Schweizerischer Erdbebendienst (SED)
ENSI-Projektbegleiter: Ernando Saraiva

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 um den Stollen herum führen. Infolge solcher ungünstiger Bedingungen können auch grosse kaminartige Verbrüche im Opalinuston in der Grössenordnung von mehreren Tunnelradien auftreten. Verbruchzonen im Opalinuston können die effektive Mächtigkeit

und die sicherheitstechnische Qualität der geologischen Barriere verringern, zur Aufgabe von einzelnen Einlagerungstollen oder -kavernen führen und bei der erforderlichen Umgehung von Störungszonen den Platzbedarf eines Tiefenlagers für radioaktive Abfälle erhöhen.

Verbrüche können ausserdem während Bau und Betrieb des Tiefenlagers die Arbeitssicherheit gefährden. Im Felslabor Mont Terri haben derartige Verbrüche beispielsweise in der Nische EZ-A stattgefunden (Abbildung 21). Diese Nische wurde parallel zu einer Schar von tektonischen Störungen ausgebrochen, welche spitzwinklig zur Streichrichtung der Schichtung des Opalinustons verlaufen. In solchen Fällen ist zu erwarten, dass sich die Gebirgsschädigung infolge des Vortriebs über längere Zeiträume entwickelt. Sie wird getrieben durch hydromechanisch gekoppelte Prozesse im Opalinuston und durch die nach der Nutzungsdauer des Bauwerks erwartete Abnahme der Hohlraumstützung (Tragwirkung des Ausbaus). Zurzeit ist nicht bekannt,

- a) wie gross die Ausdehnung strukturkontrollierter Verbrüche tatsächlich ist,
- b) welche Schädigung der Barriereeigenschaften auftritt, und
- c) wie diesen Verbrüchen in einem laufenden Vortrieb allenfalls begegnet werden kann.

Um diese Schlüsselfragen zu beantworten, wurde im Zeitraum 2019 bis Juni 2023 mit dem PF-Experiment die Entwicklung und das Ausmass von strukturkontrollierten Gebirgsschäden im und um eine Störungzone im Opalinuston untersucht. Mit den daraus gewonnenen Daten wurde die Entstehung der im Experiment beobachteten Gebirgsschäden auf der Basis von numerischen Verfahren simuliert.

Die Auslegung des PF-Experiments ist in Abbildung 22 dargestellt. Für das Experiment wurden im Jahr 2020 ein horizontales Bohrloch mit einem Durchmesser von 600 mm (Experimentbohrung) und sechs vorgängig mit messtechnischen Einrichtungen ausgestattete Überwachungsboh-

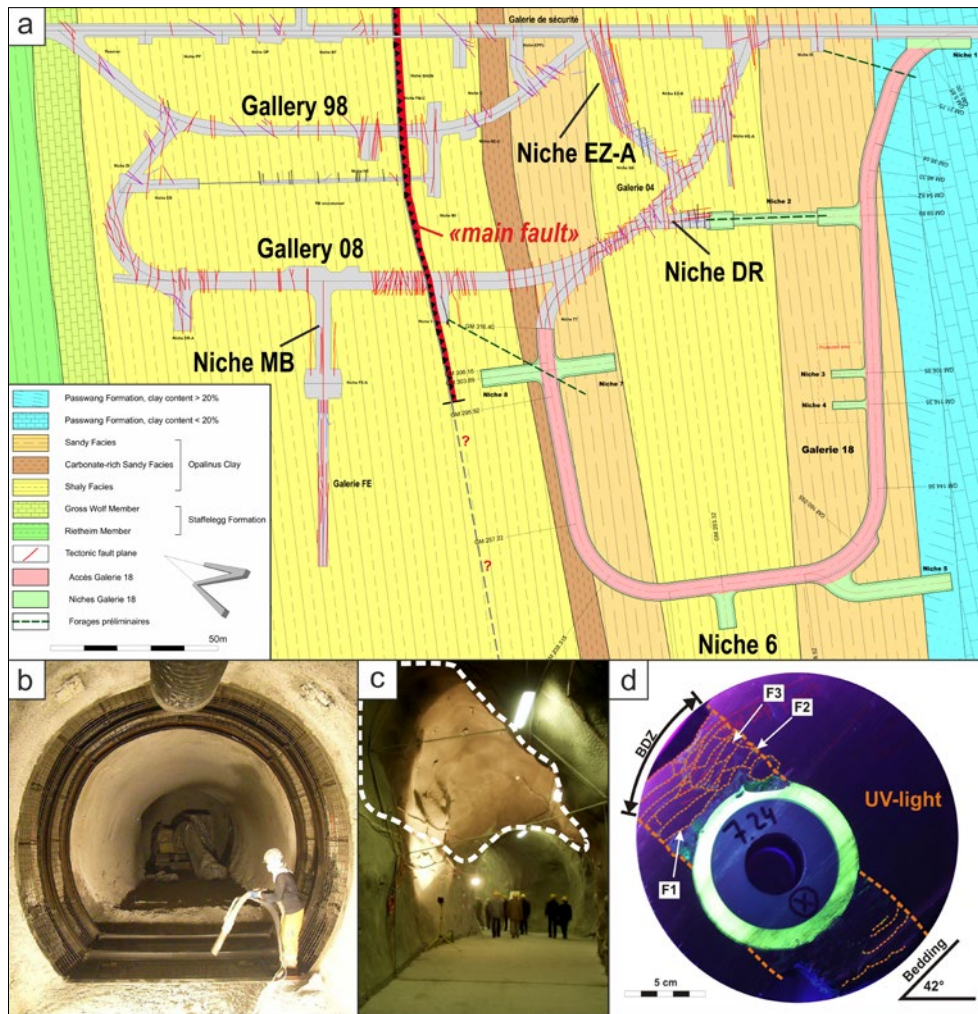


Abbildung 21:
 (a) Geologische Übersichtskarte des Felslabors Mont Terri.
 (b) Nachträglich eingebaute Ausbruchsicherung an der MB-Nische zur Stabilisierung des Gebirges während des FE-Kavernenbaus (Burrus und Iljazi, 2012).
 (c) Großer Verbruch (gestrichelt umrandete Fläche) in der EZ-A-Nische (Nussbaum et al. 2004).
 (d) Bohrlochbruchzone (BDZ) in intaktem, geschichtetem Opalinuston mit tiefer Entwicklung des Verbruchs (> 2 Bohrlochradien), Knickbruch entlang der Schichtebenen (F1) und Bildung neuer Scher- und Zugbrüche (F2, F3) (Jaeggi et al. 2010).
 (Bild: Forscherbericht ETH Zürich 2019)

rungen (Durchmesser: 131 mm) durch die im Felslabor vorhandene Hauptstörungszone (main fault) erstellt. Die Experimentbohrung simuliert einen ungestützten Lagerstollen mit einem Durchmesser von circa drei Metern. Die fortschreitende Gebirgsschädigung und die Entwicklung von Verbrüchen in der ungestützten Experimentbohrung wurden innerhalb des Bohrloches mit photogrammetrischen Methoden und ausserhalb des Bohrloches mit tomographischen Verfahren (Geelektrik und Seismik) aufgenommen beziehungsweise gemessen. Die Luftfeuchtigkeit in der Experimentbohrung wurde während des Versuchs mit einem eingebauten Belüftungssystem kontrolliert, um zuerst eine Ventilationsphase mit reduzierter Luftfeuchtigkeit und Entsättigung des umgebenden Opalinustons und anschliessend eine Verschlussphase mit Rücksättigung des

umgebenden Opalinustons zu simulieren. Grund dafür ist die Abhängigkeit der Festigkeit des Opalinustons von seinem Sättigungsgrad: Mit abnehmender Sättigung ist eine Zunahme der Festigkeit des Opalinustons zu erwarten.

Zusätzlich zu den Messungen vor Ort wurden felsmechanische Versuche im Labor durchgeführt und deren Ergebnisse in numerischen Simulationen berücksichtigt. Diese Simulationen sollten die Kenntnisse über die Eigenschaften (unter anderem die Geometrie und Tiefe) und die kinematische Entwicklung von tiefen, strukturkontrollierten Verbrüchen und von tiefer, mikroskopisch kleiner Gebirgsschädigung verbessern.

Seit Juli 2023 laufen im Rahmen des PF-A-Experiments weitere Untersuchungen und Forschungsarbeiten an den bestehenden Bohrlöchern unter der Leitung von swiss-

topo mit Beteiligung des ENSI und der bisherigen Partner. Damit soll die längerfristige Schadensentwicklung im gleichen Bereich unter gesättigten Bedingungen untersucht werden. Die Materialeigenschaften der Hauptstörung im Opalinuston und das hydromechanische Verhalten werden im Detail untersucht. Ziel ist, die numerischen Modelle besser parametrisieren zu können und sie so weiterzuentwickeln, dass sie zeitabhängige hydromechanische Prozesse berücksichtigen können.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Januar 2024 wurden drei neue Bohrlöcher (BPF-A1, -A2 und -A3) im Umfeld des Experiments durch die Hauptstörung im Opalinuston gebohrt und daraus Proben für felsmechanische Laborversuche entnommen, die in den Laboren an der Universität Rom und an der RWTH Aachen durchgeführt werden. Über die ersten an der RWTH Aachen durchgeführten mechanischen und hydromechanischen Laborversuche wurde an der Clay Conference 2024 in Hannover berichtet. In diesem Beitrag wurden die mechanischen und hydromechanischen Versuche präsentiert, die an Kernmaterial aus Opalinuston von der Hauptstörung im Felslabor Mont Terri durchgeführt wurden. Ziel der Untersuchungen ist es, die Verformbarkeit und die Festigkeitscharakteristika von natürlich gestörtem Material genau zu charakterisieren. Die ermittelten Materialparameter dienen als Grundlage für die Kalibrierung numerischer Modelle zur Simulation von Vortriebsvorgängen. Sowohl konsolidierte- und undrainierte Triaxialversuche als auch direkte Scherversuche wurden durchgeführt. Im Anschluss an die Versuche wurden mikrostrukturelle Analysen durchgeführt, um den Bereich des Versagens der Proben zu analysieren und den Einfluss von strukturellen Schwächen, in Form von tektonischen (Mikro-)Scherungen, zu erfassen.

Seit der Fertigstellung der Experimentbohrung BPF-7 wurden geophysikalische Datensätze gewonnen und die BPF-7 regelmässig photogrammetrisch vermessen. Eine

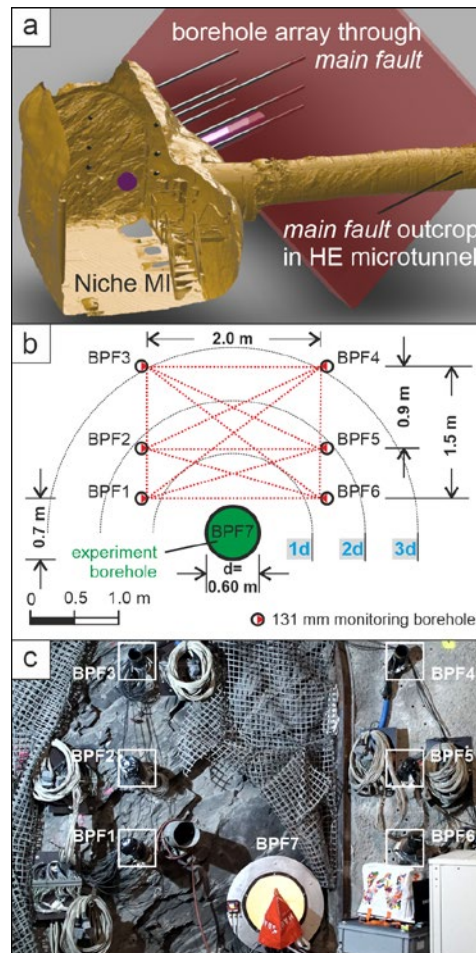


Abbildung 22:
a) Laserscanmodell der MI-Nische und des HE-Mikrotunnels (gelb) zur Abschätzung der Schnittpunkte der Hauptstörungszone (rote Fläche) mit den sechs Beobachtungsbohrungen (grau) und der Experimentbohrung (violett).
b) Anordnung der Beobachtungsbohrungen (BPF-1 bis BPF-6) oberhalb der Experimentbohrung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

Kombination aus optischen Bohrlochbildern zur Identifizierung von neuen Bruch- und Ausbruchsformationen und tektonischen Verwerfungen sowie geophysikalischer Tomographie wurde dabei eingesetzt. Damit sollten die Art der Schädigung und deren Entwicklung untersucht und potenzielle Schadensausmasse der gestörten Gesteinsmasse in situ lokalisiert werden. Im Berichtsjahr wurden in BPF-7 neben der Temperatur und der relativen Luftfeuchtigkeit auch Verschiebungen anhand der installierten faseroptischen Sensoren gemessen. Ferner wurden darin drei photogrammetrische Messungen einschliesslich geodätischer Vermessung durchgeführt. Sämtliche bisher aufgenommenen photogrammetrischen Daten (ca. 25 Messkampagnen) wurden neu georeferenziert und wieder aufbereitet, um die zeitliche Entwicklung besser abbilden zu können.

Die seit Ende 2020 laufenden Messungen des elektrischen Widerstands im Gebirge und die entsprechende Datenanalyse durch die deutsche Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) wurden im Jahr 2024 fortgesetzt. Die BGR hat im September 2024 weitere seismische Durchschallungsmessungen vor Ort durchgeführt, um die Laufzeiten von Kompressionswellen zu messen und daraus dreidimensionale Geschwindigkeitsmodelle und deren Veränderung mit der Entwicklung der beobachteten Gesteinsmasse abzuleiten.

Im Rahmen der permanenten seismischen Überwachung der Umgebung um die Experimentbohrung BPF-7 werden seit April 2021 durch den Schweizerischen Erdbebendienst (SED) zwölf Schallemissions-Sensoren und zwölf Ultraschallsender betrieben. Sie sind gleichmässig über eine Länge von 6 Metern in Tiefen von 7 bis 13 Metern entlang der Beobachtungsbohrungen BPF-1, BPF-6, BPF-2 und BPF-5 auf zwei parallelen Ebenen oberhalb der Experimentbohrung BPF-7 verteilt (Abbildung 22). Diese Anordnung ermöglicht häufige aktive seismische Untersuchungen mit einer im Vergleich zu den Untersuchungen der BGR geringeren räumlichen Auflösung und die Überwachung von Bruchstellen im Zentimeter- bis Metermassstab. Von März bis September 2024 kam es zu einem längeren Unterbruch der aktiven seismischen Messungen in den Beobachtungsbohrungen. Ab September 2024 wurden diese Messungen wieder aufgenommen.

Die Arbeiten für die weitere Entwicklung des numerischen Modells haben an der Universität Uppsala in Schweden begonnen. Ziel ist ein 3D-Modell zu erstellen, das ungesättigte Strömungen und Schädigungsprozesse im gefalteten Opalinuston abbilden kann, um die hydro-mechanischen Vorgänge in der Umgebung der Experimentbohrung BPF-7 zu simulieren. Das bis dahin weiterentwickelte Modell und die ersten Berechnungsergebnisse wurden an der Clay Conference 2024 in Hannover präsentiert.

Die Ergebnisse des abgeschlossenen PF-Experiments wurden in Chenxi Zhao et al. 2024 publiziert.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die für das Jahr 2024 gesetzten Projektziele wurden mehrheitlich erreicht. In den letzten vier Jahren wurden mit dem PF-Experiment umfassende Datensätze gewonnen. Zusammen mit den Ergebnissen der bisherigen numerischen Simulationen des Experiments sind sie von grosser Bedeutung für die Untersuchung des Ausmasses von Gebirgsschäden und die Identifizierung von relevanten Prozessen im Opalinuston sowie für die Bewertung ihrer räumlichen und zeitlichen Entwicklung.

Die aus dem PF-/PF-A-Experiment gewonnenen Daten und Erkenntnisse sind relevant für die Projektierung, den Bau, den Betrieb und die Langzeitsicherheit eines geologischen Tiefenlagers für radioaktive Abfälle in tonhaltigen Gesteinen. Tektonische Störungen im Opalinuston führen, wie das PF-/PF-A-Experiment und die daraus abgeleitete numerische Studie zeigen, zu einem heterogenen Spannungsfeld, das ein Versagen des Gesteins begünstigt. Sie sind bei ihrer Reaktivierung potenzielle Wege für den Wasserfluss und tragen, abgesehen von mechanisch leicht reaktivierbaren Schichtflächen, zu einer strukturbedingten Steuerung von Schäden und Niederbrüchen bei. Die Deformationen um das Experimentierbohrloch BPF-7 sind seit dem Auffahren des Bohrlochs noch nicht abgeschlossen. Sie waren während der Bohrarbeiten und in der späteren Wiederaufsättigungsphase ausgeprägter als in der dazwischen gelegenen Ventilationsphase.

Das aktuelle Konzept der Nagra sieht vor, dass im Bereich von Verbrüchen des Opalinustons entlang der zu erstellenden Lagerstollen und -kavernen keine radioaktiven Abfälle eingelagert werden. Dies kann bei erhöhter tektonischer Zergliederung zu einem Anstieg des Platzbedarfs für das Gesamtlager führen. Mit dem PF-/PF-A-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

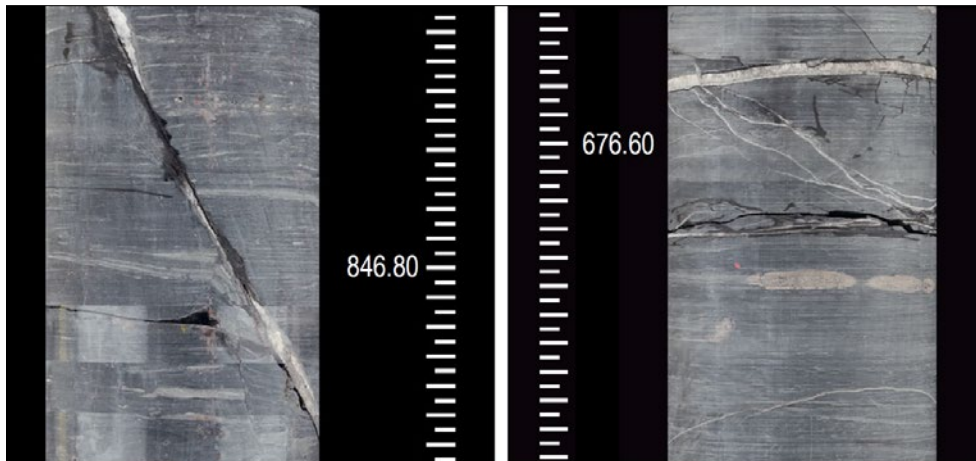


Abbildung 23:
Beispiele kleiner
Deformationsstruktu-
ren im Opalinuston
der Nordschweiz
mit Kalzitfüllung.
Bild links: Bohrung
Trüllikon, steile
Störung mit Bildung
einer Kalzit-Füllung
bei 846.80 m Tiefe
(NAB 20-09-II,
Seite 101).
Bild rechts: Bohrung
Marthalen, Netzwerk
dünner Kalzit-Adern
bei 676.60 m Tiefe
(NAB 21-20-II,
Seite 74). Die Skalen
neben den Bohr-
kernen zeigen halbe
(kleine Striche) bzw.
ganze Zentimeter
(lange Striche) an,
die Bohrkern haben
einen Durchmesser
von ca. 10 cm.
(Bild: Nagra)

Untersuchungen und numerischen Model-
lierungen sind somit stark an die Bedürf-
nisse des Sachplans geologische Tiefenlager
(SGT) gekoppelt und sollen für die Bewer-
tung der bautechnischen Machbarkeit und
des Platzbedarfs in Etappe 3 SGT wichtige
Entscheidungsgrundlagen liefern.

Ausblick

Das PF-A-Experiment wird im Jahr 2025 und
voraussichtlich auch im Jahr 2026 weiterge-
führt. Die anhand faseroptischer Sensoren
erhobenen Verschiebungsdaten sollen im
ersten Quartal 2025 analysiert und diskutiert
werden. Die Daten der in-situ Beobachtun-
gen werden derzeit für eine Publikation auf-
bereitet, die im ersten Quartal 2025 einge-
reicht werden soll.

Zitierte Literatur

- F. Burrus, B. Iljazi (2012): FE-A experiment: Realization of the FE-A start niche and consolidation of the MB niche, Mont Terri Technical Note 2011-15, 18 pp.
- Chenxi Zhao; Qinghua Lei; Martin Ziegler; Simon Loew (2024): Structurally-controlled failure and damage around an opening in faulted Opalinus Clay shale at the Mont Terri Rock Laboratory: In-situ experimental observation and 3D numerical simulation. In: International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences, 180. DOI: 10.1016/j.ijrmms.2024.105812.
- C. Nussbaum, P. Bossart, M. Piedevache, N. Badertscher (2004): EZ-A Experiment: Raw

data report of the convergence and exten-
someter measurements, Mont Terri Technical
Note 2004-08, 29 pp.

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

Projektpartner: Division of Earth and
Planetary Sciences, Universität Kyoto
ENSI-Projektbegleiter: Meinert Rahn
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die Schichten des Opalinustons zeigen in der
Nordschweiz über weite Flächen eine relativ
ruhige Lagerung. Die Bohrungen der Nagra
für Etappe 3 des Sachplanverfahrens in diese
ruhig gelagerten Schichten haben gezeigt,
dass sich innerhalb des Opalinustons nur
wenige Anzeichen für Deformation finden
und dass bei der Bildung oder Reaktivierung
von kleinen Störungen Fluide involviert sind,
welche die entstehenden Hohlräume durch
Kalzitausfällungen verfüllen (Abbildung 23).
Beim Platzieren eines geologischen Tiefen-
lagers und der Einlagerungsbereiche für
die radioaktiven Abfälle wird grösseren Stö-
rungszonen ausgewichen. Störungszonen
mit beschränkten vertikalen oder nur hori-
zontalen Versätzen können jedoch mit den
Mitteln der seismischen Erkundung von der
Oberfläche aus nicht detektiert werden und
würden erst beim Auffahren der untertägigen
Hohlräume entdeckt. Wie kleine Ader-

füllungen aus den Bohrungen der Nord-schweiz (Abbildung 23) illustrieren, werden zumindest lokal Fluide freigesetzt und dabei neue Minerale ausgefällt. Mit Hilfe struktureller, chemischer und isotopischer Signaturen können Aussagen zur geologischen Geschichte der Störung gemacht werden (Zwingmann et al. 2019; Madritsch et al. 2024), sodass eine entsprechende Störung im Idealfall sicherheitstechnisch eingeordnet werden kann (Alter, Grösse, Reaktivierbarkeit etc.).

Im PD-Experiment werden diese Prozesse anhand von Opalinuston-Proben aus dem Felslabor Mont Terri studiert und mit Resultaten von anderen Tonproben (Rochester Shale) verglichen. Die Proben werden mittels unterschiedlicher Mahlvorgänge unter trockenen und nassen Bedingungen unterschiedlich lange gemahlen. Damit wird der Einfluss von Deformationsprozessen, wie sie in Störungszonen stattfinden, simuliert (den Hartog et al. 2012). Die durch die Deformation auftretenden Effekte, zum Beispiel durch die im Schervorgang freigesetzte Wärme (Zwingmann et al. 2019), sind zurzeit noch nicht ausreichend verstanden. Durch die im Experiment definierten und kontrollierten Vorgänge werden die Effekte quantitativ erfasst und die Möglichkeiten einer Datierung der Bewegungen entlang solcher Störungszonen (Madritsch et al. 2024) evaluiert.

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Proben für das Experiment wurden 2021 aus der Bohrung BFS-1 im Felslabor Mont Terri entnommen, nachdem sich ein früherer Probensatz als nicht repräsentativ erwiesen hatte. Die Proben umfassen sowohl ungestörten Opalinuston als auch Proben aus der Hauptstörung selbst. Sie wurden in verschiedene Subproben aufgeteilt und diese 2023 und 2024 in einer Reihe von Mahlexperimenten an der Universität Bern bearbeitet. Danach wurden die Proben mittels Laser-Particle Sizer (Korngrößen-

verteilung), Röntgendiffraktometrie (Mineralogie), Raster- und Transmissions-Elektronenmikroskop (Mineralogie und Verteilung der Mineralphasen) untersucht und mit der Kalium-Argon-Methode datiert.

Wie bereits früher berichtet, führen ausge dehnte Mahlvorgänge nur zu beschränkten Korngrößenverschiebungen, teilweise aber zum Verklumpen/Aggregieren des Materials. Die Mahlvorgänge führen aber zu deutlichen Reduktionen in den rechnerisch bestimmten Altern, da durch die zunehmende randliche Beschädigung der K-haltigen Tonminerale grössere Mengen des durch den ^{40}K -Zerfall angesammelten ^{40}Ar freigesetzt wird. Die Deformation kann mit Hilfe der Transmissions-Elektronenmikroskopie illustriert werden. Die Freisetzung des mineralogisch nicht gebundenen Edelgases Ar erweist sich als ein sehr sensitiver Parameter für eine kürzlich erfolgte Deformation des Gesteins.

Bei den Mahlvorgängen erfolgt gemäss den Resultaten des PD-Experiments keine Mineralneubildung, sondern nur ein Verlust des Argons aus der Kristallstruktur. Der Vergleich zwischen der Altersreduktion beim Opalinuston und derjenigen beim gleichermaßen behandelten Rochester Shale (Brett 1983) zeigt deutliche Unterschiede, die systematisch bei beiden verwendeten Mühlen auftreten. Es wird vermutet, dass das ungleiche Verhalten durch die Unterschiede in der Mineralogie der beiden Gesteine verursacht werden. Der Rochester Shale enthält deutlich mehr Quarz und Illit, hingegen weniger Kaolinit. Es lässt sich vermuten, dass die harten Quarzkörner beim Mahlvorgang zur Deformation der Tonminerale beitragen, während der Kaolinit aufgrund seiner feinen und blättrigen Aggregate die eher rundlichen Quarzkörner mit einer Schicht aus Tonplättchen umgibt und damit die Mahlwirkung des Quarzes abdämpft.

Aufgrund der diversen zurzeit offenen Fragen wurde beschlossen, das PD-Experiment anhand der gleichen Proben methodisch in diverse methodische Richtungen weiterzuentwickeln (PD-A-Experiment).

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Für das ENSI sind die im Opalinuston ablaufenden Prozesse von zentraler Bedeutung. Bei der zukünftigen Lagerplatzierung im Untergrund stehen nur beschränkte Möglichkeiten der Erkundung und Abklärung zur Verfügung. Auch in den tektonisch ruhig gelagerten Standortgebieten der Nordschweiz finden sich Anzeichen von Deformation. Es wäre sinnvoll, die Deformationsstrukturen vor Ort mit analytischen Methoden im Hinblick auf deren vergangene und zukünftige geologische Entwicklung einschätzen zu können. Das PD-Experiment hat sich darum intensiv mit den Prozessen der Deformation in Opalinuston beschäftigt und dabei auch den Vergleich mit einem lithologisch ähnlichen Gestein herangezogen.

Die im Projekt gesammelten Erkenntnisse stellen einen guten ersten Ansatz dar und sollen erweitert werden. Eine Ableitung regulatorischer Vorgaben ist zurzeit noch nicht abschätzbar.

Ausblick

Das Ende 2024 abgeschlossene PD-Experiment wird als PD-A-Experiment weitergeführt. Die Ergebnisse des PD-Experiments werden 2025 mit einem Fachartikel veröffentlicht werden.

Nach der im PD-Experiment erfolgten Fokussierung auf das Kalium-Argon-System, das aufgrund des nicht mineralogisch gebundenen Edelgases sehr sensitiv auf Deformation der Tonminerale reagiert, sollen weitere Parameter untersucht werden, darunter das Rubidium-Strontium-System. In den Proben aus der Hauptstörung findet sich neu gebildeter Coelestin (Strontiumsulfat, SrSO_4 , siehe Abbildung 1 im Forscherbericht, Anhang A), was auf die lokale Mobilisierung von Sr hinweist. Ebenso sollen isotopische Messungen an Wasserstoff erfolgen, um zu prüfen, ob sich bei den Mahlvorgängen die Isotopenverhältnisse verschieben und damit eine Interaktion zwischen Tonmineralen und freigesetztem Fluid nachweisbar ist. Der Aspekt der unterschiedlichen Quarzgehalte und dessen Einfluss auf den Mahlvor-

gang soll mit künstlichen Quarz-Opalinuston-Gemischen weiter untersucht werden. Wie bei früheren Versuchen am Rochester Shale (Zwingmann et al. 2019) sollen auch für den Opalinuston Rotary-Mühlen verwendet werden, um das Gestein noch stärker zu zerlegen.

Zitierte Literatur

■ Brett, C.E., 1983. Sedimentology, facies, and depositional environments of the Rochester Shale (Silurian; Wenlockian) in western New York and Ontario, *Journal of Sedimentary Petrology*, vol.53, pp.947–971.

■ 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.

■ Madritsch, H., Looser, N., Schneeberger, R., Wohlwend, S., Guillong, M. & Malz, A. (2024): Reconstructing the Evolution of Foreland Fold-And-Thrust Belts Using U-Pb Calcite Dating: An Integrated Case-Study From the Easternmost Jura Mountains (Switzerland). *Tectonics* 43/5, e2023TC008181. DOI: 10.1029/2023TC008181.

■ 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.

1.7.6 Felslabor Mont Terri: ML-Experiment – Differenzierung von Diskontinuitäten und Deformation in Tongesteinen mit Hilfe von maschinellen Lernroutinen

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

Einleitung

Die zunehmende Digitalisierung im Bauwesen verändert die Art und Menge der verfügbaren Daten, die während dem Ausbruch

von Untertagebauwerken aufgenommen werden können. Die klassische baubegleitende geologische Dokumentation der Gesteinsoberfläche wird mittlerweile oft durch die Aufnahme von hochauflösenden Fotos und die Erstellung von 3D-Oberflächenmodellen ergänzt oder teilweise ersetzt. Es ist zu erwarten, dass in naher Zukunft die Aufnahme solcher digitalen Oberflächen-daten fix in den Bauablauf integriert wird, vor allem bei Bauwerken mit hohen Anforderungen an die Qualitätssicherung und Dokumentation, wie das bei einem geologischen Tiefenlager der Fall ist. Dies führt zu grossen Datenmengen, die eine teilweise automatisierte Auswertung und Analyse unumgänglich machen. Das hier angesprochene ML-Experiment betrachtet solche automatisierten Auswertungen im Rahmen eines dazu geeigneten Forschungsprojekts.

Ziel des ML-Experiments ist es, maschinelle Lernroutinen zu entwickeln, zu testen und zu implementieren, um digitale geologische Oberflächen-aufnahmen wie 3D-Modelle und Orthofotos effizient auszuwerten. Dazu wird eine bestimmte Form des maschinellen Lernens verwendet, das mehrschichtige Lernen (Deep Learning), welches künstliche neuronale Netze einsetzt. Solche Auswertungen beinhalten beispielsweise das automatisierte Erkennen von Diskontinuitäten, die Unterscheidung von Diskontinuitätstypen (zum Beispiel Schichtung, Klüfte, tektonische Störungszonen, bauinduzierte Brüche), das Extrahieren von geometrischen Informationen und Interpretationen zu Spannungsfeld und Gebirgsverhalten.

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

schen Technischen Hochschule Zürich (ETH Zürich) durchgeführt.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Berichtsjahr 2024 sollten die Literaturrecherche fortgesetzt sowie die technisch und wissenschaftlich durch das Projekt zu beantwortenden Fragen noch genauer definiert werden. Zusätzlich sollten die bestehenden geologischen Datensätze aufbereitet und kompiliert werden. Nach einer Evaluation von verschiedenen ML-Ansätzen sollte eine bevorzugte Vorgehensweise zur Auswertung digitaler geologischer Oberflächen-aufnahmen gewählt werden. Diese Arbeiten sollten von der bearbeitenden Doktorandin in einem Forschungsplan (PhD-Proposal) zusammengefasst und gegenüber den Betreuern verteidigt werden.

Ende 2024 wurde der Forschungsplan termingerecht eingereicht und vom beratenden Gremium bestätigt. Neben einer umfangreichen Literaturrecherche beinhaltet der Forschungsplan eine Herleitung der Forschungsfragen, eine detaillierte Projektplanung sowie eine Zusammenfassung der bisherigen Resultate. Die Forschungsfragen fokussieren darauf,

- welches Deep-Learning-Modell für die Identifikation und die Differenzierung von geologischen Strukturen am besten geeignet ist,

- ob eine allgemein gültige, auf Deep-Learning basierende Identifikation und Charakterisierung geologischer Strukturen über unterschiedliche Datensätze und geologische Umgebungen möglich ist, und

- wie Deep-Learning-Modelle klassisches Monitoring erweitern und das Verständnis über die zeitliche Entwicklung von Brüchen und das mechanische Gebirgsverhalten im Allgemeinen verbessern können.

In dieser frühen Projektphase wurden als Hauptdatensatz Orthofotos aus optischen Bohrloch-Aufnahmen des PF-Experiments (Kap. 1.7.4) ausgewählt, da in diesen Bohrungen diverse unterschiedliche geologische Strukturen im Opalinuston aufgenommen

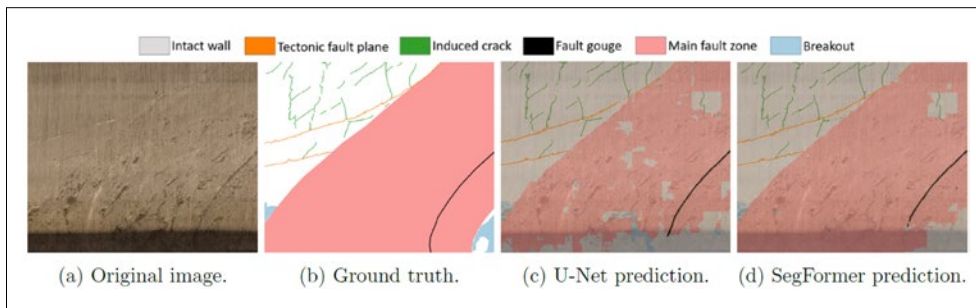


Abbildung 24: Vergleich zwischen den Prognosen der Modelle SegFormer (Xie et al. 2021) und U-Net (Ronneberger et al., 2015) im Bereich einer tektonischen Störungszone im Opalinuston des Felslabors Mont Terri. Neben dem Originalfoto ist zudem eine manuelle Aufnahme durch eine Fachperson dargestellt (Ground truth). Die Auflösung entspricht 0,2 mm pro Pixel und die photographisch aufgenommene Fläche ist etwa 787 mm breit und 590 mm hoch. (Bild: R. Wang, Eidg. Forschungsanstalt für Wald, Schnee und Landschaft, WSL)

wurden. Obwohl die Aufnahmen bereits geologische Interpretation beinhalteten, mussten diese überarbeitet und standardisiert werden, bevor sie für die maschinellen Lernroutinen als Trainingsdatensätze verwendet werden konnten. Im Rahmen der Forschungsarbeit wurden unterschiedliche Deep-Learning-Architekturen (Convolutional Neural Network-basierte und Transformer-basierte) auf die spezifische Anwendung angepasst, umfangreich getestet und verglichen. Vorläufige Resultate zeigen, dass Transformer-basierte Modelle, speziell die SegFormer-Architektur (Xie et al. 2021), signifikante Vorteile bei der Identifizierung von komplexen Diskontinuitäten haben, da mit diesem Ansatz klein- sowie grossskalige Texturinformationen effektiv erfasst werden können. Dies führt zu einer höheren Genauigkeit und Zuverlässigkeit bei der Erkennung von Strukturmerkmalen in unterschiedlichen geologischen Situationen. Abbildung 24 zeigt einen Vergleich der Prognosen verschiedener Modelle anhand eines Orthofotos im Bereich einer tektonischen Störungszone im Opalinuston.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das ENSI ist mit dem Projektfortschritt und den bisherigen Resultaten zufrieden. Die im Rahmen des Forschungsplans konkretisierten Fragen und die detaillierte Arbeitsplanung sind geeignet, um die Ziele des ENSI bei dieser Forschungsbeteiligung zu erreichen.

Mit der Beteiligung am ML-Experiment will das ENSI das interne Wissen über die Möglichkeiten und Grenzen dieser automatisier-

ten Anwendungen und die Anforderungen an die Art und Qualität der Datengrundlage erweitern. Durch eine frühzeitige Beschäftigung mit dem Thema maschinelles Lernen hat das ENSI Zugang zum aktuellen Stand der Forschung und kann regulatorische Anforderungen beispielsweise an die Datenqualität für spätere gezielte Vorgaben an die zukünftigen Projektphasen des geologischen Tiefenlagers entwickeln.

Ausblick

Obwohl die aktuellen Modelle bereits gute Resultate bei der Unterscheidung von geologischen Strukturen erreichen, sind noch Verbesserungen möglich, um eine höhere Genauigkeit zum Beispiel beim Erkennen von bohrinduzierten Klüften oder der Öffnungsweite von Trennflächen zu erreichen. Zudem soll die Behandlung von Unsicherheiten und die Erkennung von sich überschneidenden Strukturen (wie induzierten Klüften innerhalb einer Störungszone) weiterentwickelt werden.

Im Fokus des zweiten Projektjahrs steht die Anwendung der entwickelten ML-Routinen auf ein breiteres Spektrum von Datensätzen, welche über Bohrlochdaten hinausgehen. Das Ziel ist es, die Modelle so zu generalisieren, dass sie auf verschiedenartige Datensätze aus unterschiedlichen geologischen Umgebungen anwendbar und somit praxis-tauglich sind.

Zitierte Literatur

■ Ronneberger, O., Fischer, P., and Brox, T. (2015). U-net: Convolutional networks for biomedical image segmentation. In Medical image computing and computer-assisted

intervention–MICCAI 2015: 18th international conference, Munich, Germany, October 5–9, 2015, proceedings, part III 18, pages 234–241. Springer.

■ Xie, E., Wang, W., Yu, Z., Anandkumar, A., Alvarez, J. M., and Luo, P. (2021). Segformer: Simple and efficient design for semantic segmentation with transformers. *Advances in neural information processing systems*, 34:12077-12090.

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

Projektpartner: Verbundprojekt des
Karlsruher Instituts für Technologie (KIT),
der Gesellschaft für Anlagen- und
Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH und der
TU Bergakademie Freiberg (TUBAF)
ENSI-Projektbegleiter: Philipp Schädle

Einleitung

Den technischen Barrieren kommt, neben dem Wirtgestein, eine wichtige Bedeutung im Hinblick auf die Radionuklid-Rückhaltung in einem geologischen Tiefenlager zu. Insbesondere Siegelemente limitieren den Wasserfluss im Tiefenlager und stellen eine räumliche Trennung der Abfälle sicher. Das Karlsruher Institut für Technologie (KIT) hat hierfür das sogenannte Sandwich-System entwickelt. Dessen Funktionsprinzip basiert auf einer gleichmässigen Aufsättigung durch Wechsellagen aus hydraulisch dichten Segmenten und hydraulisch leitenden Potenzialausgleichs-Schichten (Abbildung 25).

Dieses System soll eine gleichmässige Verteilung von eindringendem Wasser innerhalb der Potenzialausgleichs-Schichten bewirken und zur Ausbildung homogener Potenzialflächen für die anschliessenden tonhaltigen Schichten führen. Hierdurch soll die Entwicklung von präferenziellen Fliesspfaden in den Dichtelementen oder ein Umfliessen des Dichtelements über die Kontakt- und Auflockerungszonen eingeschränkt werden. Ebenfalls sollen Wegsamkeiten entlang von Elementen des Monitoringsystems (Sensoren oder Leitungen) unterbunden werden.

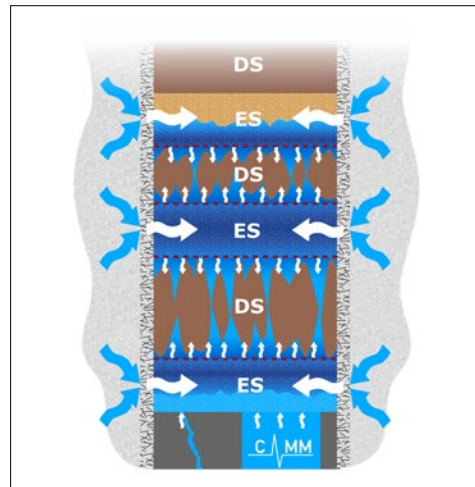


Abbildung 25:
Das Sandwich-
System.
DS = Dichtsegmente,
ES = Äquipotenzial-
segmente.
(Bild: Wieczorek et
al., 2024)

ren 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. Diese sind unter anderem nötig, um die Einbautechnik zu demonstrieren und zu prüfen, ob die erwarteten Eigenschaften des Sandwich-Systems zum Tragen kommen und die benötigte Abdichtungsfunktion erreicht wird.

Das SW-A-Experiment ist ein Zusammenschluss des Sandwich-Hauptprojekts (Sandwich-HP) und der internationalen Beteiligung der Mont-Terri-Partner. Ein Vorprojekt (Emmerich et al. 2019) von Mitte 2017 bis Mitte 2019 beinhaltete unter anderem Laborversuche und Überlegungen zur Auslegung und Instrumentierung des Experiments im Felslabor Mont Terri (Hauptprojekt). Von 2019 bis 2023 lief das Hauptprojekt (Sandwich-HP: 7/19-6/23, Wieczorek et al. 2024). Für dieses wurden in zwei Schächten im Felslabor Mont Terri Versuche aufgebaut und durchgeführt (Abbildung 26). Seit Mitte 2023 läuft das Hauptprojekt Teil 2 (Sandwich-HP2: 7/23-6/27), in dem der Schwerpunkt auf Datenauswertung und Modellierung liegt. Des Weiteren werden im Hauptprojekt Teil 2 auch Versuche auf der Mesoskala durchgeführt. Die Versuche in den beiden Schächten laufen während des zweiten Teils weiter. Das SW-A-Experiment wird durch die internatio-

nalen Beteiligungen der Mont-Terri-Partner und durch das Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) in Deutschland gefördert.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Die Aufsättigung von Schacht-1 konnte während des gesamten Berichtsjahres fortgesetzt werden. Es wurden Daten zur Aufsättigung und zum damit verbundenen Quellenverhalten des Bentonits erhoben. Aufgrund der sehr niedrigen hydraulischen Durchlässigkeiten des Gesteins und der Dichtelemente erfolgt die Aufsättigung über einen langen Zeitraum. Aktuell liegt die Bewässerungsfront noch unterhalb der halben Höhe des Siegelements. Der Injektionsdruck in Schacht-2 wurde während des Berichtsjahrs leicht erhöht und es wird erwartet, dass das unterste Dichtsegment zum Ende des Berichtsjahres vollständig gesättigt ist. Die bisher analysierten Daten der beiden Schächte ergeben ein konsistentes Bild und das Prinzip der homogenen Aufsättigung nach dem Sandwich-Prinzip kann beobachtet werden. Während des Berichtsjahres kam es bei verschiedenen Sensoren in beiden Schächten zu Ausfällen und teilweisen Datenverlusten. Die Sensoren und ihre Anbindung an das Messsystem konnten grösstenteils wiederhergestellt werden. Zeitgleich laufen an der Technischen Universität Bergakademie Freiberg (TUBAF) Laborexperimente auf der Mesoskala, aus denen Messdaten genutzt werden, um das Systemverständnis zu verbessern und die genutzten Computermodelle zu kalibrieren.

Um die verschiedenen Ansätze für die Modellierung der hydro-mechanischen Prozesse besser zu verstehen und eventuelle Unterschiede in den Modellierungsergebnissen besser einzuordnen, wurde während des Berichtsjahres eine Studie mit vergleichenden Rechnungen (Benchmark) durchgeführt. An dieser nahmen vier Projektpartner teil, darunter das ENSI. Es konnte hierbei ein vertieftes Modellverständnis und eine gute Übereinstimmung der Ergebnisse er-

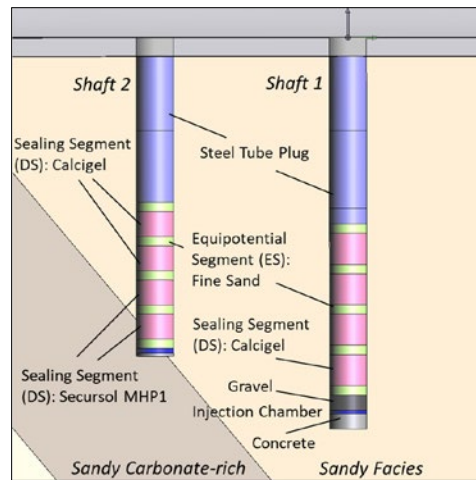


Abbildung 26:
Versuchsaufbau der
beiden Schächte
(Shaft 1 & Shaft 2) im
Felslabor Mont Terri.
(Bild: Wieczorek et
al., 2024)

zielt werden. Die Modelle wurden anhand von Versuchsergebnissen kalibriert. Des Weiteren ist das Sandwich-Projekt seit dem Berichtsjahr auch Teil der DECOVALEX-Projektphase 2024–2027 (<https://decovallex.org/D-2027/sandwich>). Aus den Erkenntnissen der zahlreichen Modellierungs-Teams im Projekt DECOVALEX konnte bereits jetzt gelernt werden.

Die Dokumentation der Installation, der Messergebnisse und der Berechnungsergebnisse des Hauptprojekts (Sandwich-HP) wurde zum Ende des letzten Berichtsjahres abgeschlossen und wurde im Verlauf dieses Berichtsjahres veröffentlicht (Wieczorek et al. 2024).

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Hauptziel des SW-A-Experiments ist die Erforschung der Funktionalität des Sandwich-Dichtsystems unter möglichst realistischen Gegebenheiten oder Randbedingungen. Dies beinhaltet auch die Erprobung der Machbarkeit vertikaler Verschlussbauwerke und der Funktionsweise moderner Mess- und Überwachungstechnik. Im Rahmen der Erarbeitung weiterer Vorgaben für ein geologisches Tiefenlager durch das ENSI fliessen Erkenntnisse und Erfahrungen hieraus ein. Für die Beurteilung des Rahmenbewilligungs- und des Baubewilligungsgesuchs für ein geologisches Tiefenlager der Nagra muss das ENSI die von der Nagra geplanten Ver-

schlussbauwerke beurteilen können. Hierfür ist es notwendig, die Langzeitsicherheit mittels Computermodellen zu untersuchen. Im Zuge des SW-A-Experiments werden Parameter ermittelt und Referenzdaten erhoben, die gebraucht werden, um besagte Computermodelle zu erstellen und verfeinern.

Aktuell verläuft das Experiment planmässig, inklusive der Aufsättigung der beiden Schächte. Im Verlauf des Experiments können ENSI-Mitarbeitende sowie ENSI-Expertinnen und -Experten durch den Vergleich mit Resultaten internationaler Fachleute ihre Fähigkeiten in Bezug auf Berechnungen verbessern.

Ausblick

Die Bewässerung der beiden Schächte wird weiter fortgesetzt, wobei zusätzliche Daten erfasst und die Funktionsweise der Messinstrumente kontinuierlich überwacht werden. Zusätzlich werden weiterhin Versuche auf der Zentimeter- und Meterskala durchgeführt, um ein vertieftes System- und Prozessverständnis zu erlangen. Es werden zunehmend weitere Computermodelle hinzugefügt und weitere Kalibrierungen und Benchmarks der bestehenden Computermodelle durchgeführt. Die gewonnenen Erkenntnisse werden regelmässig auf nationalen und internationalen Konferenzen präsentiert.

Zitierte Literatur

■ K. Emmerich, R. Schuhmann, F. Königer, P. Bohac, L. Delavernhe, K. Wiczorek, O. Czaikowski, J. Hesser, H. Shao, D. Jaeggi, P. Bossart, J. Hansmann, M. Gruner, M. Hofmann, Martin, J. Aurich, C. Rölke, T. Popp, R. Diedel, M. Schellhorn, S. Häußler, U. Glaubach, T. Wilsnack, G. Kemper, J.L. García-Siñeriz, M. Villar, C. Gutiérrez-Álvarez, R. Iglesias (2019): Joint Project: Vertical Hydraulic Sealing System Based on the Sandwich Principle - Preproject (Sandwich-VP)/Verbundprojekt: Vertikales hydraulisches Dichtsystem nach dem Sandwich-Prinzip – Vorprojekt (Sandwich-VP). Advance online publication. <https://doi.org/10.2314/KXP:1692488228>.

■ K. Wiczorek, K. Emmerich, T. Nagel, E. Bakker, R. Diedel, M. Furche, J. L. García-Siñeriz, U. Glaubach, J. Hesser, M. Hinze, M. Hofmann, D. Jaeggi, F. Königer, J. C. Mayor Zurdo, L. Rübiger, M. Rey Mazón, C. Rölke, P. Schädle, R. Schuhmann, H. Shao, S. Tuñón, M. V. Villar Galicia, T. Wilsnack, R. Yeatman (2024): Sandwich-HP: Vertical Hydraulic Sandwich Sealing System – Final Report; Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH. Technical Report GRS-745. <https://www.grs.de/de/aktuelles/publikationen/grs-745>

1.7.8 Felslabor Mont Terri: GT-Experiment – Gastransportmechanismen

Projektpartner: Solexperts, British Geological Survey (BGS) und Eidgenössische Technische Hochschule Zürich (ETH Zürich)
ENSI-Projektbegleiter: Manuel Sentís

Einleitung

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

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

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

Teilnehmer	Aufgabe
Amphos21, Spanien	Modellierung
BASE (Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung, Deutschland; neu seit 2019)	Projektbegleitung, Finanzierung
BGR (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe, Deutschland)	Diverse In-kind-Leistungen im Felslaborexperiment
BGS (British Geological Survey)	Durchführung der Laborversuche und Begleitung des Felslaborexperiments
ENSI (Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat)	Principal Investigator (PI), Projektleitung, Finanzierung
ETHZ/SED (Eidgenössische Technische Hochschule Zürich, Schweizerischer Erdbebendienst)	Projektbegleitung, Doktorarbeit, Unterstützung mit der Instrumentierung des In-Situ-Experiments
FANC (Agence Fédérale de Contrôle Nucléaire, Belgien)	Projektbegleitung, Finanzierung
SCK CEN (belgisches Kernenergiezentrum)	Durchführung von Diffusionsexperimenten im Labor
Solexperts	Durchführung des Felslaborexperiments
Bundesamt für Landestopografie swisstopo	Diverse In-kind-Leistungen im Felslaborexperiment

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

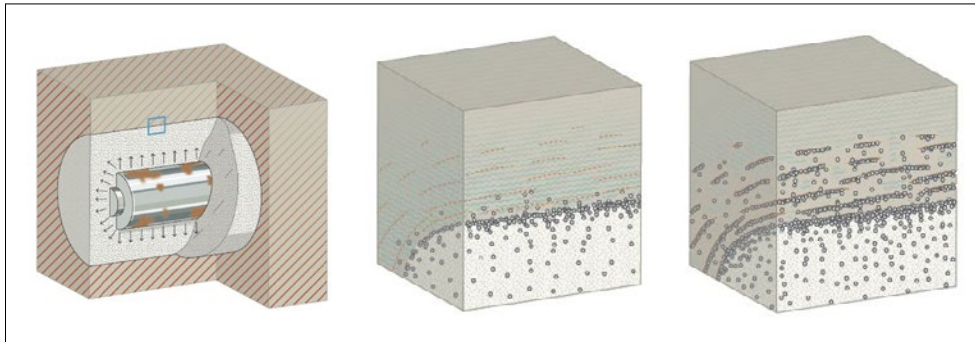


Abbildung 27:
Links: Korrosion des Lagerbehälters verursacht Gas (weisse Punkte). Mitte: Vergrößerung des blauen Rechtecks der linken Seite. Das Gas diffundiert und verdrängt teilweise das Wasser. Rechts: Neue Wege für den Gastransport werden im Wirtsgestein aufgrund von Mikrorissen erzeugt. (Bild: ENSI)

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2023 lag der Fokus der Arbeit auf dem In-Situ-Experiment. Die erste Gasinjektion wurde im Oktober 2023 abgeschlossen. Nach der Demontage der Faseroptik und während der Stabilisierungsphase wurde intensiv über das weitere Vorgehen diskutiert. In der Projektsitzung im Mai 2024 wurde beschlossen, nach einer Stabilisierungsphase von neun Monaten eine zweite Gasinjektion durchzuführen. In der gleichen Sitzung wurden Fortschritte bei der ETH-Doktor-

arbeit sowie bei der BGR-Modellierung des In-situ-Experiments und der Laborversuche vorgestellt. Die zweite Gasinjektion wurde Mitte September 2024 gestartet. In der Projektsitzung im November 2024 wurden das schrittweise Vorgehen bei der zweiten Gasinjektion, insbesondere im Zusammenhang mit einer Leckage an einer Pumpe, sowie die Fortschritte bei der ETH-Doktorarbeit besprochen.

In-Situ-Experiment

Im letzten Quartal 2024 hat das BGS einen fortgeschrittenen Entwurf des Berichts erstellt, in dem die wesentlichen Zusammenhänge und Schlussfolgerungen aus der ersten Gasinjektion detailliert dargestellt werden. Der Bericht fasst die wichtigsten Erkenntnisse zusammen, die in den folgenden Absätzen näher erläutert werden und als Grundlage für die weitere Analyse und Interpretation der Ergebnisse dienen.

tischen Daten aufgezeichnet wurden. Diese Daten sind empfindlicher und enthalten im Allgemeinen nicht das Rauschen, das bei Extensometern beobachtet wird. Die Diagramme sind entsprechend der Anordnung der Bohrlöcher (siehe Abbildung 28) sortiert, mit der Injektionsbohrung in der Mitte. Zwei horizontale gestrichelte Linien markieren die relative Tiefe des Injektionsintervalls in BGT-10.

Das Bohrloch BGT-5 zeigt die deutlichste Reaktion auf das Gasdruckmaximum. Zum Zeitpunkt des ersten Gasdruckereignisses (Ereignislinie) ist eine klare Extension (rot) in einer Tiefe von etwa 14 m zu erkennen, die der unteren Grenze des Injektionsintervalls entspricht. Diese Extension erstreckt sich über eine Länge von etwa 0,3 m. Ober- und unterhalb dieser Zone ist über mehrere Meter eine Kompression zu beobachten. Am Tag 752,69, kurz nach dem Gasdruckmaximum, wird die Kompression teilweise aufgehoben. Dabei verkürzt sich die Länge des Extensionsbereichs, während sich auch die darüberliegende Kompressionszone verringert. Dieses Verhalten weist auf eine Energiefreisetzung im Gesteinsverband hin, die mit der dynamischen Reaktion des Tons auf die Druckänderung verbunden ist.

Um den Tag 753 bildet sich in BGT-5 ein zweiter Extensionsbereich in einer Tiefe von etwa 14,5 m. Dieser Bereich ergänzt den ersten, zuvor beobachteten Deformationsbereich und zeigt eine weitere Anpassung des Gesteins an die Druckänderungen. Die Bohrlöcher BGT-6 und BGT-4 zeigen ähnliche Reaktionen, jedoch mit geringerer Amplitude. In BGT-6 entwickelt sich zunächst eine Extension in einer Tiefe von etwa 14 m, die während des Gasdruckmaximums sichtbar wird und eine klare Reaktion auf das sekundäre Ereignis am Tag 752,69 darstellt. Anschliessend bildet sich erneut ein zweiter Extensionsbereich in derselben Tiefe (~14 m) aus. Dieser zweite Bereich wird zur dominanten Deformationszone in BGT-6 und hebt die unterschiedliche Verteilung der Deformation im Vergleich zu den anderen Bohrlöchern hervor.

In BGT-4 trat während des Gasdruckmaximums eine Extension in einer Tiefe von

etwa 13,6 m auf, begleitet von einer darunterliegenden Kompression und einer darüberliegenden Extension. Diese Zone reagierte ebenfalls auf das zweite Gaseintrittsereignis und zeigte eine Veränderung in ihrem Deformationsmuster. Der Extensionsbereich blieb über den dargestellten Zeitraum hinweg bestehen und verdeutlicht die lokalen Anpassungen des Gesteins an die Druckveränderungen.

Das zweite Ereignis (siehe Abbildung 31) zeigte eine deutlich energischere und abruptere Dynamik, die auf eine Spaltung entlang der Schichtflächen des Tons hindeutet. Die faseroptischen Daten offenbarten im Vergleich zu Ereignis 1 eine deutlich stärker verteilte Deformation entlang der Bohrlochlängen. Dieses Phänomen trat unter Bedingungen einer höheren Gasinjektionsrate und eines grösseren Drucks auf. Dabei bildeten sich grössere, makroskopisch erkennbare gasgefüllte Risse oder Kanäle, die zu einer plötzlichen und signifikanten Steigerung der Gasdurchlässigkeit führten.

Die Daten zeigen drei Gruppen von Reaktionen:

- In den Bohrlöchern BGT-5 bis BGT-7 wurde Deformation über die gesamte Länge der Bohrlöcher beobachtet.

- In den Bohrlöchern BGT-3 bis BGT-4 sowie BGT-8 bis BGT-9 traten deutlich begrenzte Deformationen auf, ähnlich wie bei Ereignis 1.

- Im Bohrloch BGT-2 wurde keine Deformation festgestellt, was erwartungsgemäss mit den geringen Änderungen des Porendrucks während Ereignis 2 korreliert.

Dieses Verhalten zeigt, dass mit weiter steigendem Druck ein Übergang von einer stabilen, zweiphasigen Gasbewegung hin zu einem Frakturmechanismus erfolgen kann. Beide Mechanismen verdeutlichen die Abhängigkeit des Gastransports von den Spannungsbedingungen, der Gasinjektionsrate und den physikalischen Eigenschaften des Tons. Sie unterstreichen die komplexe Wechselwirkung zwischen den hydro-mechanischen Prozessen im Opalinuston. Messungen mit einem Massenspektrome-

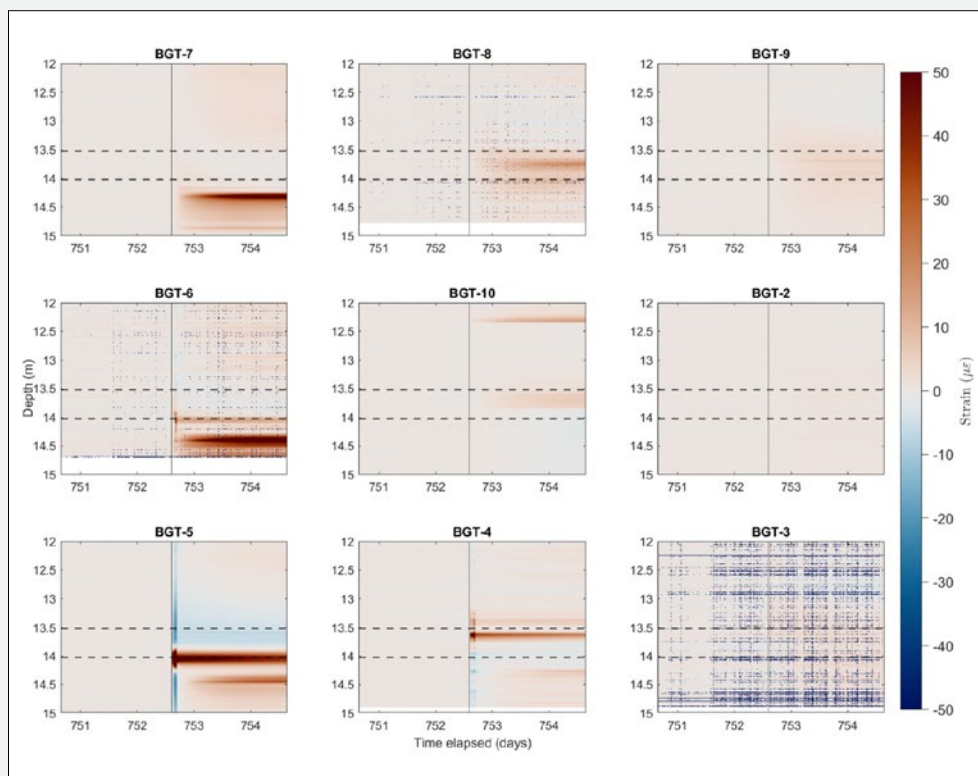


Abbildung 30: Faseroptische Daten zum Zeitpunkt des ersten Gasdruckmaximums (Ereignis 1) für alle Bohrlöcher gemäss Abbildung 28. Die dargestellten Ausdehnungen repräsentieren die relative Position und die mechanischen Verformungen aller Bohrlöcher. (Bild: BGS)

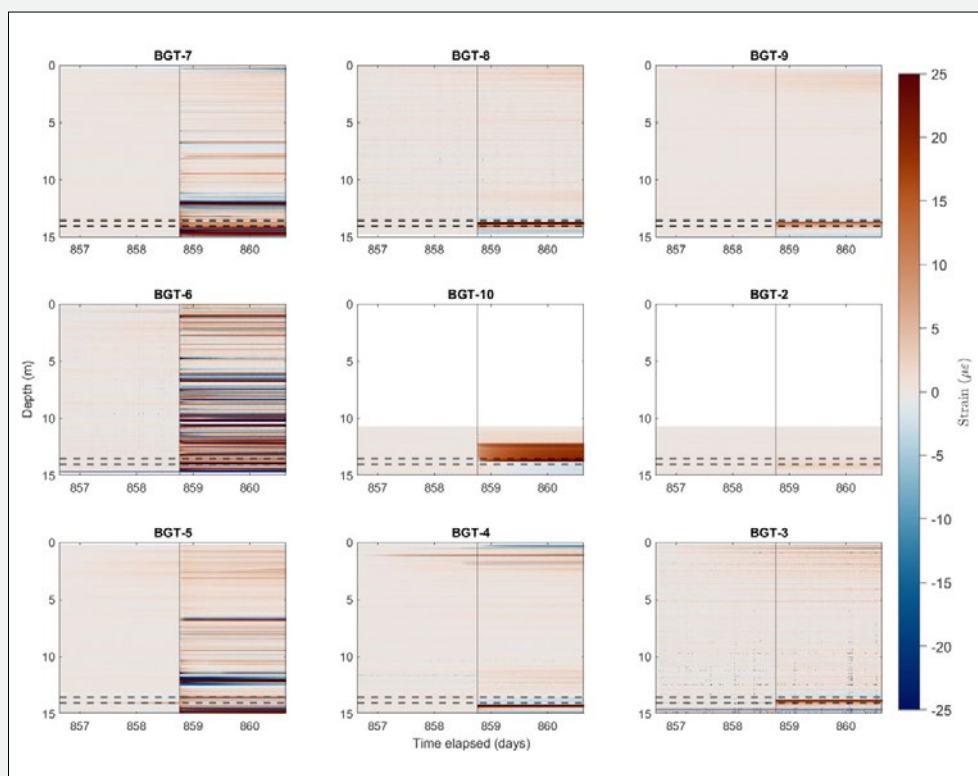


Abbildung 31: Faseroptische Daten zum Zeitpunkt des zweiten Gasdruckmaximums (Ereignis 2) für alle Bohrlöcher gemäss Abbildung 28. Im Gegensatz zu Ereignis 1 in Abbildung 2 zeigen die ausgelösten umfassenden Deformationen eine grössere räumliche Ausdehnung und treten entlang der gesamten Bohrtiefe auf. (Bild: BGS)

ter bestätigten zusätzlich, dass das injizierte Heliumgas die Bohrlöcher erreicht hatte und damit die Effektivität des Gastransports im Experiment belegt wurde.

Im Rahmen der laufenden Doktorarbeit werden die Mechanismen des Gasflusses im Opalinuston untersucht. Hierfür wurde ein gekoppeltes Modell mit den Rechenprogrammen TOUGH3 und FLAC3D erstellt, um das Verhalten von Gasströmungen und die Mechanismen der Permeabilitätsänderung im Opalinuston zu simulieren. Um die beiden beobachteten Ereignisse im GT-Experiment reproduzieren zu können, wurde das Modell mit zwei unterschiedlichen Ansätzen erweitert: einem gasdruckgesteuerten und einem basierend auf elastisch-plastischen Deformationen. Aktuell laufen weitere Analysen, um die lokalisierten Ausdehnungsdaten aus den experimentellen Beobachtungen mit den Simulationsergebnissen abzugleichen und die Modellierung weiter zu verfeinern.

Laborversuche

Im Jahr 2024 lag der Schwerpunkt auf dem In-Situ-Experiment, weshalb die Laborversuche verzögert wurden. Dies hat allerdings den Vorteil, dass die Interpretation des In-Situ-Experiments und potenzielle Laborversuche parallel durchgeführt werden können, was die Synergien zwischen beiden Teilen fördert. Derzeit wird ein weiterer Test konzipiert, um den Frakturmechanismus des zweiten Ereignisses zu bestätigen und die zugrunde liegenden physikalischen Prozesse durch kontrollierte Experimente besser zu verstehen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Ergebnisse zeigen, dass die Mechanismen des Gastransports stark von den lokalen Spannungsbedingungen und der Gasinjektionsrate abhängen. Während die diffusionsähnliche Bewegung durch lokale Dilatation gekennzeichnet ist, führt ein Anstieg des Gasdrucks zu einem Übergang in einen frakturbasierten Mechanismus. Dieser Übergang wird durch die Schichtflächen des

Tons erleichtert, die als bevorzugte Fließwege dienen. Die Wechselwirkungen zwischen diesen Mechanismen verdeutlichen die komplexe Dynamik des Gastransports und ihre Abhängigkeit von den physikalischen und mechanischen Eigenschaften des Tons. Diese Erkenntnisse sind wichtig für die Bewertung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager.

Die Gastransportberechnungen des ENSI für geologische Tiefenlager basieren auf den Mechanismen der Diffusion und des Zweiphasenflusses. Das GT-Experiment trägt dazu bei, zu klären, ob und in welcher Form die Dilatanz in den Gastransportberechnungen des ENSI berücksichtigt werden sollte. Aufgrund der Corona-Pandemie sowie technischer Defekte an einer Pumpe und im Lüftungssystem verzögerte sich das GT-Experiment um ein Jahr. Trotz dieser Verzögerungen konnten die Projektziele eingehalten und sogar um eine Doktorarbeit ergänzt werden. Das In-situ-Experiment wurde mit einer zweiten Gasinjektion erfolgreich fortgesetzt.

Ausblick

Im Jahr 2025 wird sich das Projektteam weiterhin intensiv mit der zweiten Gasinjektion sowie der Interpretation und Modellierung der Ergebnisse beschäftigen. Diese Aufgaben werden durch die Doktorarbeit und verschiedene Vergleichsrechnungen (Benchmarks) im Rahmen des Projekts DECOVALEX unterstützt, das seit 2024 läuft und voraussichtlich bis 2027 andauert (siehe Kapitel 1.7.11).

Die zweite Gasinjektion soll in der ersten Hälfte des Jahres 2025 abgeschlossen werden. Parallel dazu werden im Jahr 2025 neue Laborversuche, wie beispielsweise Rissbildungstests oder Tests zur Bestätigung spezifischer Aspekte, definiert und evaluiert. Diese Labortests, zusammen mit den Ergebnissen des In-Situ-Experiments, bilden die Grundlage für das DECOVALEX-Arbeitspaket HyMAR, das 2024 gestartet wurde.

Das langfristige Ziel besteht darin, die Ergebnisse des In-Situ-Experiments mithilfe neuer Erkenntnisse weiter zu interpretieren und

zu modellieren. Abhängig von diesen Interpretationen wird das Projektteam mögliche weitere Phasen des Experiments in Betracht ziehen.

1.7.9 Felslabor Mont Terri:

DR-C-Experiment – Diffusion in einem Wärmegradienten

Projektpartner: Internationales Konsortium unter Leitung der belgischen Aufsichtsbehörde FANC und Koordination durch das Bundesamt für Landestopografie swisstopo
ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das im Felslabor Mont Terri durchgeführte DR-C-Experiment untersucht den Einfluss eines Wärmegradienten auf die Diffusion verschiedener Radionuklide im Opalinuston. Durch den Einschluss der Radionuklide in den Tiefenlagerbehältern über lange Zeit wird die Diffusion der Radionuklide im Referenzfall nur zu einem geringen Anteil durch die erhöhte Temperatur im Nahfeld beeinflusst. Denn zum Zeitpunkt des Versagens der Tiefenlagerbehälter werden die erhöhten Temperaturen von deutlich über 100 °C am Tiefenlagerbehälter bereits abgeklungen sein. Im Fall eines frühzeitigen Versagens eines Tiefenlagerbehälters können erhöhte Temperaturen jedoch eine Rolle spielen. Ziel des Experiments ist es daher, das Prozessverständnis für dieses Szenario zu verbessern. Da das Experiment in der sandigen Fazies des Opalinustons stattfindet, kann mit ihm ausserdem die Datenbasis zur Diffusion in dieser Fazies verbessert werden.

Das Projekt wird von der belgischen Aufsichtsbehörde FANC geleitet, daneben sind das ENSI und das Bundesamt für Landestopografie swisstopo, der französische Endlagerprojektant ANDRA (Agence nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs), das Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE, Deutschland), die zur Helmholtz-Gemeinschaft gehörenden Forschungszentren in Leipzig (Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung, UFZ) und in Karlsruhe (Karlsruher Institut für Technologie, KIT)

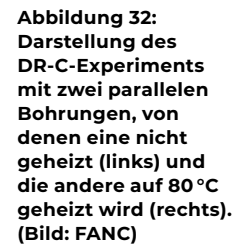
sowie das belgische Forschungszentrum für Kernenergie (SCK CEN) beteiligt. Seit dem Berichtsjahr beteiligt sich auch der britische Endlagerprojektant (Nuclear Waste Services) am Experiment. Die Arbeiten begannen 2018 und derzeit wird ein Abschluss im Jahr 2026 erwartet.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Für das Experiment werden zwei parallele Bohrungen benötigt, von denen eine geheizt und die andere nicht geheizt wird (Abbildung 32). Durch den Vergleich der Diffusionslängen kann man dann den Einfluss des Temperaturgradienten ermitteln. Im Jahr 2023 erfolgten für die zwei Referenzbohrungen BDR-C1 (geheizt) und BDR-C2 die hydraulischen Tests. Dazu wurden Puls-tests und Tests mit konstantem Druckaufschlag durchgeführt, um die hydraulische Anbindung zu prüfen. Leider wurde 2024 festgestellt, dass in der Bohrung BDR-C2 die Leitungen vermutlich durch das Quellen des Opalinustons verstopft sind. Um die Schäden zu reparieren, wurde das Abdichtsystem entfernt. Dabei wurde das Abdichtsystem beschädigt und ein Teil ist in der Bohrung geblieben. Daher wurde entschieden, eine neue Bohrung zu erstellen. Anschliessend wurden die Veränderungen am Injektions-/Extraktionssystem vorgenommen, um ein erneutes Verstopfen zu vermeiden. Nach der Reparatur des Abdichtsystems wurde die Versuchseinrichtung in der neuen Bohrung installiert. Die Injektionstests waren erfolgreich. Um ein erneutes Verstopfen zu vermeiden, werden beide Bohrungen kontinuierlich gespült. Neben diesen Reparaturmassnahmen wurde weiter an dem Antrag zur strahlenschutzrechtlichen Bewilligung des Experiments durch den Kanton Jura gearbeitet.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Für die Langzeitsicherheit der eingelagerten radioaktiven Abfälle ist nach dem Versagen des Behälters die Diffusion der wichtigste Transportprozess. Die Diffusion sorgt dafür,



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

Einleitung

Die Analyse der Standsicherheit von Tunnelbauwerken erfordert aufgrund der in der Regel komplexen Untergrundverhältnisse und der während der Bauzustände auftretenden dreidimensionalen Spannungs- und Verformungszustände numerische Berechnungsverfahren. Entscheidend für die Qualität numerischer Analysen im Tunnelbau ist die Übertragung des zugrunde gelegten Gebirgsmodells und der darin festgelegten felsmechanischen Parameter in eine angemessene Beschreibung (konstitutive Modellierung) des Gebirges und die Bestimmung der dafür erforderlichen Modellparameter. In der Geomechanik steht eine grosse Bandbreite von Materialmodellen zur Verfügung, die bestimmte Bedingungen und Zustände berücksichtigen. Mit Hilfe eines Materialmodells kann beispielsweise der Zusammenhang zwischen Verschiebungen und Spannungen im Gebirge spezifiziert werden. Die Parameter werden überwiegend mittels Labor- und Feldversuchen bestimmt. Die Gültigkeit des Materialmodells hängt deshalb auch von der Übertragbarkeit der Versuchsbedingungen auf die Verhältnisse vor Ort ab.

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

In der ersten Phase des Forschungsprojekts (bis März 2022) wurde ein HM-gekoppeltes Materialmodell entwickelt und anhand von Triaxialversuchen an Proben des Opalinustons aus dem Felslabor Mont Terri kalibriert. Das Modell wird seit April 2022 hin-

sichtlich des Kriechens des Opalinustons und der Temperatureinwirkung weiterentwickelt. Dafür werden im Labor eine Reihe von mehrstufigen Kriechexperimenten mit unterschiedlichen Belastungspfaden durchgeführt. Proben, die parallel und senkrecht zur Schichtung belastet werden, werden bei Raumtemperatur (30 °C) und erhöhter Temperatur (60 °C) geprüft.

Folgende Hauptaktivitäten sind bis zum Abschluss des Forschungsprojekts im März 2025 geplant:

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

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2024 wurde die Kampagne der mehrstufigen Kriechversuche fortgesetzt und weitere Kriechversuche wurden erfolgreich abgeschlossen (Abbildung 33). Der Vergleich aller durchgeführten Kriechversuche erlaubt Einblicke in das spannungsabhängige Kriechverhalten des Opalinustons aus der tonigen Fazies des Opalinustons im Felslabor Mont Terri und dessen Abhängigkeit von der Orientierung der Schichtung zur Belastungsrichtung (Strukturanisotropie). Zudem wurde eine mögliche, von der Strukturanisotropie unabhängige Langzeitfestigkeit identifiziert. Zusätzliche Versuche bei erhöhter Temperatur (60°C) wurden initiiert.

Das bisher an der RWTH Aachen entwickelte hydromechanisch gekoppelte Materialmodell wurde zuerst konzipiert, um das hydromechanische Verhalten des Opalinustons aus dem Felslabor Mont Terri unter undrainierten Bedingungen zu beschreiben. Es wurde im Berichtsjahr weiterentwickelt und anhand der Daten aus undrainierten Triaxialversuchen an Proben des Opalinustons aus den Tiefbohrungen der Nagra in der Nordschweiz kalibriert. Die getesteten Proben stammen aus den Tiefbohrungen Bözberg (BOZ1-1), Bülach (BUL1-1) und Trüllikon (TRU1-1). Im Forscherbericht (Anhang A) wird eine vereinfachte Version des Materialmodells (mit 13 statt 19 Materialparametern) vorgestellt, die das hydro-mechanische Verhalten des Opalinustons aus den Tiefbohrungen der Nagra simuliert.

Im Berichtsjahr wurden zwei Veröffentlichungen im Rahmen der laufenden Dissertation verfasst, von denen die erste im Jahr 2024 eingereicht wurde und sich mit dem Kriechverhalten und den abgeleiteten Verformungsmechanismen auf der Grundlage von Experimenten mit P-Proben (Belastung parallel zur Schichtung) befasst. Die zweite Veröffentlichung behandelt das anisotrope Kriechverhalten des Opalinustons und die Auswirkungen von Temperaturänderungen und soll im Jahr 2025 eingereicht werden.

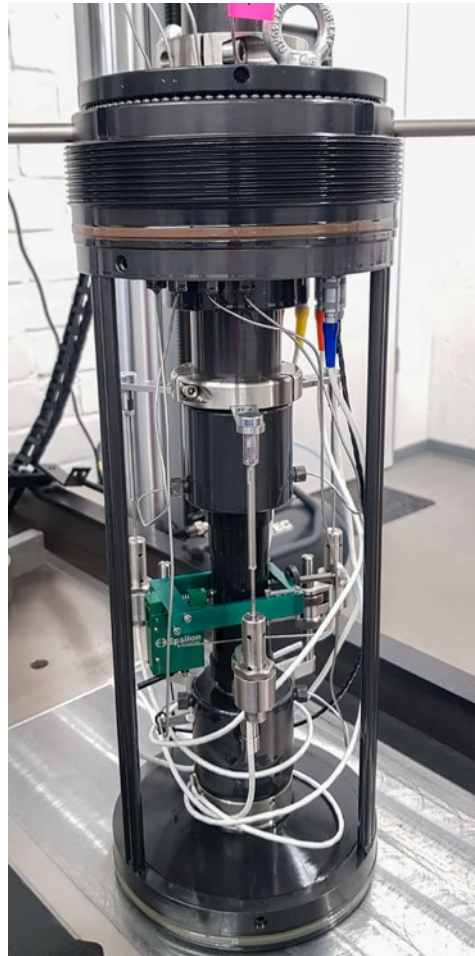


Abbildung 33:
Versuchseinrichtung
für die Durchführung
der mehrstufigen
Kriechversuche an
Proben des Opalinus-
tons. (Bild: RWTH
Aachen)

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das HM-gekoppelte Materialmodell des Opalinustons wurde planmässig bis Ende März 2022 entwickelt und damit die erste Phase des Projekts erfolgreich abgeschlossen. Das Modell berücksichtigt das wesentliche Materialverhalten des Opalinustons aus der tonigen Fazies im Felslabor Mont Terri. Zudem berücksichtigt das Materialmodell die Kopplung zur Hydraulik, insbesondere das poro-elastische Verhalten, die Veränderung der Porosität und Permeabilität infolge Materialversagens sowie die durch Entlastung verursachte Entsättigung. Dank der gezielten Durchführung von geomechanischen Tests und der dazu durchgeführten Mikrostrukturanalyse deformierter Proben, die für die Modellierung und Weiterentwicklung des Stoffmodells erheblich sind, konnten wichtige zusätzliche Aspekte in

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

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

Ein umfassendes Verständnis dieses Verhaltens des Opalinustons ist vor allem entscheidend

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

Ein belastbares Materialmodell des Opalinustons ist wichtig für die zukünftigen felsmechanischen und bautechnischen Beurteilungen des ENSI in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager und in der Aufsicht über die weiteren Projektierungsphasen bis zum Betrieb eines Tiefenlagers. Das ENSI will dabei unabhängige Berechnungen mit einem eigenen Modell durchführen. Das entwickelte Materialmodell wird vom ENSI

bereits in der Aufsichtstätigkeit eingesetzt. Damit können die Berechnungen der Nagra für die Beurteilung des Gebirgs- und Systemverhaltens anhand von Vergleichsberechnungen überprüft werden.

Ausblick

Im Jahr 2025 werden die derzeit laufenden Kriechversuche bei erhöhter Temperatur (60 °C) abgeschlossen und ausgewertet. Diese Versuche werden Aufschluss über eine mögliche Temperaturabhängigkeit des spannungsabhängigen Kriechverhaltens und der Langzeitfestigkeit geben. Darüber hinaus zielen anschliessende Untersuchungen der Mikrostruktur der getesteten Proben darauf ab, das Verständnis der Kriechmechanismen auf verschiedenen Skalen zu verbessern.

Ferner wird im Jahr 2025 das bestehende hydromechanisch gekoppelte Materialmodell des Opalinustons mit Hilfe von Kriechversuchen, die für verschiedene Probekörperkonfigurationen durchgeführt wurden, erweitert, um das anisotrope Kriechverhalten des Opalinustons zu implementieren. Darüber hinaus wird das Modell die Temperaturabhängigkeit des Kriechverhaltens integrieren, indem es anhand von Kriechversuchen kalibriert wird, die bei erhöhten Temperaturen von 60 °C durchgeführt wurden.

Im Frühjahr 2025 soll die laufende Doktorarbeit, die sich mit einer detaillierten Untersuchung des Kriechverhaltens und der Langzeitfestigkeit des Opalinustons unter Berücksichtigung verschiedener mehrstufiger Belastungspfade, Anisotropie und Temperatur einschliesslich mikrostruktureller Untersuchungen beschäftigt, eingereicht werden.

1.7.11 DECOVALEX-2027

Projektorganisation: Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL)

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Das Projekt DECOVALEX zielt darauf ab, das Verständnis für gekoppelte thermische, hydraulische, mechanische und chemische

Prozesse (THMC) in geologischen Systemen zu vertiefen und die numerische Modellierung dieser Prozesse weiterzuentwickeln. 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 2024 begann die bis Ende 2027 laufende Phase IX. Neben dem ENSI nahmen am Projekt achtzehn finanzierende Organisationen teil (Tabelle 2). Diese sogenannten Funding Organisations können wiederum zusätzliche Forschungsteams beauftragen. Für DECOVALEX-2027 wurden acht Aufgaben (Tasks) definiert:

- Task A: SANDWICH (hydraulic-mechanical coupled process interactions between the host rock and the shaft seal)
- Task B: SAFENET-2: THM Fracture Mechanics – From Lab to Field Scale

- Task C: BATS II (Brine Availability Test in Salt – Phase 2)
- Task D: ANALOG – Multiscale Long-term Radionuclide Transport at Cigar Lake Uranium Ore Body
- Task E: Repository Modelling and Performance Assessment
- Task F: HyMAR: Hydro-Micromechanics of Argillaceous Rocks
- Task G: BaSISS – Bentonite and Sand Sealing Systems
- Task H: FRESCIP – Fractured Rock Extrapolation, Suitability Criteria and Inflow Prediction

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Das ENSI hat den Task F HyMAR vorgeschlagen. Dieser basiert auf dem Gas-Experiment (GT Experiment) im Felslabor Mont Terri, welches vom ENSI geleitet wird. Da aufgrund der Prüfarbeiten zu den Rahmenbewilligungsgesuchen der Nagra nicht genügend eigene Ressourcen verfügbar sind, hat das ENSI ein Modellierungsteam des Schweizerischen Erdbebendienstes (SED) mit dieser Aufgabe beauftragt. Der Informationsfluss wird durch regelmässige Fachsituationen mit dem Modellierungsteam sowie

Abkürzung	Organisation	Land	Funktion
ANDRA/ UPS CIMNE	Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs	Frankreich	Betreiber
BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung	Deutschland	Aufsichtsbehörde
BGE	Bundesgesellschaft für Endlagerung mbH	Deutschland	Betreiber
BGR/UFZ/ GRS	Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe zusammen mit dem Helmholtz-Zentrum für Umweltforschung	Deutschland	Geowissenschaftlicher Dienst
CAS	Chinese Academy of Sciences	China	Forschungseinrichtung
CNSC	Canadian Nuclear Safety Commission	Kanada	Aufsichtsbehörde
COVRA	Centrale organisatie voor radioactief afval	Netherlands	Betreiber
DOE	U.S. Department of Energy und Lawrence Berkeley National Laboratory	USA	Betreiber
DynaFrax	Experts in Dynamics of Rock Fractures for GeoCoupledProcess Modelling and GeoHazardRisk Analysis	Deutschland	Forschungseinrichtung
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.	Spain	Betreiber
ENSI	Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat	Schweiz	Aufsichtsbehörde
KAERI	Korea Atomic Energy Research Institute	Korea	Forschungseinrichtung
KIGAM	Korea Institute of Geoscience and mineral resources	Korea	Forschungseinrichtung
NWMO	Nuclear Waste Management Organization	Kanada	Betreiber
NWS	Nuclear Waste Services	Grossbritannien	Betreiber
SSM	Swedish Radiation Safety Authority	Schweden	Aufsichtsbehörde
SURAO	Czech Radioactive Waste Repository Authority (Správa úložišť radioaktivních odpadů)	Tschechien	Betreiber
Taipower	Taiwan Power Company	Taiwan	Betreiber

Tabelle 2:
Am Projekt
DECOVALEX-2027
teilnehmende
Organisationen.

durch die Teilnahme an den DECOVALEX-2027-Workshops sichergestellt.

An dem Task beteiligen sich die Organisationen Andra/UPS CIMNE (Agence Nationale pour la Gestion des Déchets Radioactifs), BGR (Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe), NWS/Quintessa (Nuclear Waste Services), University of Ottawa, DOE/LBNL (U.S. Department of Energy und Lawrence Berkeley National Laboratory), ENSI/ETH Zürich und CAS (Chinese Academy of Sciences). Das Ziel des Tasks ist die Kalibrierung eines Stoffmodells für das hydro-mechanische Verhalten von Opalinuston anhand von Laboruntersuchungen und -experimenten. Die Grundlagen dafür wurden in einem Forschungsprojekt mit der RWTH Aachen gelegt (siehe Kap. 1.7.10). Anschließend wird der in-situ-Gastest modelliert. Die Arbeiten für die Kalibrierung eines Stoffmodells haben gerade erst begonnen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Teilnahme am Projekt DECOVALEX ist für das ENSI von grosser Bedeutung, um Kompetenzen zu erhalten und auszubauen, insbesondere in Bezug auf sicherheitsrelevante Themen für den Nachweis der Sicherheit eines geologischen Tiefenlagers. Die Bearbeitung der Aufgaben stärkt die Fachkompetenz hinsichtlich der für die Langzeitsicherheit relevanten Modellierung von gekoppelten thermisch-hydraulisch-mechanischen Prozessen im Opalinuston.

Ausblick

Im kommenden Jahr werden erste Ergebnisse zu den kalibrierten Stoffmodellen erwartet.

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

Projektorganisation: Technische Universität Clausthal
ENSI-Projektbegleiter: Manuel Sentís

Einleitung

BenVaSim II ist das Nachfolgeprojekt von BenVaSim I (2017–2021). Es wurde im Jahr 2023 gestartet und wird drei Jahre dauern. Das Ziel des Forschungsprojekts BenVaSim ist es, einen internationalen Vergleich von TH²M-Simulatoren (Temperatur, Zweiphasenfluss und Geomechanik) durchzuführen, einen sogenannten Benchmark. Um eine gute Vergleichbarkeit sicherzustellen, werden, wann immer möglich, analytisch lösbare Rechenmodelle für fluiddynamische und mechanische Prozesse in Tiefenlagern bevorzugt. Am Benchmark beteiligen sich Organisationen aus Deutschland, der Schweiz und den USA, die verschiedene Rechenprogramme verwenden (siehe Tabelle 3).

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Im Jahr 2024 wurde vereinbart, drei Modelle im Rahmen von BenVaSim II zu betrachten: Modell 1.4, Modell 2 und Modell 3. Modell 1.4 (Abbildung 34) ist ein eindimensionales Modell, das bereits in BenVaSim I verwendet wurde. Es wurde gemäss unterem Teil von Abbildung 34 vereinfacht. Modell 2 (Abbildung 35) ist ein rotationssymmetrisches Modell entlang der Lagerkammer, während Modell 3 (Abbildung 36) ein zweidimensionales Modell darstellt. Die drei Modelle beinhalten verschiedene Rechenfälle und berücksichtigen eine Vielzahl von Prozessen, wie thermohydraulische (TH), thermomechanische

Teilnehmende im Forschungsprojekt BenVaSim II	Verwendetes Rechenprogramm
Technische Universität (TU) Clausthal (Projektleitung)	FTK 4.0 (FLAC3D 7.0 + TOUGH3)
Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR)	OpenGeoSys
Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung (BASE)	PFLOTRAN
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)	Code Bright
Lawrence Berkeley National Laboratory (LBNL)	FLAC3D-TOUGH2
Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI	COMSOL

Tabelle 3:
Teilnehmende am Projekt BenVaSim II.

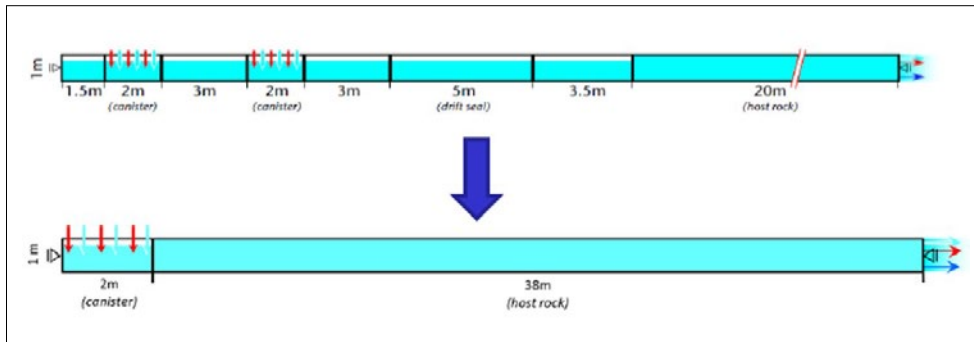


Abbildung 34:
Modell 1 des
BenVaSim-II-Bench-
marks. Das ursprüng-
liche Modell im
oberen Teil besteht
aus zwei Behälter-
bereichen, einem
Streckenverschluss
und dem Wirtgestein.
Das vereinfachte
Modell im unteren
Teil besteht aus
einem Behälter-
bereich und einem
Wirtgestein. Die
Anfangs- und Rand-
bedingungen sind
in beiden Modellen
gleich. Die unbe-
schrifteten Abschnit-
te im oberen Teil
stellen die Verfüllung
dar. (Bild: BenVaSim-
Projekt)

(TM), hydromechanische (HM), thermohy-
dromechanische (THM), hydromechanische
im Zweiphasenfluss (H²M), thermohydro-
mechanische im Zweiphasenfluss (TH²M)
und thermohydraulische Prozesse im Zwei-
phasenfluss (TH²).

Im Jahr 2024 wurden acht BenVaSim-Sit-
zungen von der Technischen Universität
(TU) Clausthal organisiert, in denen der Fort-
schritt beim Benchmark präsentiert wurde,
insbesondere bezüglich der Modelle 1.4 (Ab-
bildung 34) sowie der Modelle 3.1, 3.2 und 3.3
(Abbildung 36). Das ENSI entschied sich wäh-
rend der Vorbereitung und der Prüfung des
Rahmenbewilligungsgesuchs der Nagra, die
Benchmarks im Rahmen von BenVaSim ex-
tern zu vergeben. Die Firma NGI (Norwegian
Geotechnical Institute) hat im August 2024
einen Vertrag mit dem ENSI unterschrieben,
um die oben erwähnten numerischen Mo-
delle 1.4 und 3 in COMSOL zu implementie-
ren. Das NGI hat sich im Jahr 2024 mit den
Modellen 3.1 und 3.2 beschäftigt.

Erste Resultate der Berechnungen vom NGI
wurden im Rahmen einer Projektsitzung im
September präsentiert. In Abbildung 37 wer-
den beispielhaft die Resultate der Modellie-
rung des Temperaturverlaufs für einen Punkt
auf dem oberen Teil des Modells gezeigt.
Die Resultate der Modellierung des Tempe-
raturverlaufs und der maximalen Tempera-
tur wurden von den verschiedenen Teams
gut abgebildet. Dasselbe gilt für die Model-
lierung der Ausdehnung. In Abbildung 38
werden Resultate des TH-Modells 3.2 für die
Wasseraufsättigung gezeigt. Auch hier stim-
men die Resultate der verschiedenen Teams
gut überein. Die Resultate, die das NGI für

das ENSI berechnet hat, sind in Rot in allen
Abbildungen markiert.

Mit diesen Resultaten der Modelle 3.1 und
3.2 wurden die ENSI-Projektziele für das Jahr
2024 erfüllt. Aus der Perspektive des Projekts
verläuft das Vorhaben gut, da verschiedene
Resultate für die Modelle 1.4, 3.1, 3.2 und 3.3
präsentiert wurden und erste Gespräche
über das Modell 2 stattgefunden haben.
Ende 2024 hat das NGI mit der Arbeit am
TH²-Modell 3.3 begonnen.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Projekt BenVaSim II hat ein Jahr hin-
ter sich und es wurden gute Resultate er-
zielt. Die Vorgehensweise ähnelt der von
BenVaSim I und basiert auf technisch ein-
fach zu implementierenden Modellen, die
es ermöglichen, sich auf die physikalischen
Prozesse zu konzentrieren. Aus Sicht des
ENSI ist diese Herangehensweise geeignet,
um Simulationswerkzeuge zu vergleichen
und gegebenenfalls zu verifizieren. Dadurch
werden in Zukunft mehrere voneinander un-
abhängige Simulatoren verfügbar sein, die
in ihrer grundlegenden Funktionalität veri-
fiziert sind und zur Analyse der gekoppelten
mechanischen und hydraulischen Prozesse
in Tongesteinen eingesetzt werden können.
Diese Weiterentwicklung wird die Beurtei-
lung der Prozesse in Tiefenlagern stärken.
Darüber hinaus werden solche verifizierten
Simulatoren auch in Etappe 3 des Sachplans
für geologische Tiefenlager eingesetzt. Sie
ermöglichen zuverlässige modelltheoreti-
sche Untersuchungen im Rahmen stand-

ortbezogener Tiefenlagersystem-Analysen zur Überprüfung von Gesuchen der Nagra. Für das ENSI bieten diese Benchmarks, die auf technisch einfach zu implementierenden Modellen basieren, zudem eine gute Gelegenheit, die selbst verwendeten Rechenwerkzeuge im Hinblick auf thermohydromechanische Modellierungen mit anderen Teilnehmenden zu vergleichen. Dadurch erweitert das ENSI seine interne Fachkompetenz.

Ausblick

Als nächster Schritt für das Jahr 2025 wurde das Modell 2 (Abbildung 35), ein rotationssymmetrisches Modell entlang der Lagerkammer, vorgeschlagen. Dann werden zusätzliche Resultate für die Modelle 1.4 (Teilmodelle a bis e) und 3 (Teilmodelle 3.1 bis 3.4) verglichen. Dies gilt für die Ergebnisse der Temperatur, der Aufsättigung und der Ausdehnungen in verschiedenen Punkten. Das NGI wird das ENSI mit den Modellen 1.4 und 3.3 weiter unterstützen. Abhängig vom Fortschritt mit diesen Modellen wird vereinbart, ob zusätzliche Berechnungen für das Modell 2 durchgeführt werden.

1.7.13 Forschung im Rahmen des NEA Clay Club

Projektpartner: Nuclear Energy Agency (NEA)

ENSI-Projektbegleiter: Bastian Graupner

Einleitung

Auf internationaler Ebene befasst sich die Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) mit Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Radioactive Waste Management Committee (RWMC) sind über 20 Länder vertreten, in dem unter anderem generelle Strategiefragen zur Entsorgung der radioaktiven Abfälle behandelt werden. Deren Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case (IGSC) beschäftigt sich mit sicherheitstechnischen Aspekten der geologischen Tiefenlagerung. Sie diskutiert Detailfragen zu technischen und natürlichen Barrieren sowie Methoden für den

Sicherheitsnachweis und verfolgt allgemein den Stand von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet. Eine Untergruppe der IGSC ist die Working Group on Measurements and Physical Understanding of Water Flow through Argillaceous Media, kurz Clay Club genannt. Das ENSI nimmt sowohl im RWMC als auch an beiden internationalen Arbeitsgruppen teil, in denen Aufsichtsbehörden, Endlagerprojektanten und Forschungsinstitutionen aus 17 (IGSC) beziehungsweise elf (Clay Club) Ländern vertreten sind.

Ziel des Clay-Clubs ist es, den internationalen Stand der Forschung in Tongesteinen zu verfolgen, den Kenntnisstand der sicherheitsrelevanten Prozesse und Parameter von Tongesteinen zu erfassen und zu diskutieren. So sollen Lücken erkannt werden, um sie mit gemeinsamen Projekten (Workshops, Expertenberichte, Literaturstudien) zu schliessen. Der Clay Club dient ferner als Plattform zur gegenseitigen Information über den Stand der Endlagerprojekte und der Forschungseinrichtungen (unter anderem Felslabors) in den verschiedenen Ländern. Der Clay Club unterstützt im Rahmen seiner Tätigkeit gezielt Forschungsarbeiten, mit denen offene Fragen zu grundlegenden Aspekten des Sicherheitsnachweises in Tongesteinsformationen angegangen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Der Bericht zum Forschungsprojekt CLAYWAT (Binding state and mobility of WATER in CLAY-rich media) wurde durch die OECD/NEA für die Veröffentlichung vorbereitet und wird voraussichtlich Anfang 2025 publiziert. Damit steht dieser sehr interessante Bericht über die erzielten Ergebnisse, über die letztes Jahr ausführlicher berichtet wurde, zur Verfügung.

Nach langer Vorbereitungszeit ist es ausserdem dieses Jahr gelungen, das neue Forschungsprojekt des Clay Clubs zur Untersuchung von Druckanomalien in Tongesteinen zu starten. In dem Projekt geht es um Druckanomalien in flach (bis zu 1 km Tiefe) gelagerten Ton- und Tongesteinsformationen, die häufig beobachtet werden.

Tiefe Druckanomalien werden allgemein als hydrodynamische Reaktionen auf geologische Prozesse (zum Beispiel grossräumige tektonische Verformungen, die in grösserer Tiefe stattfinden) angesehen, die die Erdkruste beeinflussen und den Porenfluiddruck schneller stören oder erzwingen, als er sich durch Strömung wieder anpassen kann. Da geologische Kräfte in der Regel recht langsam wirken, weisen hydrodynamische Druckabweichungen implizit auf unterirdische Regionen hin, die durch eine geringe Durchlässigkeit ungewöhnlich gut isoliert sind. Es gibt Hinweise darauf, dass dies auch für Druckanomalien in flach gelagerten Ton- und Tongesteinsformationen gilt. So stimmt beispielsweise die Geochemie der Porenflüssigkeit oberflächennaher Formationen mit Druckanomalien sowohl mit einem durch Diffusion dominierten Transport als auch mit einer langen Isolation überein. Darüber hinaus scheinen die gemessenen Eigenschaften von oberflächennahen Formationen mit und ohne Druckanomalien mit hydrodynamischen Reaktionen auf geologische Einflüsse übereinzustimmen. Infolgedessen könnte das Vorhandensein von Druckanomalien in oberflächennahen Tongesteinsformationen als Hinweis auf eine langfristige geologische Isolierung interpretiert werden. Diese Fragestellung soll in dem Forschungsprojekt untersucht werden. Im Oktober fand eine virtuelle Startsituation statt, auf der geklärt wurde, welche Mitgliedsorganisationen des Clay Clubs welche Daten liefern können. Derzeit werden die Daten gesammelt und aufbereitet.

Am 28. November 2024 fand das Jahrestreffen des Clay Clubs statt. Dies war ein halbtägiges Treffen, da es im Zusammenhang mit der Clay Conference in Hannover abgehalten wurde.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Aufgrund der aufwändigen Vertragsverhandlungen mit der OECD/NEA hat der Start des neuen Forschungsprojekts mehrere Jahre gedauert. Durch intensive Gespräche mit der OECD/NEA konnte ein besseres Ver-

ständnis der Ziele des Forschungsprojekts und auch der Anliegen des Clay Clubs erreicht werden. Damit sollten die nächsten Vertragsverhandlungen leichter vonstattengehen. Wie das ClayWat Projekt gezeigt hat und das neue Forschungsprojekt zu den Druckanomalien bald zeigen wird, liefern die Forschungsprojekte des Clay Clubs Ergebnisse, die über die nationalen Forschungsprogramme hinausgehen und den Vergleich zwischen den verschiedenen Tongesteinsformationen erlauben. Damit stellen diese eine wichtige Ergänzung zu den nationalen Forschungsprojekten dar.

Der Clay Club der 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. So unterstützen die Ergebnisse aus ClayWat die Interpretation der Daten der Tiefbohrungen der Nagra. Das Projekt zu den Druckanomalien könnte hilfreiche Argumente für den Sicherheitsnachweis ergeben.

Ausblick

Im Jahr 2025 wird das Projekt zu Druckanomalien in Tongesteinen ein bestimmendes Thema für den Clay Club sein. Der Projektplan sieht überwiegend die Sammlung und Analyse von Daten der Mitgliedsorganisationen und weiterer Forschungsdaten vor. In der Analyse geht es insbesondere darum, wo Anomalien auftreten, welche geologischen Systeme betroffen sind und welche Randbedingungen die Druckentwicklung beeinflusst haben könnten (zum Beispiel Porositätsverlust durch Belastung/Entlastung in Folge der Eiszeiten oder tektonischer Verformungen).

1.7.14 Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel

Projektpartner: Institut für Geologie, Universität Bern

ENSI-Projektbegleiter: Andreas Dehnert
Bericht der Forschenden in Anhang A

Einleitung

Die in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager verbleibenden drei Standortgebiete für geologische Tiefenlager liegen alle in der Nordschweiz und sind teilweise mit Sedimenten der quartären Eiszeiten bedeckt (Preusser et al. 2011). Die hier vorhandenen quartären Deckenschotter sind für das Verständnis der jüngsten Landschaftsentwicklung im nördlichen Alpenvorland von grossem Interesse. Sie wurden zu einer Zeit abgelagert, als die Landschaftsoberfläche wenige hundert Meter höher lag als heute. Seither wurde sie entlang der sich einschneidenden Flusstäler bis auf das heutige Niveau abgetragen, sodass die Erosionsreste heute isolierte hochgelegene Plateaus zwischen den Flusstälern bilden. Mit einer Datierung dieser Sedimente können Rückschlüsse auf die langfristige Abtragung des nördlichen Alpenvorlands gewonnen werden.

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

hier beschriebene Projekt gestartet, mit welchem der morpho- und lithostratigraphische Aufbau und die zeitliche Abfolge der Sedimentkörper am Irchel mit zusätzlichen Geländearbeiten und weiteren Isochron-Burial-Datierungen gezielt untersucht werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Nachdem im Jahr 2023 der Fokus unter anderem auf der Erstellung von Sondiergrabungen und -bohrungen lag, erfolgte im Berichtsjahr eine nicht-invasive Erkundungskampagne mittels verschiedener geophysikalischer Verfahren. Mit den Untersuchungen sollte die Ausdehnung der Hasli-Formation, einem wichtigen Leithorizont auf dem Irchel-Plateau, flächenhaft erfasst werden. Basierend auf den Erfahrungen und Erkenntnissen eines im Sommer 2023 durchgeführten studentischen Feldkurses des Instituts für Geophysik der ETH Zürich wurde von den Forschenden die roXplo-re gmbh mit Feldmessungen beauftragt. Diese führte im Januar, März und April 2024 Messkampagnen mit towed Time-domain-Electro Magnetics (tTEM), geoelektrischer Widerstandstomographie (ERT) sowie S-Wellen-Reflexionsseismik durch. Das tTEM-Verfahren ist ein neues Messverfahren, das 2009 an der Universität Århus in Dänemark entwickelt wurde. Mit der eingesetzten, gezogenen (towed) Geräteanordnung (Abbildung 39) konnte das gesamte Irchel-Plateau aufgenommen werden. Details zum Verfahren können in Neven et al. (2021) nachgelesen werden.

Die ERT-Methode wurde für drei Kurzprofile am Standort der Bohrungen Hochwacht, Wilemerirchel und Irchelboden (Details siehe letztjähriger EFB-Beitrag) sowie über eine knapp 500 m lange Strecke im Bereich Schartenflue/Rüttelbuck eingesetzt. Die ERT ist eine etablierte Methode zur zerstörungsfreien Erkundung des Untergrunds und nutzt die unterschiedlichen elektrischen Leitfähigkeitseigenschaften der verschiedenen Gesteine und Materialien im Untergrund. Mit der ERT-Methode lassen sich elektrisch schlecht leitende Materialien (zum



Abbildung 39:
tTEM-Messungen auf dem Irchel-Plateau. Im Januar 2024 wurden ca. 40 km, also nahezu alle Fahrwege und Rückgassen auf dem Irchel-Plateau, mit dem innovativen Verfahren *towed Timedomain-Electro Magnetics* (geschleppte, zeitbasierte Elektromagnetik) untersucht. Bei diesem geophysikalischen Verfahren wird über ein Spulensystem (Wäschespinnensystem-artige Konstruktion im Bild) ein Magnetfeld im Untergrund erzeugt. Dieses verursacht dort in elektrisch leitfähigen Schichten (beispielsweise wasserführenden Schottern und Sanden) ein sekundäres Magnetfeld, welches wiederum mit einem hochempfindlichen Messgerät an der Oberfläche (grauer Kasten im Hintergrund) empfangen wird. Das Messsystem wurde für die Arbeiten exklusiv von der Entwicklerfirma TEM Company aus Dänemark auf den Irchel gebracht. (Bild: A. Dehnert, ENSI)

Beispiel grobe Schotter) gut identifizieren. Da die zu untersuchende Hasli-Formation typischerweise aus feinkörnigen Sedimenten aufgebaut ist, wird die ERT-Methode im Ausschlussverfahren angewendet. Die Versuche zur Lokalisierung und Kartierung der Hasli-Formation wurden methodisch durch den Einsatz von Scherwellen-Reflexionsseismik abgerundet. Bei der Reflexionsseismik werden Wellen künstlich erzeugt, im vorliegenden Fall mittels Vibrationen, diese laufen durch den Untergrund. An Veränderungen der Beschaffenheit, wie Brüchen oder Materialveränderungen (Lockergestein-Festgestein-Grenze), verändern sich die seismischen Wellen und werden unter anderem an die Oberfläche zurückgeworfen. Dort werden sie von hochempfindlichen, im Boden eingesteckten Mikrofonen, sogenannten Geophonen, aufgezeichnet. Aus dem reflektierten Wellenmuster kann dann, ähnlich wie bei medizinischen Ultraschalluntersuchungen, ein Abbild des Untergrunds erzeugt werden. Im Bereich der Bohrungen Wilemerirchel und Irchelboden wurden Kurzprofile von ca. 100m Länge aufgenommen und weitere 540m im Bereich Scharnflue.

Die ersten Auswertungen der umfangreichen geophysikalischen Datensätze lassen jedoch kaum eindeutige Erkenntnisse in Bezug auf Vorkommen und Verteilung der Hasli-Formation zu. Im direkten Vergleich zwischen den geophysikalischen Aufnahmen in unmittelbarer Nähe der Bohrungen und den erbohrten Sedimenten (siehe unten) zeigt sich, dass sich die vorhandenen Ablagerungen der Hasli-Formation, vermutlich aufgrund ihrer geringen Mächtigkeit bei gleichzeitig relativ grosser Tiefenlage, nicht zweifelsfrei mittels tTEM, ERT und Reflexionsseismik abbilden lassen.

Die im Herbst 2023 gewonnenen Bohrkerne der Lokationen Hochwacht, Wilemerirchel und Irchelboden wurden zu Beginn der Berichtsperiode in den Laboren der Universität Bern geöffnet und die erbohrten Sedimente sowie deren Strukturen detailliert wissenschaftlich beschrieben. Figur 5 im Bericht der Forschenden (siehe Anhang A) vermittelt einen Eindruck, wie sich die angetroffenen Sedimenttypen wie eiszeitliche Schotter, durch Kalkausfällungen verfestigte Kiese und lockere Kiese und Sande sowie der Felsuntergrund aus Molassesandstein darstel-

len. Neben der Möglichkeit, einen direkten Einblick in den geologischen Untergrund zu erhalten, wurden die Bohrungen auch mit dem Ziel erstellt, Probenmaterial für verschiedene Analysen zu gewinnen. So wurden beispielsweise Proben für Geröllanalysen im Hinblick auf Gesteinszusammensetzung (Geröllpetrographie) und Kornform (Geröllmorphometrie) entnommen, aber auch Proben für komplexere Untersuchungen wie die Analyse der enthaltenen Weichtierschalenreste (Molluskenstratigraphie) und die Bestimmung des Ablagerungsalters mittels kosmogener Nuklide.

Für die Molluskenanalyse wurde mit ein externer Spezialist engagiert. Von allen in den Bohrkernen identifizierten, feinkörnigen Schichten wurden im Frühjahr 2024 ca. 2 bis 3 kg für die Analysen entnommen (erfahrungsgemäss finden sich in grobkörnigen Schottern keine oder keine intakten Schalenreste). Verteilt auf die drei Bohrkern und ein neues Profil am Aufschluss Wilemerirchel konnten so 32 Einzelproben gewonnen werden. Der externe Spezialist identifizierte darin die fossilen Überreste von knapp 16'000 Weichtieren (hauptsächlich Schnecken und Muscheln), wobei diese sich auf 93% landlebende und 7% aquatische Tiere aufteilen. Molluskenanalysen der Hasli-Formation sind nicht neu. Dennoch konnten im Probenmaterial sieben für die Hasli-Formation neue Arten nachgewiesen werden. An allen untersuchten Lokalitäten liessen sich für die Hasli-Formation charakteristische Arten zweifelsfrei nachweisen; so auch die entscheidenden biostratigraphischen Markerarten *Clausilia stranzendorfensis* und *Cochlostoma salomoni*. Die charakteristische warmzeitliche Hasli-Formation, wie sie am Aufschluss Steig definiert wurde, konnte demnach auch in den drei neuen Bohrkernen nachgewiesen werden. Die Zusammensetzung der verschiedenen Molluskenarten deutet allgemein auf eine Umwelt zur Ablagerungszeit bestehend aus dichtem Wald mit überwiegend laubabwerfenden, grossen Bäumen und einem reichen Unterwuchs aus hohen Kräutern, Sträuchern, aber auch jungen Bäumen hin.

Durch die 2023 erstellten Bohrungen wurde zusätzliches Material für die Altersbestimmungen mittels kosmogener Nuklide gewonnen. Von den Forschenden konnte im Berichtsjahr die aufwändige Analytik abgeschlossen werden. Insgesamt wurden im Projekt und seinen Vorgängern über 100 Einzelproben an 10 verschiedenen Probenahmeorten auf dem Irchel-Plateau gesammelt. Wo möglich, wurde für eine Altersbestimmung der Hasli-Formation von den Forschenden eine Probe ober- sowie unterhalb der mittels Molluskenanalyse als Hasli-Formation identifizierten Sedimentschichten entnommen. Beim bisher im Projekt verwendeten Datierungsverfahren des Isochron-Burial-datings wird das Ablagerungsalter aus dem $^{26}\text{Al}/^{10}\text{Be}$ -Verhältnis von mehreren Einzelgeröllen bestimmt (Details siehe Akçar et al. 2017). Anders als im Aufschluss steht bei Bohrkernen jedoch nur eine begrenzte Materialmenge zur Verfügung. Den Forschenden war es nicht möglich, die für das Isochron-Burial-Dating-Verfahren nötige Menge an geeigneten Einzelgeröllen aus dem Bohrkernmaterial zu gewinnen. Stattdessen wurde auf sandige Sedimentschichten zur Probenengewinnung zurückgegriffen. Als Folge davon muss das Simple-Burial-Dating- anstelle des Isochron-Burial-Dating-Verfahrens zur Altersberechnung angewandt werden. Das Simple-Burial-Dating-Verfahren setzt ein $^{26}\text{Al}/^{10}\text{Be}$ -Verhältnis von maximal 6,1 voraus (Granger und Muzikar 2001). Für alle neun Einzelproben aus den Bohrkernen resultierten jedoch höhere $^{26}\text{Al}/^{10}\text{Be}$ -Verhältnisse, weshalb die neuen Bohrkernproben nicht für eine Altersbestimmung verwendet werden konnten. Die Ursachen für den gemessenen ^{26}Al -Überschuss bleiben aktuell unklar. Die Altersbestimmungen der ebenfalls im Projekt beprobten natürlichen Aufschlüsse und Sondiergrabungen Wilemerirchel, Scharnflue, Amselboden, Hochwacht und Rüttelbuck konnten hingegen im Berichtsjahr erfolgreich vorgenommen werden. Erste Altersberechnungen, basierend auf dem Isochron-Burial-Dating-Verfahren (Bender et al. 2016; Akçar et al. 2017) sowie dem neueren Verfahren P-PINI (Nørgaard et al. 2023),

lassen auf mehrere Ablagerungsphasen der Höheren Deckenschotter des Irchel-Plateaus zwischen ca. 2.9 und 1.1 Millionen Jahren schliessen. Diese Ergebnisse sind als vorläufig zu bewerten und bedürfen weiterer Detailauswertungen durch die Forschenden (siehe Ausblick).

Seit Spätherbst 2024 erarbeiten die Forschenden eine integrale Rekonstruktion der Entstehungsgeschichte des Irchel-Plateaus auf Basis aller vorliegenden Untersuchungsergebnisse. Das Projektziel, im Dezember 2024 einen Artikel bei einer wissenschaftlichen Fachzeitschrift eingereicht zu haben, wurde nicht erreicht.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Das Prozessverständnis zur Landschaftsentwicklung, insbesondere zur langfristigen Entwicklung der Erosionsbasis, spielt im Hinblick auf die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager eine zentrale Rolle im Standortauswahlverfahren. Für diese Beurteilung müssen langfristige Prognosen zur Erosion erstellt werden. Diese orientieren sich an den Erosionsraten der Vergangenheit, die aus den ermittelten Altern der Schotter abgeleitet werden können. Die erwarteten Ergebnisse werden als essenziell für das qualitative Verständnis sowie die Quantifizierung der quartären Landschaftsdynamik beurteilt. Sie fliessen in die ENSI-Beurteilung der Standortgebiete im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager respektive des Ende 2024 eingeleiteten Rahmenbewilligungsverfahrens für ein geologisches Tiefenlager ein. Durch die Forschungsarbeiten der vergangenen Jahre hat sich gezeigt, dass die langfristige Erosion ein wichtiges Kriterium für die Platzierung des Tiefenlagers für hochaktive Abfälle darstellt. Deshalb sollen die Wissensbasis und die Datengrundlage so weit wie möglich verbessert werden und dem ENSI methodisch eigenständige, von der Nagra unabhängige Beurteilungsgrundlagen zur Verfügung stehen.

Ausblick

Das Forschungsprojekt sollte im Dezember 2024 abgeschlossen werden. Aktuell arbeiten die Forschenden intensiv an den Detailauswertungen der umfassenden Datenbasis. Die Publikation zur Dokumentierung der Projektergebnisse soll im Frühling 2025 bei einer Fachzeitschrift zur Begutachtung eingereicht werden.

Zitierte Literatur

- Akçar N., Ivy-Ochs S., Alfimov V., Schlunegger F., Claude A., Reber R. (2017): Isochron burial dating of glaciofluvial deposits: First results from the Swiss Alps. *Earth Surface Processes and Landforms* 42, 14, 2414–2425.
- Bender, A. M., Amos, C. B., Bierman, P., Rood, D. H., Staisch L., Kelsey H., Sherrod, B. (2016): Differential uplift and incision of the Yakima River terraces, central Washington State. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth* 121, 365–384.
- 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.
- Granger, D. E., Muzikar, P. F. (2001): Dating sediment burial with in situ-produced cosmogenic nuclides: theory, techniques, and limitations. *Earth and Planetary Science Letters* 188, 1–2, 69–281.
- Neven A., Maurya P.K., Christiansen A.V., Renard P. (2021): tTEM20AAR: a benchmark

geophysical data set for unconsolidated fluvioglacial sediments. *Earth System Science Data* 13, 2743–2752.

■ Nørgaard, J., Jansen, J. D., Neuhauser, S., Ruszkiczay-Rüdiger, Z., Knudsen, M. F. (2023): P-PINI: A cosmogenic nuclide burial dating method for landscapes undergoing non-steady erosion. *Quaternary Geochronology* 74, 101420.

■ 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

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

Einleitung

Alle drei in Etappe 3 des Sachplans geologische Tiefenlager verbleibenden Standortgebiete für geologische Tiefenlager befinden sich in der Nordschweiz und sind teilweise mit Sedimenten der quartären Eis- und Warmzeiten bedeckt. Die klassische Aufteilung der quartären Ablagerungen in vier grosse Eiszeiten ist in den letzten Jahrzehnten durch ein differenzierteres Bild von mehr als einem Dutzend Eisvorstössen ersetzt worden (Preusser et al. 2011; Doppler et al. 2011). Während der Vorstösse wurden die Täler im nördlichen Alpenvorland zum Teil mehrfach durch Gletscher ausgeräumt und anschliessend wieder mit Lockersedimenten aufgefüllt. Um die Dynamik der glazialen Erosion verstehen und genauere Erosionsraten bestimmen zu können, müssen die Alter der einzelnen quartären Schichten bekannt sein.

Glaziale Übertiefungen (übertiefte Täler oder Becken, glaziale Tröge, Overdeepened Valleys) finden sich in allen drei Standortgebieten oder angrenzend daran. Glaziale Übertiefungen sind erosiv geschaffene Hohlformen, die bis unter die lokale 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 werden mit Schmelzwasser geflutet und formen Seen, die nach und nach mit Sedimenten aufgefüllt werden. Sofern inzwischen vollständig verfüllt, sind sie in der heutigen Landschaft häufig nicht zu erkennen. Bei erneuten Gletschervorstössen können die Sedimente wieder ausgeräumt werden. Anhand von Befunden aus Bohrungen ist aber bekannt, dass diese Ausräumung nicht immer vollständig ist, das heisst, ältere Sedimente können als Zeugen der früheren Vorstösse erhalten bleiben.

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

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

Das DOVE-Projekt wird von einem internationalen Forschungsteam mit Unterstützung des International Continental Scientific Drill-

ling Program (ICDP; www.icdp-online.org) als Dachorganisation umgesetzt. Das Projekt ist in seiner Multidisziplinarität der Untersuchungsmethoden und seinem länderübergreifenden Untersuchungsgebiet einmalig. Weiterführende Informationen können dem Bericht der Forschenden im Anhang A sowie der Projekt-Website www.dove-icdp.eu entnommen werden.

Projektziele des Berichtsjahres und deren Umsetzung

Tannwald – ICDP No. 5068-1

Bereits im Jahr 2021 wurden 50 Kilometer nordöstlich des Bodensees bei Tannwald nördlich von Bad Waldsee, Deutschland, drei Forschungsbohrungen (eine Kern- und zwei Spülbohrungen) in den westlichen Teil eines circa 250 Meter tiefen glazialen Beckens des Rhein-Gletschers erstellt. Die 168 Meter tiefe Kernbohrung dokumentiert die Sedimentablagerungen von mindestens drei Eisvorstössen des Rheingletschers bis nördlich des Bodensees. In Schuster et al. (2024) werden die Sedimente von den Forschenden als Beckenfüllungen mit anschliessender Entwicklung eines Flussdeltas (Einheit A von ca. 156 bis 72 Meter unter Terrain) beschrieben. Einheit B (ca. 72 bis 39 Meter unter Terrain) stellt einen erneuten Gletschervorstoss dar, wiederum gefolgt von der Entwicklung eines Deltas ähnlich wie in Einheit A. Einheit C (39 bis 0 Meter unter Terrain) deutet auf die Entwicklung einer Schwemmfläche in Gletschnähe hin. Im Berichtsjahr konnte das Ablagerungsalter der Einheit A mittels optisch stimulierter Lumineszenz auf die vorletzte Eiszeit (Marines Isotopenstadium MIS 6; ca. 190'000–130'000 Jahre vor heute), in der Schweiz als Beringen-Eiszeit bezeichnet, eingegrenzt werden.

Die Analyse der Anordnung und Form von Geröllkomponenten im Sediment, dem sogenannten Makrogefüge, kann detaillierte Informationen zu den Ablagerungsbedingungen und -prozessen geben. Beispielsweise können Geröllkomponenten-Untersuchungen von Grundmoränen (subglacial till) Hinweise zur Schüttungsrichtung liefern.

Aus erkennbaren Sedimentverformungen können Rückschlüsse auf das Zusammenwirken von Gletscher und Untergrund gezogen werden. Da die Sedimente in glazialen Übertiefungen nur schwer zugänglich sind, fehlen detaillierte Daten zu deren Makrogefüge. Die Forschenden erzeugten mittels Computertomografie hochauflösende 3D-Bilddaten von ausgewählten Kernabschnitten. Über Unterschiede in der Dichte (spezifisches Raumgewicht) des analysierten Sediments, gelang es, die Geröllkomponenten von der Grundmasse (Matrix) zu unterscheiden. Über modernste Bildauswertungsverfahren mittels neuronaler Netzwerke gelang die automatische Erkennung von unterschiedlichsten Geröllkomponenten in den 3D-Bildern. Die Forschenden hatten daraus die Möglichkeit, Tausende von Klasten innerhalb von Sekunden automatisch zu durchsuchen und dabei Parameter wie Korngrösse und Klastenform zu bestimmen.

Die bereits im Jahr 2023 ausgeführten detaillierten Auswertungen der geophysikalischen Daten der Tannwaldbohrungen (siehe letztjähriger Beitrag) konnten im Berichtsjahr in einem umfangreichen Fachartikel von Beraus et al. (2024) veröffentlicht werden.

Basadingen – ICDP No. 5068-2

Der Kern ICDP No. 5068-2 der 2021 bei Basadingen, zehn Kilometer südöstlich von Schaffhausen erstellten, 253 Meter tiefen Bohrung wurde bereits im Jahr 2022 beprobt und detailliert beschrieben. Diese Arbeiten wurden im Oktober 2023 in einer wissenschaftlichen Fachzeitschrift veröffentlicht (Schaller et al., 2023). Die dortige Rinnenfüllung zeigt einen dreiphasigen Aufbau und besteht im Wesentlichen aus charakteristischen Beckensedimenten, wie Schmelzwassersedimenten, Rutschmassen, Flussablagerungen und Moränenablagerungen. Aus der Abfolge interpretieren die Forschenden eine Ablagerungsgeschichte, die mindestens drei Vereisungsphasen im Raum Basadingen umfasst. Im Berichtsjahr konnte mittels Lumineszenz-Datierungen die Entstehung der unteren ca. 200 Meter

der insgesamt ca. 250 Meter umfassenden Rinnenfüllung auf die vorletzte Eiszeit (MIS 6) eingegrenzt werden.

Eine Dissertation mit Schwerpunkt auf den Sedimenten des Basadingen-Trogs konnte als Teil des DOVE-Projekts Ende 2024 inhaltlich abgeschlossen werden. Die öffentliche Verteidigung der Doktorarbeit an der Universität Bern wird im Februar 2025 erfolgen.

Schäftlarn – ICDP No. 5068-3

Die 2017 erstellte, circa 200 Meter tiefe Bohrung Schäftlarn, etwa 18 Kilometer südlich von München, dokumentiert die Ablagerungen des Isar-Loisach-Gletschers und des sich nach dessen Rückzug ausbildenden Gletschersees. Im Jahr 2024 konnte die sedimentologische Bearbeitung des Bohrkernmaterials abgeschlossen werden. Die Forschenden identifizieren für die Rinnenfüllung bei Schäftlarn eine Dreiteilung: Die untere Einheit (ca. 198 bis 116 Meter unter Terrain) besteht aus Diamiktresten mit sich anschliessenden Sequenzen aus feinkörnigen Seesedimenten und Sandlagen. In den Seesedimenten fanden sich von gekalbtten Eisbergen transportierte Gerölle, sogenannte Dropstones. All dies deutet auf einen Gletschervorstoss mit sich anschliessender Seebildung im Vorfeld und dessen späterer Verlandung. Die darüber liegende mittlere Einheit (ca. 116 bis 6 Meter) umfasst hauptsächlich teilweise grobkörnige Flussablagerungen mit einem zunehmenden Anteil an Silt in der Schottermatrix (vollständig verlandeter See). Die oberste Einheit (ca. 6 bis 0 Meter unter Terrain) besteht aus einem klastischen Diamikt (erneuter Gletschervorstoss). Lumineszenz-Datierungen der Seesedimentabfolge sowie Proben aus dem unteren Teil der Flussablagerungen ordnen die Rinnenfüllung bei Schäftlarn dem MIS 8, also der wahrscheinlich vor-vorletzten Eiszeit vor ca. 300'000–240'000 Jahren zu.

Neusillarsdorf – ICDP No. 5068-4

Die bereits vor dem Projekt erbohrten Sedimente der Neusillarsdorf-Rinne (etwa elf Kilometer nordwestlich von Salzburg in Deutschland) wurden im Jahr 2022 vollstän-

dig neu untersucht. Die Sedimentabfolge ist detailliert in Fiebig et al. (2014) dokumentiert. Im Jahr 2023 wurde der gewonnene, umfangreiche Probensatz in verschiedenen Laboren der Projektmitglieder in Freiburg i. Br. (Deutschland), in Wien (Österreich) und in Bern bearbeitet. Am Neusillarsdorf-Kern wurde die Lumineszenzmethodik, die für alle ICDP-DOVE-Bohrungen zur Anwendung kommt, intensiv getestet und abgestimmt. Diese aufwändigen Untersuchungen wurden im Berichtsjahr in Firla et al. (2024) von den Forschenden veröffentlicht.

Die insgesamt 117 Meter an quartären Sedimenten der Neusillarsdorf-Rinne lassen sich in zwei Haupteinheiten unterteilen: Die untere Einheit (ca. 117 bis 27 Meter unter Terrain) besteht aus Diamiktresten mit sich anschliessenden Sequenzen aus feinkörnigen Seesedimenten mit Dropstones und Sandlagen. Die obere Einheit (ca. 27 bis 0 Meter unter Terrain) besteht im Wesentlichen aus Flussablagerungen in Gletschernähe (sandige Kiese, Silte und Tone sowie in Oberflächennähe zwei klasten- bzw. matrixgestützte Diamikte). Mit dem von den Forschenden entwickelten Verfahren zur Lumineszenz-Datierung von Einzelkörnern (Firla et al., 2024) konnte im Projektjahr die untere Einheit der vorletzten Eiszeit (MIS 6) zugeordnet werden, während die obere Einheit auf die Warmphase des MIS 3 (Gossau-Interstadial; ca. 57'000–29'000 Jahre vor heute) vor der grossen Vergletscherungsphase am Ende der letzten Eiszeit (MIS 2) datiert werden konnte.

Reitern 1 – ICDP No. 5068-5

Ebenfalls schon vor Jahren und ausserhalb des Projekts wurden mit der Bohrung Reitern 1 bei Bad Aussee (Österreich) 900 Meter Sedimente einer vermutlich bis zu 1100 Meter tiefen Rinne erbohrt (van Husen und Mayr 2007). Im Berichtsjahr wurde die Neubeschreibung und -interpretation von den Forschenden abgeschlossen und es wurden drei Einheiten unterschieden: Die unterste Einheit (ca. 880 bis 580 Meter unter Terrain) besteht aus tonigen Silten mit kiesigen Geröllen (Dropstones), welche von turbiditischen Lagen (als Folgen von Trübeströmen)

durchsetzt sind. Diese Einheit wird als See-sedimente im Vorfeld eines sich zurückziehenden Gletschers interpretiert. Die von ca. 580 bis 67 Meter unter Terrain reichende mittlere Einheit besteht aus Silten, Sanden und Schottern. Die Abfolge wird nach oben gröber und als ein in ein Seebecken vorrückendes Flussdelta interpretiert. Mit einem scharfen Übergang (Erosionslücke?) folgt als oberste Einheit von 67 Meter Tiefe bis zur Oberfläche ein matrixgestützter Diamikt, welcher als Grundmoräne (subglazialer Till) interpretiert wird. Lumineszenz-Datierungen zeigen, dass der untere Teil der untersten Einheit während der vorletzten Eiszeit (MIS 6) abgelagert wurde. Der Abschnitt von 400–100 Meter unter Terrain wird dem ersten Gletscherzyklus der letzten Eiszeit (MIS 4; 71'000–57'000 Jahre vor heute) zugeschrieben. Die Forschenden nehmen an, dass damit die oberste Einheit die grosse Vergletscherungsphase am Ende der letzten Eiszeit (MIS 2) widerspiegelt.

Gaisbeuren – ICDP No. 5068-6

Im Jahr 2016 wurde vom Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau Baden-Württemberg (LGRB) das glazial übertiefte Becken bei Gaisbeuren, etwa 14 Kilometer nordöstlich von Ravensburg und 10 Kilometer südlich der Bohrung Tannwald erbohrt. Der resultierende Bohrkern konnte 2023 neu ins Projektportfolio aufgenommen werden, da er bis anhin vom LGRB nicht bearbeitet werden konnte. Die Bohrung Gaisbeuren reicht bis in 144 Meter Tiefe und dokumentiert dabei circa 133 Meter Lockersedimente. Im Jahr 2024 wurde das Bohrkernmaterial mit Fokus auf seine lithologischen und geotechnischen Eigenschaften im Rahmen einer Masterarbeit (Wambicho 2024) analysiert. Die Füllung des Gaisbeurener Beckens besteht grösstenteils aus mehreren Abfolgen aus Diamikten, die sich mit Sand- und Dropstone-Lagen abwechseln. Die Forschenden interpretieren die Füllung als Resultat mehrerer Gletschervorstösse in das Gaisbeurener Becken. Dem Bohrkern wurde Material für Altersbestimmungen mittels optisch stimulierter Lumineszenz entnom-

men. Erste Alterseinschätzungen sind 2025 zu erwarten.

Bewertung der Arbeiten, Nutzung der Ergebnisse durch das ENSI

Die Ermittlung der Art und Weise sowie des Zeitpunkts der Ausräumung der übertiefen Täler ist, zusammen mit der Datierung der Deckenschotter, ein zentrales Thema der Forschung zur Landschaftsentwicklung im frühen und mittleren Pleistozän (Eiszeitalter). Für die Beurteilung der Langzeitsicherheit geologischer Tiefenlager ist die mögliche Tiefenerosion durch Gletscher ein wichtiger Parameter. Wann die zum Teil bis unter Meeresniveau reichenden Übertiefungen im nördlichen Alpenvorland entstanden sind, insbesondere wann und wie oft diese später ausgeräumt und teils weiter vertieft wurden, ist bisher nicht im Detail bekannt. Die anvisierten Ergebnisse des Forschungsprojekts werden vom ENSI als essenziell für das Verständnis der Tiefenerosion von Gletschern, für deren Quantifizierung, sowie für die quartäre Landschaftsdynamik angesehen. Sie fliessen in die Beurteilung des Standortvergleichs im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlager ein. Neben den für das ENSI wichtigen Fragestellungen hat das im Zeitplan liegende Projekt auch einen hohen Stellenwert für die internationale Quartärforschung.

Die erste Phase des DOVE-Projekts untersucht glaziale Übertiefungen auf der Alpen-nordseite. Mit Ausnahme der nachträglich ins Projekt aufgenommenen Gaisbeuren-Bohrung (siehe oben) sind die Arbeiten nahezu abgeschlossen. Aus Sicht des ENSI lässt sich aktuell als Haupterkenntnis festhalten, dass der überwiegende Teil der glazialen Übertiefungen auf der Alpennordseite während der letzten beiden Eiszeiten (MIS 2 und MIS 6) ausgeräumt und wiederverfüllt wurde. Ältere Eisvorstösse scheinen nur lokal (zum Beispiel Schäftlarn) die Erosionsleistung der letzten und insbesondere der vorletzten Eiszeit erreicht zu haben. Daraus lässt sich schlussfolgern, dass die Geschwindigkeit der Landschaftsveränderungen im mittleren Pleistozän bislang unterschätzt wurde.

Ausblick

Bereits vorliegende Daten, Erkenntnisse und Schlussfolgerungen werden fortlaufend für die Veröffentlichung in wissenschaftlichen Fachzeitschriften zusammengestellt und aufbereitet.

Im ersten Quartal 2025 wird die zweite Projektphase, die sich auf glaziale Übertiefungen der Alpensüdseite beschränkt, weiter konkretisiert werden. Zusammen mit den wissenschaftlichen Kollegen und Partnern aus Frankreich, Italien und Slowenien wurden die Lokationen Les Burettes, Penol und Sainte-Hélène-du-Lac (Frankreich), Garda (Italien) und Bovec (Slowenien) ausgewählt. Eine Projektaktualisierung wurde von den DOVE-Verantwortlichen im Januar 2025 dem ICDP-Programm zur Prüfung vorgelegt. Im März 2025 sollen mit einem Treffen aller Projektpartner in Bovec die nächsten operativen Schritte bestimmt werden.

valley (ICDP DOVE): a 252 m long sediment succession from a glacial overdeepening in northwestern Switzerland. *Scientific Drilling* 32, 27–42.

■ Schuster B., Gegg L., Schaller S., Buechi M. W., Tanner D. C., Wielandt-Schuster, U. (2024): Shaped and filled by the Rhine Glacier: the overdeepened Tannwald Basin in southwestern Germany. *Scientific Drilling* 33, 2, 191–206.

■ 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.

■ Wambicho, E. (2024): Geotechnical characterization of glacial sediment profiles: A case study on Gaisbeuren, Southwestern Germany. MSc-Arbeit. Universität Freiburg.

Zitierte Literatur

■ Beraus S., Burschil T., Bunes H., Köhn D., Bohlen T., Gabriel G. (2024): A comprehensive crosshole seismic experiment in glacial sediments at the ICDP DOVE site in the Tannwald Basin. *Scientific Drilling* 33, 2, 237–248.

■ Doppler G., Kroemer E., Rögner K., Wallner J., Jerz H., Grottenthaler W. (2011): Quaternary Stratigraphy of Southern Bavaria. *E&G Quaternary Science Journal* 60, 2/3, 329–365.

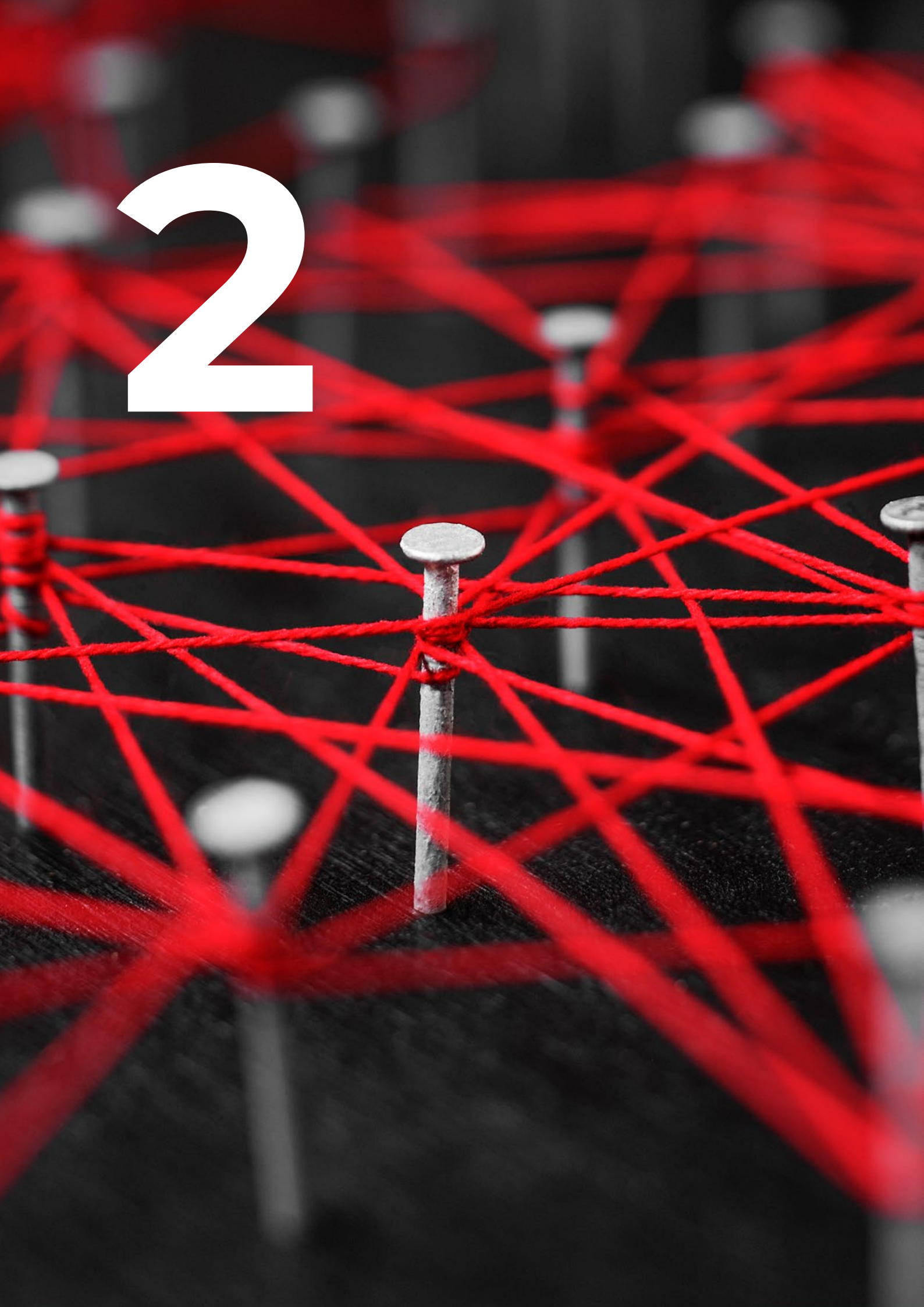
■ Fiebig M., Herbst P., Drescher-Schneider R., Lüthgens C., Lomax J., Doppler G. (2014): Some remarks about a new Last Glacial record from the western Salzach foreland glacier basin (Southern Germany). *Quaternary International* 328–329, 107–119.

■ Firla G., Lüthgens C., Neuhuber S., Schmalfuss C., Kroemer E., Preusser F., Fiebig M. (2024): Analyzing complex single grain feldspar equivalent dose distributions for luminescence dating of glacially derived sediment. *Quaternary Geochronology* 85, 101627.

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

■ Schaller S., Buechi M.W., Schuster B., Anselmetti F.S. (2023): Drilling into a deep buried

2



2. Lehrreiche Vorkommnisse in ausländischen Anlagen

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

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

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

■ Die siebenstufige internationale Ereignisskala INES (International Nuclear and Radiological Event Scale) wurde zur Einstufung jeder Art von radiologischen Ereignissen erstellt und dient als Kommunikationsmittel gegenüber der Öffentlichkeit.

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

Im Kalenderjahr 2024 wurden der IAEA 22 Vorkommnisse der INES-Stufe 0 (Ereignis

ohne oder mit geringer sicherheitstechnischer Bedeutung), 4 Vorkommnisse der INES-Stufe 1 (Anomalie), 10 Vorkommnisse der INES-Stufe 2 (Zwischenfall) und 6 Vorkommnisse der INES-Stufe 3 (ernsthafter Zwischenfall) oder höher gemeldet. Von diesen 22 Vorkommnissen ereigneten sich drei Vorkommnisse (einmal INES 0 und zweimal INES 2) je in einem Kernkraftwerk. Die weiteren der IAEA gemeldeten Vorkommnisse traten in anderen Anlagen, während medizinischer oder industrieller Anwendungen sowie während des Transports radioaktiver Quellen, auf.

Im Jahr 2008 wurde das European Clearinghouse on Nuclear Power Plants Operational Experience Feedback mit Sitz im niederländischen Petten (https://joint-research-centre.ec.europa.eu/scientific-activities-z/clearing-house_en) gegründet. Die Schweiz ist ebenfalls Mitglied. Diese Institution unterstützt ihre Mitglieder bei der Bereitstellung und Umsetzung von Betriebserfahrung auf nationaler Ebene und führt Analysen zu Schwerpunktthemen durch.

Als weitere Informationsquellen dienen periodische Berichte ausländischer Kernanlagen und Aufsichtsbehörden sowie internationale Arbeitsgruppen. Dazu gehören beispielsweise die folgenden Arbeitsgruppen unter dem Dach der NEA (siehe auch Kapitel 3):

- Working Group on Policy and Licensing (WGPL)
- Working Group on Leadership and Safety Culture (WGLSC)
- Working Group on New Technologies (WGNT)
- Working Group on Reactor Oversight (WGRO)
- Working Group on Supply Chain (WGSUP)

Zusätzliche wichtige Hinweise liefern auch die Weiterleitungsnachrichten der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) in Deutschland. Im Jahr 2024 wurden

von der GRS drei Vorkommnisse mit Empfehlungen veröffentlicht. Diese betrafen die Verriegelung einer Hängelasche bei der Abfertigung eines Brennelement-Transportbehälters, eine geringfügige Leckage an der Wandauskleidung eines Beckens infolge einer Beschädigung während Demontagerbeiten und einen Defekt von Dioden.

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

Das ENSI verfolgt kontinuierlich eingehende Meldungen über Vorkommnisse in ausländischen Kernanlagen. Interne Fachspezialistinnen und Fachspezialisten werten diese Meldungen aus. Sofern ein Vorkommnis eine Relevanz für Schweizer Kernanlagen hat, fordert das ENSI die Betreiber der Kernanlagen auf, vertiefte Untersuchungen durchzuführen.

Im Jahr 2024 gab es – wie oben bereits angeführt – weltweit zwei INES-2-Vorkommnis-Meldungen in Kernkraftwerken (KKW). Das erste betrifft den Teilausfall der Nachkühlung in einem britischen KKW. Aus dem Vorkommnis resultieren keine grundsätzlich neuen Erkenntnisse respektive erforderlichen Massnahmen für die Schweizer KKW. Das zweite Vorkommnis in einem tschechischen KKW führte zur Unverfügbarkeit des Reaktorschutzsystems.

2.1 Dukovany (INES 2)

Im tschechischen Kernkraftwerk Dukovany kam es in einem der vier Reaktorblöcke zu einem Vorkommnis der INES-Stufe 2. Im Rahmen von leittechnischen Prüfungen unmittelbar vor dem Abfahren der Anlage traten Probleme mit einem Testgerät auf, die schliesslich zur kurzzeitigen Unverfügbarkeit

der drei Redundanzen des Reaktorschutzsystems führten.

Das Ereignis wurde der INES-Stufe 2 zugeordnet und führte somit gemäss der Ausserbetriebnahmeverordnung (SR 732.114.5) zu einer Übertragbarkeitsprüfung auf die Schweizer Kernkraftwerke. Auf der Grundlage der bislang zur Verfügung stehenden Informationen zu dem Vorkommnis sehen die Betreiber der Schweizer Kernanlagen bislang keine Übertragbarkeit gegeben. Begründet wird dies durch die abweichende Systemarchitektur der in den Schweizer Anlagen eingesetzten digitalen Leittechniksowie der geräteversitären Ausführung wesentlicher Reaktorschutzsignale. Dem ENSI liegen derzeit noch nicht alle Detailangaben zu diesem Vorkommnis vor, um eine abschliessende Bewertung vorzunehmen. Nach derzeitigem Wissensstand geht das ENSI nicht von einer Übertragbarkeit des Vorkommnisses auf Schweizer Kernkraftwerke aus, da sich die entsprechenden Sicherheitssysteme in den Schweizer Kernkraftwerken bezüglich Aufbau und Funktionsweise von dem betroffenen Sicherheitssystem im Kernkraftwerk Dukovany unterscheiden.

2.2 Torness (INES 2)

Dieses Vorkommnis ereignete sich in einem Block des britischen Kernkraftwerks Torness, einem gasgekühlten Reaktor (Advanced Gas-cooled Reactor, AGR). In diesem erfolgt die Nachwärmeabfuhr durch acht Gebläse, welche jeweils durch einen Umformer geregelt werden. Während des Abfahrens des Reaktors wurden die acht Umformer durch das Startsignal angeregt. Zwei davon starteten nicht, zwei weitere fielen unmittelbar danach aus. Der Nachkühlbetrieb der Anlage wurde über sechs Stunden mit vier Gebläsen sichergestellt, bevor zwei der ausgefallenen Gebläse wieder zugeschaltet werden konnten. Im Rahmen der Ursachenklärung des Vorkommnisses wurden defekte elektrische Bauteile innerhalb der Umformer sowie Probleme bei elektrischen Verbindungen erkannt.

Das Ereignis wurde der INES-Stufe 2 zugeordnet und führte somit gemäss der Ausserbetriebnahmeverordnung zu einer Übertragbarkeitsprüfung auf die Schweizer Kernkraftwerke. Die Betreiber legten dar, dass sich die Abfahrkühlsysteme der Leichtwasserreaktoren der in der Schweiz eingesetzten Reaktortypen grundsätzlich konzeptionell von den Systemen gasgekühlter Reaktoren unterscheiden und daher keine Übertragbarkeit des Vorkommnisses gegeben sei. Das ENSI bestätigt die Einschätzung.

3

3. Internationale Zusammenarbeit

Die internationale Zusammenarbeit des ENSI dient der kontinuierlichen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung in der Schweiz und weltweit sowie der Stärkung der nuklearen Aufsicht. Das ENSI setzt sich damit auch auf internationaler Ebene für hohe Sicherheitsstandards ein.

Im Berichtsjahr hat der ENSI-Rat eine neue Strategie Internationales verabschiedet (siehe www.ensi.admin.ch/de/dokumente/strategie-internationales-2024). Die Strategie definiert den Umfang des internationalen Engagements des ENSI, die zu bearbeitenden Themen und die zu erzielende Wirkung. Das Hauptanliegen der internationalen Zusammenarbeit des ENSI besteht in einer ständigen Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie einer Stärkung der Nuklearaufsicht in der Schweiz. Dies wird durch aktive Mitwirkung am internationalen regulatorischen Informations- und Erfahrungsaustausch, durch internationale Überprüfungsmissionen und die Unterstützung anderer Bundesorgane erreicht. Zudem sollen die internationalen Tätigkeiten des ENSI auf die kontinuierliche Verbesserung der nuklearen Sicherheit und Sicherung sowie die Stärkung und Unabhängigkeit der nuklearen Aufsicht auf globaler Ebene einwirken. Das ENSI positioniert sich dabei als zuverlässiger, kompetenter und richtungsweisender Akteur.

Bei der International Atomic Energy Agency (IAEA) der Vereinten Nationen (UN) und der Nuclear Energy Agency (NEA) der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD) arbeitet das ENSI in rund 50 Komitees und Arbeitsgruppen mit. Zählt man die internationalen Behördenorganisationen, die bilateralen Kommissionen mit den Nachbarländern, die Mitgliedschaft in internationalen Fachverbänden und die EU-Institutionen hinzu, in denen das ENSI Beobachterstatus hat, sind es über 70 Gremien, in denen Mitarbeitende des ENSI permanent Einsitz haben (siehe Anhang B). Zudem nehmen ENSI-Expertin-

nen und -Experten an internationalen Symposien teil und empfangen am ENSI-Sitz in Brugg Delegationen ausländischer Behörden und Organisationen. Für verschiedene Gremien führt das ENSI periodisch auch Veranstaltungen in der Schweiz durch.

Die Zusammenarbeit mit internationalen Organisationen stützt sich auf die Artikel 87 und 104 des Kernenergiegesetzes (KEG) und Artikel 2 Absatz 2 des ENSI-Gesetzes (ENSIG). Die bilaterale und multilaterale Zusammenarbeit ist in Staatsverträgen geregelt (SR 0.732).

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

- Übereinkommen über nukleare Sicherheit (Convention on Nuclear Safety),
- Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention on the Safety of Spent Fuel Management and on the Safety of Radioactive Waste Management),
- OSPAR-Übereinkommen über den Schutz der Meeresumwelt des Nordost-Atlantiks,
- das geänderte Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial (Convention on the Physical Protection of Nuclear Materials and its 2005 Amendment),
- Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Espoo-Konvention),
- 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 Jahr 2024 war weiterhin geprägt von Diskussionen über die Situation in der Ukraine

und den dortigen Kernkraftwerken. Konkret ging es um die Sicherheit und Sicherung der Kernkraftwerke sowie um die Unterstützung, den Austausch und den Erkenntnisgewinn für die Zukunft. Darüber hinaus nahmen auf internationaler Ebene Diskussionen über die Entwicklung neuer Reaktortechnologien und die Fortschritte beim Bau von geologischen Tiefenlager einen breiten Raum ein. Ein Schwerpunkt des Jahres 2024 war für das ENSI die Präsidentschaft der Commission on Safety Standards der IAEA. Nachfolgend sind die für die Aufsichtstätigkeit wichtigsten internationalen Aktivitäten des ENSI im Berichtsjahr 2024 zusammengefasst.

3.1 Internationale Übereinkommen

Internationale Übereinkommen sind völkerrechtliche Verträge, das heisst Willensübereinstimmungen zwischen mehreren Staaten, in denen sich diese zu einem bestimmten Verhalten verpflichten. Die Schweiz hat verschiedene internationale Übereinkommen unterzeichnet und das ENSI engagiert sich laufend in den entsprechenden Gremien.

3.1.1 Übereinkommen über nukleare Sicherheit (CNS)

Das internationale Übereinkommen über nukleare Sicherheit CNS (Convention on Nuclear Safety) hat zum Ziel, weltweit einen hohen Standard an nuklearer Sicherheit zu erreichen und aufrechtzuerhalten. In Kernkraftwerken sollen wirksame Vorkehrungen gegen mögliche radiologische Gefahren getroffen werden, um Mensch und Umwelt vor den schädlichen Auswirkungen der Radioaktivität zu schützen. Die Schweiz hat das Übereinkommen im Oktober 1995 unterzeichnet und im September 1996 ratifiziert. Die heute 96 Vertragsparteien haben sich verpflichtet, die Grundsätze der Konvention umzusetzen und alle drei Jahre einen Staatenbericht zu erstellen. Die Berichte werden im Rahmen einer Konferenz bei der IAEA in Wien überprüft.

Im Frühherbst 2024 fand die dritte ausserordentliche CNS-Sitzung statt. Während des Treffens konnten Massnahmen verabschiedet werden, die dazu dienen, den

Review-Prozess schlanker und effizienter zu gestalten. Das Treffen unterstrich erneut die Bedeutung gemeinsamer globaler Anstrengungen zur Aufrechterhaltung und Weiterentwicklung der Standards für nukleare Sicherheit und spiegelte sowohl technische Verbesserungen als auch die breiteren geopolitischen Herausforderungen wider. Das ENSI hat sich aktiv an den Verhandlungen beteiligt und wird eine Funktionsträgerin an der 10. Überprüfungskonferenz im Jahr 2026 stellen.

3.1.2 Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle (Joint Convention)

Ziel des internationalen Übereinkommens Joint Convention ist es, in den Vertragsstaaten ein hohes Mass an nuklearer Sicherheit bei der Behandlung und Lagerung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle zu erreichen und aufrechtzuerhalten. Die Schweiz hat das Übereinkommen 1997 unterzeichnet und 1999 ratifiziert. Wie bei der CNS sind die 90 Vertragsparteien verpflichtet, die Grundsätze des Übereinkommens umzusetzen und alle drei Jahre einen Länderbericht zu erstellen.

Der ehemalige ENSI-Direktor Hans Wanner war von 2020 bis April 2024 Präsident der Joint Convention. Das ENSI war massgeblich an der Vorbereitung, Organisation und Durchführung der Veranstaltungen beteiligt. Mit ihrem Vorsitz hat die Schweiz dazu beigetragen, dass die Diskussionen konstruktiv und offen geführt worden sind.

Die Schweiz hatte den Vorsitz inne für die fünfte ausserordentliche Sitzung der Joint Convention vom 25. bis 28. März 2024. Im Mittelpunkt des Treffens stand die Förderung der Einhaltung und wirksamen Umsetzung des Übereinkommens, das einen Rahmen für die sichere Entsorgung abgebrannter Brennelemente und radioaktiver Abfälle bietet. Die Vertragsparteien konnten verbesserte Richtlinien zur Identifizierung und zum Austausch von «Good Practices» zwischen den Mitgliedstaaten verabschieden. Das

ENSI wird an der bevorstehenden 8. Überprüfungskonferenz im März 2025 ebenfalls teilnehmen und eine Funktionsträgerin stellen. Die Präsidentschaft von Hans Wanner endete mit dem Organizational-Meeting im April 2024.

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

Das OSPAR-Übereinkommen – benannt nach den beiden Vorläuferverträgen, der Oslo-Konvention (OSCOM) von 1972 und der Paris-Konvention (PARCOM) von 1974 – wurde 1992 in Paris abgeschlossen und trat am 25. März 1998 nach Ratifizierung durch alle Mitgliedsländer in Kraft. Die Vertragsparteien Schweiz, Belgien, Dänemark, Deutschland, Finnland, Frankreich, Grossbritannien, Irland, Island, Luxemburg, Niederlande, Norwegen, Portugal, Spanien, Schweden und die Europäische Union verpflichten sich, die durch menschliche Aktivitäten verursachte Meeresverschmutzung zu bekämpfen. Die Konvention verbietet beispielsweise das Versenken von Abfällen und das Verbrennen von Abfällen auf See. Das ENSI vertritt die Schweiz im Radioactive Substances Committee (RSC) von OSPAR. Es befasst sich mit der Einleitung von Radioaktivität in die Nordsee und den Nordostatlantik. Ziel von OSPAR im Bereich radioaktiver Stoffe ist es, die künstliche Einleitung von Radioaktivität weiter zu reduzieren und, so weit wie technisch möglich, zu minimieren. Zuletzt wurde auf dem Ministertreffen 2021 eine neue Umweltstrategie für den Nordatlantik 2030 verabschiedet. Das darin formulierte dritte strategische Ziel befasst sich konkret damit, die Verschmutzung der Meeresumwelt durch radioaktive Stoffe zu vermeiden.

OSPAR hat 2023 seinen letzten Bericht zur Bewertung des Qualitätszustands des Nordostatlantiks im Rahmen eines Quality Status Reports publiziert. Im Berichtsjahr tagte das Radioactive Substances Committee der OSPAR-Konvention, um unter anderem die periodisch erstellten Länderberichte zur Implementierung der OSPAR-Empfehlung sowie die Berichte zu den von

Vertragspartnern jährlich eingereichten Daten bezüglich flüssiger Abgaben und Konzentrationen von Radionukliden im Meereswasser zu bewerten.

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

Das Übereinkommen über den physischen Schutz von Kernmaterial und Kernanlagen (CPPNM) wurde 1979 insbesondere zum Schutz von friedlich genutztem Kernmaterial während des internationalen Transports abgeschlossen. Die Schweiz hat das Übereinkommen 1987 ratifiziert. Das Übereinkommen und sein Zusatzprotokoll (A/CPPNM) vom 8. Mai 2016, dienen der Stärkung des internationalen Rechtsrahmens zum Schutz von Kernanlagen vor terroristischen Anschlägen und zur Bekämpfung des Schmuggels von Kernmaterial. Nach dem A/CPPNM sind alle Unterzeichnerstaaten verpflichtet, ihre Kernanlagen und den innerstaatlichen Transport von Kernmaterial für friedliche Zwecke entsprechend den Vorgaben des Übereinkommens zu schützen. Im Berichtsjahr fanden keine Aktivitäten in diesem Rahmen statt.

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

Das Übereinkommen über die Umweltverträglichkeitsprüfung im grenzüberschreitenden Rahmen (Espoo-Konvention) wurde am 25. Februar 1991 in Espoo (Finnland) unterzeichnet. Für die Schweiz ist die Espoo-Konvention seit dem 10. September 1997 in Kraft. Alle Nachbarstaaten der Schweiz sind der Espoo-Konvention beigetreten.

Die Espoo-Konvention verpflichtet die Ursprungspartei (Staat, in dem ein Vorhaben geplant wird), die Umweltauswirkungen eines Vorhabens auf den Nachbarstaat (betroffene Partei) zu prüfen. Darüber hinaus sieht die Konvention vor, dass die Ursprungspartei die betroffene Partei über alle Vorhaben informiert, die erhebliche nachteilige grenzüberschreitende Umweltauswirkun-

gen haben können. Sie gibt der betroffenen Vertragspartei die Möglichkeit, sich am Verfahren der Umweltverträglichkeitsprüfung (UVP) zu beteiligen. Darüber hinaus räumt die Espoo-Konvention der Öffentlichkeit der betroffenen Vertragspartei die Möglichkeit ein, im Rahmen der UVP zum Vorhaben Stellung zu nehmen. Schliesslich sieht die Espoo-Konvention vor, dass die Ursprungspartei bei ihrer Entscheidung auch die Ergebnisse der Konsultationen im Nachbarstaat beziehungsweise in den Nachbarstaaten (betroffene Parteien) berücksichtigt.

3.2 Multilaterale Zusammenarbeit

Auch im Bereich der nuklearen Sicherheit und Sicherung ist ein koordiniertes Vorgehen notwendig, um Probleme anzugehen und gemeinsame Lösungen zu finden. Die Schweiz, vertreten durch das ENSI, ist diesbezüglich in verschiedenen multilateralen Organisationen aktiv.

3.2.1 Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA)

Die Internationale Atomenergie-Agentur (IAEA) mit Sitz in Wien fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Sie wurde 1957 als Atoms for Peace-Organisation der Vereinten Nationen gegründet und hat heute 180 Mitgliedstaaten. Schwerpunkte ihrer Arbeit sind die nukleare Sicherheit sowie die Sicherung und Kontrolle von spaltbarem Kernmaterial. Darüber hinaus fördert die IAEA Forschung und Technologie für die Anwendung ionisierender Strahlung in der Medizin, der Lebensmittelsicherheit, der Landwirtschaft und der Umweltüberwachung. Oberstes Organ der IAEA ist die Generalkonferenz der Mitgliedstaaten, die in der Regel einmal jährlich tagt. Das ENSI ist in zahlreichen Kommissionen und Arbeitsgruppen der IAEA vertreten (siehe Anhang B). Das andere politische Entscheidungsgremium ist der Gouverneursrat, der aus 35 Mitgliedern besteht. Der Gouverneursrat tagt fünfmal pro Jahr und ist hauptsächlich für die inhaltliche Politikgestaltung der IAEA zuständig. Im September 2020 wurde die Schweiz für

die Amtsperiode 2020 bis 2023 in den Rat gewählt.

Die 68. Generalkonferenz fand im September 2024 in Wien statt. Unter dem Motto «Nachhaltigkeit und Sicherheit für eine bessere Zukunft» versammelten sich in diesem Jahr mehr als 150 Mitgliedsstaaten, um über die aktuellen Herausforderungen und zukünftigen Perspektiven der Kernenergie zu diskutieren. Neben der Verabschiedung des Budgets für das kommende Jahr wurden Resolutionen zu den Arbeitsbereichen der IAEA verabschiedet. Ein zentrales Thema der IAEA-Konferenz war die Rolle der Kernenergie im globalen Energiemix. Ein weiteres wichtiges Thema war die Verbesserung der nuklearen Sicherheit und der Schutz vor nuklearen Bedrohungen. Die IAEA betonte die Notwendigkeit, internationale Standards und die nukleare Sicherheit zu stärken, um Risiken zu minimieren und eine friedliche Nutzung der Kernenergie zu gewährleisten, dies vor allem auch im Hinblick auf die aktuelle Lage in der Ukraine. Vor diesem Hintergrund hat das ENSI die Wichtigkeit der nuklearen Sicherheit hervorgehoben, unabhängig von der verwendeten Technologie. Neben den offiziellen Plenardiskussionen und Side-Events der Konferenz tauschte sich die Schweizer Delegation auch in bilateralen Gesprächen aus. Im Berichtsjahr gab es einen Austausch mit den Aufsichtsbehörden der Niederlande, Finnlands, Frankreichs, Dänemarks, Deutschlands, Spaniens, Belgiens, der Vereinigten Staaten und Chinas. Zudem fanden Treffen mit der stellvertretenden IAEA-Generaldirektorin Lydie Evrard und Vertretern der Europäischen Kommission statt. Dabei ging es unter anderem um den Erfahrungsaustausch in den Bereichen geologische Tiefenlager und Langzeitbetrieb von Kernkraftwerken.

3.2.1.1 IAEA-Sicherheitsstandards

Das Sicherheitsniveau kerntechnischer Anlagen soll weltweit ein vergleichbares Niveau haben. Das international geforderte Niveau wird von der IAEA erarbeitet und in den Sicherheitsstandards festgelegt (www.iaea.org/resources/safety-standards). Sie spiegeln



Abbildung 1:
Die Schweiz nahm wie üblich aktiv an der jährlichen Generalkonferenz der IAEA teil. (Bild: Dean Calma, IAEA)

den Stand von Wissenschaft und Technik wider und werden aktualisiert, wenn neue Erkenntnisse aus Betriebserfahrung oder Forschung vorliegen. Die Sicherheitsstandards umfassen alle Bereiche der Reaktorsicherheit, des Strahlenschutzes, des Transports nuklearer Güter und der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie sind in drei Stufen gegliedert:

■ In den 2006 veröffentlichten **Fundamental Safety Principles** werden zehn Grundprinzipien der nuklearen Sicherheit als Voraussetzung für das übergeordnete Ziel «Schutz von Mensch und Umwelt vor den schädlichen Wirkungen ionisierender Strahlung» dargelegt.

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

■ Die **Safety Guides** wiederum konkretisieren die Safety Requirements und schlagen Massnahmen und Vorgehensweisen vor, mit denen die Safety Requirements erfüllt werden können. Die Empfehlungen in den Safety Guides sind als Sollten-Bestimmungen formuliert.

Die Safety Principles und Requirements werden vom IAEA-Gouverneursrat und die Safety Guides vom IAEA-Generaldirektor verabschiedet. Für die ständige Weiterent-

wicklung der Safety-Standards ist die Commission on Safety Standards (CSS) zuständig. Die Schweiz ist durch Rosa Sardella, Leiterin des Bereichs Strahlenschutz des ENSI, in den Gremien der CSS vertreten. Im Jahr 2023 wurde ENSI-Direktor Marc Kenzelmann anlässlich eines Treffens mit IAEA-Generaldirektor Rafael Mariano Grossi zum neuen Präsidenten des CSS der IAEA für die Amtsperiode 2024 bis 2027 ernannt. Die CSS wird alle vier Jahre neu zusammengesetzt und erhält einen neuen Präsidenten. Hauptaufgabe des Gremiums ist die Erarbeitung und Aktualisierung von Sicherheitsstandards für die nukleare und radiologische Sicherheit auf der Basis neuester Erkenntnisse von Wissenschaft und Technik. In Fragen zur nuklearen Sicherheit nimmt die CSS ausserdem eine beratende Rolle gegenüber dem IAEA-Generaldirektor ein.

Die erarbeiteten Safety Standards werden vor ihrer Veröffentlichung einer Vernehmlassung in den Mitgliedsländern unterzogen. Hier hat die Schweiz nochmals die Möglichkeit, Änderungswünsche einzubringen. Die Anforderungen berücksichtigen auch die Lehren aus der Reaktorkatastrophe von Fukushima-Daiichi. Das Sicherheitsniveau der Kernanlagen soll auch im Bereich der Sicherung weltweit auf einem vergleichbar hohen Niveau sein. Im Bereich Sicherung gibt es die IAEA Nuclear Security Series, eine Reihe von Publikationen in vier Kategorien: die Nuclear Security Fundamentals, die Re-

commendations, die Implementing Guides und die Technical Guidance. Das Nuclear Security Guidance Committee (NSGC), in dem auch das ENSI vertreten ist, ist für die Herausgabe und Überprüfung aller Publikationen der Nuclear Security Series verantwortlich.

3.2.1.2 Integrated Regulatory Review Service (IRRS)

Auf Anfrage eines Landes überprüft die IAEA mit einem internationalen Expertenteam, ob dessen Nuklearaufsicht ihren Vorgaben entspricht. Insgesamt wurden weltweit bereits über 140 Missionen des Integrated Regulatory Review Service (IRRS) durchgeführt. Die Schweiz hat diese internationale Überprüfung in Artikel 2 Absatz 3 der ENSI-Verordnung gesetzlich verankert: «Es [das ENSI] lässt sich periodisch durch externe Expertinnen und Experten überprüfen, ob es die Anforderungen der IAEA erfüllt.»

IRRS-Missionen dienen der Stärkung der behördlichen Aufsicht und der staatlichen Infrastruktur für die nukleare Sicherheit. Auf der Grundlage von Unterlagen, Beobachtungen und Gesprächen mit den Behörden erstellt das Expertenteam – erfahrene Vertreterinnen und Vertreter der Aufsichtsbehörden der IAEA-Mitgliedstaaten – einen Bericht, in dem Verbesserungsmöglichkeiten, aber auch gute Praktiken aufgezeigt werden. Weniger als vier Jahre nach einer IRRS-Mission wird im Rahmen einer Folgemission überprüft, inwieweit das überprüfte Land die Empfehlungen des Expertenteams umgesetzt hat.

Die Schweiz war die erste westliche Aufsichtsbehörde, die bereits 1998 überprüft wurde. Die Empfehlungen dieser Überprüfung und der Folgemission von 2003 haben massgeblich dazu beigetragen, dass das ENSI heute eine unabhängige öffentlich-rechtliche Anstalt des Bundes ist und nach einem integrierten Aufsichtskonzept arbeitet. Im November 2011 wurde die Schweiz erneut überprüft und im April 2015 fand die Folgemission statt. Die letzte ganzheitliche IRRS-Überprüfungsmission in der Schweiz war im Oktober 2021.

Das ENSI beteiligt sich selbst aktiv am IRRS-Programm der IAEA und stellte bisher Experten und Expertinnen für mehr als 20 Überprüfungsmissionen in anderen Staaten zur Verfügung. Mehrere Missionen wurden von Vertreterinnen oder Vertretern des ENSI geleitet. Die Erfahrungen zeigen, dass durch die Teilnahme an internationalen Expertenüberprüfungen auch wertvolle Erkenntnisse für die Aufsicht in der Schweiz gewonnen werden. Im Berichtsjahr haben ENSI-Expertinnen und -Experten an IRRS-Missionen in Bulgarien teilgenommen.

3.2.1.3 Integrated Physical Protection Advisory Service (IPPAS)

IPPAS-Missionen (Integrated Physical Protection Advisory Service) der IAEA sind spezifisch auf die Bedürfnisse der nuklearen Sicherung ausgerichtet und umfassen von der gesetzlichen Grundlage bis zur effektiven Massnahme vor Ort alle Ebenen. Grundsätzlich werden bei einer IPPAS-Mission die existierenden Regelungen und Praktiken eines Staates mit den relevanten internationalen Instrumenten und Veröffentlichungen der IAEA zur nuklearen Sicherung verglichen. Insbesondere werden die existierenden Regelungen und Praktiken eines Staates dem A/CPPNM sowie der sogenannten Nuclear Security Series (NSS) gegenübergestellt. Die NSS bietet internationale Konsensleitlinien zu allen Aspekten der nuklearen Sicherung.

Seit dem Bestehen des Programms (1996) wurden in mehr als 60 Ländern insgesamt über 100 Missionen durchgeführt. Eine IPPAS-Mission findet auf Anfrage eines Mitgliedstaates statt. Die IPPAS-Missionen bestehen aus dem verbindlichen allgemeinen Teil Review of Nuclear Security Regime for nuclear material and nuclear facilities und fünf wählbaren Themen-Modulen:

1. Nuclear Facility Review
2. Transport Review
3. Security of Radioactive Material
4. Computer Security Review
5. Nuclear Material Accounting and Control

Im Jahr 2023 fand in der Schweiz eine IPPAS-Follow-up-Mission statt, die in Zusammenarbeit mit dem Bundesamt für Gesundheit (BAG) und dem Bundesamt für Energie (BFE) organisiert wurde. Zusätzlich wurde in der IPPAS-Mission 2023 der Schutz von radioaktivem Material betrachtet. Sowohl bei der IPPAS-Mission im Jahr 2018 als auch bei der Nachfolgemission im Jahr 2023 kamen die Experten und Expertinnen zum Schluss, dass sich die nukleare Sicherung in der Schweiz auf einem guten Niveau befindet. Im Rahmen des Follow-up wurden neue Empfehlungen, Anregungen und gute Praxis festgestellt. Massnahmenumsetzungspläne wurden im Berichtsjahr bei den jeweiligen zuständigen Behörden erarbeitet und befinden sich nun in der Umsetzung. Das ENSI hat seinerseits im Berichtsjahr als Experte an einer IPPAS Mission in den USA teilgenommen.

3.2.1.4 IAEA-Datenbanken

Im Bereich der Kernenergie unterhält die IAEA mehr als 20 Datenbanken über Kernkraftwerke, den Brennstoffkreislauf, die Behandlung radioaktiver Abfälle und andere Themen. Die meisten dieser Datenbanken sind öffentlich zugänglich. Das ENSI arbeitet an zwei für die Schweiz wichtigen Datenbanken mit. Dies sind das Power Reactor Information System (PRIS) und das International Nuclear Information System (INIS).

PRIS besteht seit mehr als 50 Jahren und ist als Informationsquelle für Kernkraftwerke einzigartig. Die Basisdaten über die Kernkraftwerke der Welt werden von diversen Organisationen genutzt, darunter die IAEA, die OECD, die Europäische Kommission, das World Energy Council, das International Centre for Theoretical Physics (ICTP), die European Association for Power and Heat Generation, die World Nuclear Association und die World Association of Nuclear Operators. Die IAEA verwendet die Datensätze von PRIS für die jährlichen Veröffentlichungen «Nuclear Power Reactors in the World», «Country Nuclear Power Profiles» und «Operating Experience with Nuclear Power Stations in Member States».

Die Datenbank für Kernenergieliteratur (International Nuclear Information System, INIS) wurde 1970 durch die Zusammenführung bereits bestehender Literatursammlungen (Nuclear Science Abstracts) einzelner Staaten, vor allem der USA, der ehemaligen Sowjetunion und des Vereinigten Königreichs, geschaffen. Seitdem wurde die Datenbank ständig erweitert und funktional verbessert, zum Beispiel durch Schlagwörter, Mikrofilmversion, ab 1992 durch elektronische Verfügbarkeit zunächst durch CD-Versand, später über das Internet. INIS ist frei unter www.iaea.org/resources/databases/inis zugänglich.

3.2.2 Kernenergieagentur NEA der OECD

Die Nuclear Energy Agency (NEA) fördert die sichere und friedliche Nutzung der Kernenergie. Die NEA mit Sitz bei Paris unterstützt ihre 33 Mitgliedsländer bei der Weiterentwicklung der technischen, wissenschaftlichen und rechtlichen Grundlagen. Sie fördert das gemeinsame Verständnis von Schlüsselfragen der nuklearen Sicherheit und erarbeitet Stellungnahmen, die den Mitgliedsstaaten als Entscheidungsgrundlage dienen. Die Kernkompetenzen der NEA liegen in den Bereichen Reaktorsicherheit, Aufsicht über kerntechnische Anlagen, Entsorgung radioaktiver Abfälle, Strahlenschutz, wirtschaftliche und technische Analysen des Brennstoffkreislaufs, Kernenergierecht und Haftung, wirtschaftliche und gesellschaftliche Fragen sowie Information der Öffentlichkeit. Die NEA fördert eine Vielzahl von Forschungsprojekten auf diesen Gebieten.

Im Bereich der nuklearen Sicherheit sind zwei Kommissionen tätig. Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) befasst sich hauptsächlich mit Fragen der nuklearen Aufsicht und das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) mit Forschungsthemen im Bereich der Sicherheit von Kernanlagen. Beide Kommissionen verfügen über eine Reihe von ständigen Arbeitsgruppen und Sondergruppen, die ad hoc zur Bearbeitung aktueller Themen eingesetzt werden. Im Bereich Strahlenschutz ist dies das Committee on Radiation Protection and Pu-

blic Health (CRPPH), im Bereich Stilllegung und Altlastenmanagement das Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM) und im Bereich Entsorgung das Radioactive Waste Management Committee (RWMC). Wissenschaftliche Datenbanken unterstützen die Aktivitäten. Die gesamte Organisation wird vom Steering Committee for Nuclear Energy geleitet und überwacht.

3.2.2.1 Steering Committee for Nuclear Energy

Das ENSI vertritt die Schweiz zusammen mit dem Bundesamt für Energie im Steering Committee. Das Steering Committee überwacht die Arbeit der Kommissionen, erstellt die Strategie und genehmigt die Zweijahres-Arbeitspläne sowie das Budget der NEA. In der jährlichen Sitzung des Steering Committee wurde intensiv über das Budget diskutiert und eine Policy Debate zum Thema «Nuclear innovation and newly emerging disruptive technologies» geführt.

3.2.2.2 Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA)

Das Committee on Nuclear Regulatory Activities (CNRA) ist ein Forum für Vertreterinnen und Vertreter der Nuklearaufsichtsbehörden. Es tagt zweimal jährlich und diskutiert aktuelle Fragen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen. Daraus leitet der Ausschuss Themen ab, die in Arbeitsgruppen vertieft werden. An der Welt-Klimakonferenz COP28 hatten zahlreiche Staaten gemeinsam eine Erklärung abgegeben, die weltweite Kapazität der Kernenergie bis 2050 verdreifachen zu wollen. Das CNRA veröffentlichte 2024 eine Botschaft, welche die Anliegen der Aufsichtsbehörden der NEA-Mitgliedsländer zu diesem Vorhaben ausdrückt.

Seit Januar 2023 ist eine neue Struktur der Arbeitsgruppen in Kraft. Dementsprechend sind folgende fünf Arbeitsgruppen tätig, in denen auch das ENSI vertreten ist:

■ Die Working Group on Policy and Licensing (WGPL) konzentriert sich auf politische und bewilligungsrechtliche Fragen. Es ist ein Gremium für den Erfahrungsaustausch bei

der Entscheidungsfindung im Rahmen von Richtlinien, Genehmigungen und Zulassungen. Zur Erfüllung dieser Aufgabe sammelt und analysiert die WGLP Informationen, um anwendbare Methoden und Werkzeuge zu entwickeln.

■ Die Working Group on New Technologies konzentriert sich auf neue Reaktoren und innovative Konzepte zur Unterstützung der bestehenden Flotte. Darüber hinaus sollen Informationen über das Vorgehen der einzelnen Mitgliedsstaaten bei der Definition von Sicherheitsnachweisen für neue Reaktorkonzepte, sogenannte Advanced Reactors, zusammengetragen werden. Ziel ist es, ein aus regulatorischer Sicht vollständiges Anforderungsspektrum für Sicherheitsnachweise und Werkstoffe für neue Reaktorkonzepte zu erarbeiten, unter anderem auch für nicht-leichtwassergeführte Reaktoren.

■ Die Working Group on Supply Chain hat die Aufgabe, sich mit Fragen der Versorgungskette zu befassen, mit denen die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke und die neu geplanten Leistungsreaktoren konfrontiert sind.

Die Working Group on Reactor Oversight konzentriert sich auf die Identifizierung und den Austausch von Best Practices im Bereich der behördlichen Inspektion und Aufsicht. Dies soll zum sicheren Betrieb von Kernkraftwerken im Alltag beitragen.

■ Die Aufgabe der Working Group on Leadership and Safety Culture besteht darin, verschiedene praktische Ansätze zur Entwicklung und Aufrechterhaltung einer effektiven Führung und einer gesunden Sicherheitskultur zu diskutieren. Die zu erarbeitenden Aufgaben sind der Einfluss der Aufsichtsbehörden auf die von ihnen beaufsichtigten Organisationen (und umgekehrt) aus der Sicht der Sicherheitskultur und der Führung. Darüber hinaus werden die Themen Vertrauen und Sicherheitskultur vertieft.

3.2.2.3 Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)

Das Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI) befasst sich mit den sicherheitstechnischen Aspekten der Auslegung,

des Baus, des Betriebs und der Stilllegung kerntechnischer Anlagen. Ziel ist es, die Mitgliedstaaten dabei zu unterstützen, die technische und wissenschaftliche Kompetenz zur Beurteilung der Sicherheit von Kernanlagen aufrechtzuerhalten und weiterzuentwickeln. Das CSNI verfolgt den Stand von Wissenschaft und Technik und berichtet darüber. Es fördert die Koordinierung von Forschungs- und Entwicklungsprojekten in den Mitgliedstaaten und initiiert eigene Programme in Bereichen von gemeinsamem Interesse. Die CSNI trifft sich zweimal jährlich, um aktuelle Themen der nuklearen Sicherheit und Forschung zu diskutieren, laufende Projekte zu besprechen und neue Projekte zu beschliessen. Im Jahr 2024 begann eine temporäre Arbeitsgruppe mit der Erstellung der NEA High Level Nuclear Safety Research Roadmap. Hintergrund dieser Initiative ist die Entwicklung einer langfristigen Perspektive für die Forschung zur Reaktorsicherheit mit dem Ziel, die dafür nötige Infrastruktur zu erhalten.

Dem CSNI sind folgende ständigen Arbeitsgruppen zugeordnet:

■ Die Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGMA) beschäftigt sich mit der Thermohydraulik des Reaktorkühlsystems sowie der Sicherheits- und Nebensysteme, dem Verhalten eines beschädigten Reaktorkerns, dem Schutz des Sicherheitsbehälters (Containment) und den Vorgängen, die bei der Freisetzung von Spaltprodukten auftreten. Eine wichtige Grundlage für die Arbeitsgruppe sind experimentelle Forschungsarbeiten, die dabei helfen, die bei Störfällen auftretenden Phänomene zu verstehen und Computerprogramme für die Modellierung von Störfallabläufen zu entwickeln.

■ Die Working Group on Electrical Power Systems (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, die Working Group on External Events (WGEV), besteht darin, das Verständnis über externe Gefahren zu verbessern und Ansätze für Analyse und Aufsicht zu teilen. Unter anderem beschäftigt sich die WGEV mit der Kombination von seismischen Gefahren, die zusammen mit anderen Gefahren, wie zum Beispiel Überschwemmungen, auftreten können.

■ Die Working Group on Fuel Safety (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 Working Group on Human and Organisational Factors (WGHO) soll das Verständnis über den Einfluss von Mensch und Organisation auf die nukleare Sicherheit weiter verbessern. Zudem fördert die Arbeitsgruppe die Entwicklung und Anwendung von Methoden zur Analyse und Bewertung der sicherheitsrelevanten Aspekte im Bereich Mensch und Organisation. Zurzeit befasst sie sich mit folgenden Themen: Reaktion des Nuklearsektors auf die Corona-Pandemie, Verfahren zur Identifizierung menschlicher und organisatorischer Faktoren in der Ereignisanalyse und regulatorische Aufsicht und ihre Auswirkungen auf die Sicherheitskultur.

■ Die Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures (WGIAGE) fokussiert sich auf die Integrität und Alterung mechanischer Komponenten und Betonstrukturen sowie auf die Erdbebensicherheit von Kernanlagen. Die Arbeitsgruppe umfasst drei Untergruppen. Sie be-

schäftigen sich mit den Themen Integrität und Alterung von Metallstrukturen und Metallkomponenten, Integrität und Alterung von Betonstrukturen und Erdbebeningenieurwesen.

■ Die Working Group on Risk Assessment (WGRISK) hat die Aufgabe, die Entwicklung und Anwendung der Probabilistischen Sicherheitsanalyse in Bezug auf potenzielle Risikofaktoren und damit verbundene Risikominderungsstrategien voranzutreiben.

■ Die Working Group on Fuel Cycle Safety (WGFCs) beschäftigt sich mit Anlagen und Themen des Brennstoff-Kreislaufs wie der Wiederaufarbeitung von abgebrannten Brennelementen.

Das ENSI ist im CSNI selbst und in allen erwähnten Arbeitsgruppen ausser der WGFCs vertreten. Daneben gibt es mehrere themenspezifische Gruppen und Forschungsprojekte.

3.2.2.4 Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)

Das Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH) hat den Auftrag, aktuelle Themen und Problemstellungen im Strahlenschutz zu bearbeiten, deren Auswirkungen auf die Sicherheit abzuschätzen und allenfalls geeignete Massnahmen zu empfehlen. Es fördert die Umsetzung wissenschaftlicher Erkenntnisse in Vorgaben für den Strahlenschutz und verfolgt die Ausbildung. Es ist auch ein Forum für den Austausch von Informationen und Erfahrungen zwischen den Aufsichtsbehörden und international im Strahlenschutz tätigen Gremien wie IAEA (International Atomic Energy Agency), WHO (World Health Organisation), ILO (International Labour Organisation), ICRP (International Commission on Radiological Protection), UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation) und IRPA (International Radiation Protection Association). Das CRPPH hat mehrere Ad-hoc-Expertinnen- und -Experten sowie Arbeitsgruppen zu den Themen berufliche Strahlenexposition, Umsetzung von Empfehlungen der ICRP,

Strahlenschutz und öffentliche Gesundheit, Einbezug von Betroffenen, neuester Stand der Technik sowie Notfallschutz.

Das ENSI ist im Komitee selbst sowie in dessen Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) vertreten. Zudem stellt das ENSI den schweizerischen Verantwortlichen für das Informationssystem für berufliche Strahlenexposition (Information System on Occupational Exposure, ISOE). Die verantwortliche Person stellt auch die schweizerischen Zahlenwerte für die weltweit benutzte ISOE-Datenbank bereit.

Im Zusammenhang mit den Herausforderungen für den Strahlenschutz und die öffentliche Gesundheit von Small Modular Reactors ist auch eine entsprechende Arbeitsgruppe Teil des CRPPH. Das Ziel der Arbeitsgruppe ist die Untersuchung und Berichterstattung im Hinblick auf die Einführung von Kernkraftwerken mit geringerem Wirkungsgrad. Die Task-Force besteht aus Expertinnen und Experten aus Kanada, Deutschland, der Slowakei, der Schweiz, dem Vereinigten Königreich und den Vereinigten Staaten.

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

Das Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM) wurde im Jahr 2018 auf Anregung zahlreicher Mitgliedsländer gegründet. Das CDLM ist federführend für die Aktivitäten der NEA in den Bereichen Stilllegung von Kernanlagen und Altlastenmanagement. Es besteht aus Vertreterinnen und Vertretern der Bewilligungs- und Aufsichtsbehörden sowie Betreibern und sonstigen technischen Expertinnen und Experten. Das ENSI hat sowohl Einsitz im CDLM als auch im Präsidium des CDLM.

Das CDLM ermöglicht den NEA-Mitgliedsländern einen umfassenden Austausch nationaler Erfahrungen über Praktiken und bewährte Verfahren. Es erlaubt der NEA, ihre Mitglieder bei der Entwicklung von Strategien der Stilllegung nuklearer Anlagen und rechtlicher Rahmenbedingungen zu unter-

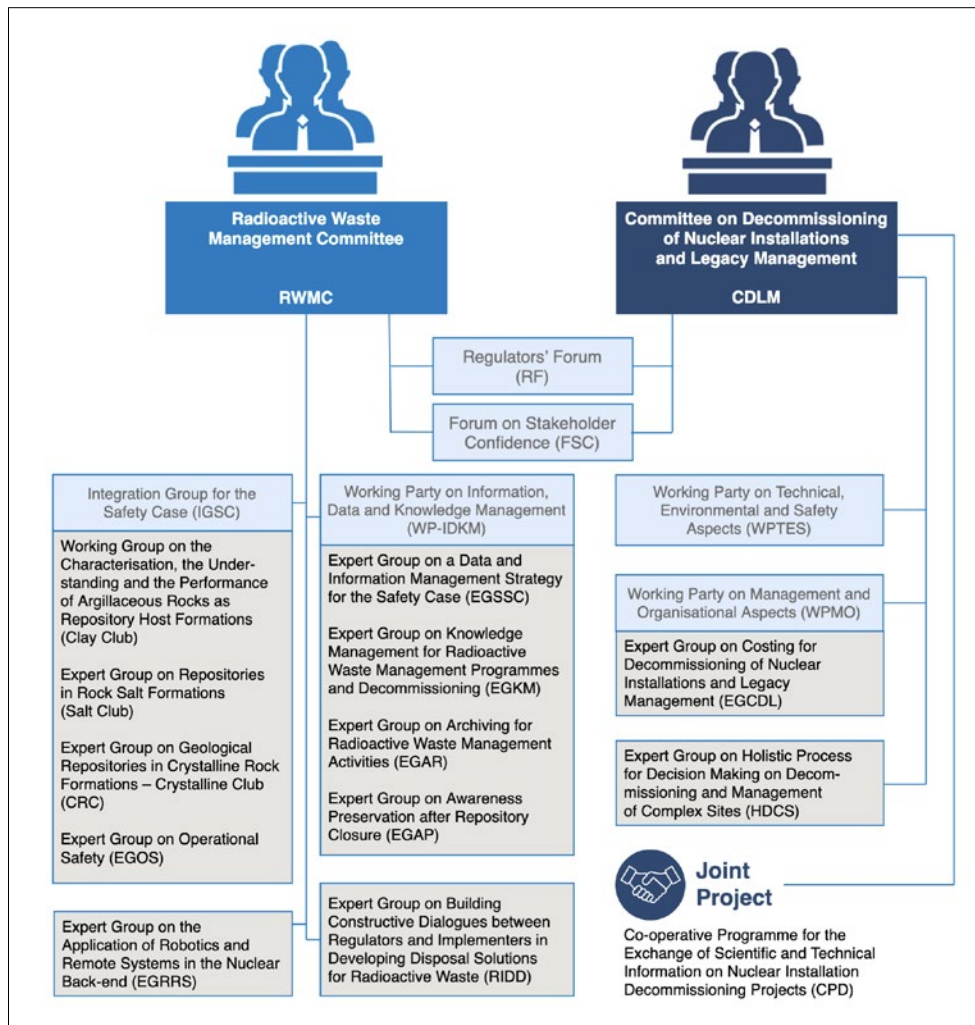


Abbildung 2:
Darstellung des
RWMC und CDLM.
(Bild: NEA, 2024,
OECD Publishing,
Paris)

stützen. Im CDLM erfolgt ein regelmässiger Austausch von Erfahrungen und Lehren aus Stilllegung und Altlastenmanagement. Das CDLM hilft der NEA auch bei der Sammlung, Analyse und Verbreitung wichtiger Informationen auf nationaler und internationaler Ebene und trägt dazu bei, das Wissen und die Erfahrungen von Expertinnen und Experten in diesen Bereichen sicherzustellen. Das CDLM bietet auf Anfrage einen Rahmen für die Durchführung internationaler Peer-Reviews oder internationaler Expertenbewertungen nationaler Aktivitäten in Stilllegung und Altlastenmanagement. Das CDLM arbeitet eng mit dem Radioactive Waste Management Committee (RWMC) zusammen, um die sichere und effiziente Entsorgung aller radioaktiven Abfälle nach dem derzeitigen Stand der Technik sicher-

zustellen. Das Regulators' Forum (RF) unterstützt das CDLM dabei, regulatorische Herausforderungen und rechtliche Probleme in den Bereichen von Stilllegung und Altlastenmanagement zu bearbeiten.

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

Das CDLM arbeitet an der Weiterentwicklung von Methoden für die Schätzung der Stilllegungskosten unter Einbezug von Risiken und Unsicherheiten hinsichtlich Kostenschätzung und Finanzierung. Ziel ist es, die Mitgliedsorganisationen bei der Entwicklung eines robusten und effizienten Projektmanagements während des gesamten Stilllegungsprozesses zu unterstützen.

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

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

3.2.2.6 Radioactive Waste Management Committee (RWMC)

Das Radioactive Waste Management Committee (RWMC) hilft den Mitgliedsstaaten bei Fragen zur Entsorgung radioaktiver Abfälle. Im Zentrum steht die Entwicklung von Strategien für die sichere Entsorgung hochaktiver langlebiger Abfälle. Das ENSI hat Einsitz im Hauptkomitee, in der RWMC-Arbeitsgruppe Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC), in der Working Party on Decommissioning and Dismantling (WPDD) sowie in den Unterarbeitsgruppen der IGSC-Working Group on Measurements and Physical Understanding of Water Flow through Argillaceous Media (Clay Club) und -Expert Group on Operational Safety (EGOS).

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

Das ENSI leitete zudem das Regulators' Forum (RF) des RWMC im Jahr 2024. Das Forum dient dazu, offene sicherheitsrelevante Fragen von gemeinsamem Interesse unter Vertreterinnen und Vertretern der Aufsichtsbehörden zu diskutieren. Zukunftsweisende

Fragen sind beispielsweise die regulatorischen Herausforderungen in der Multi-Faktor-Optimierung im Hinblick auf die Entsorgung oder der Erhalt des Know-hows in den Aufsichtsbehörden.

3.3 Behördenorganisationen

Austausch und Koordination ist nicht nur auf multinationaler Staatenebene notwendig, sondern auch zwischen den jeweiligen Aufsichtsbehörden. Zu diesem Zweck wurden verschiedene Behördenorganisationen ins Leben gerufen.

3.3.1 Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA)

Die Leitungen der nuklearen Aufsichtsbehörden Westeuropas schlossen sich 1999 in der Western European Nuclear Regulators' Association (WENRA) zusammen. Sie hatten damals das Ziel, einen gemeinsamen Standpunkt zur Sicherheit von Kernanlagen zu erarbeiten und die nukleare Sicherheit in den Staaten der EU-Beitrittskandidaten aus ihrer Warte zu beurteilen. Die Studien der WENRA flossen in einen Bericht der Europäischen Kommission und in Empfehlungen für die Beitrittsverhandlungen ein. Heute zählt die WENRA 19 Mitglieder. Die Schweiz ist durch das ENSI vertreten und gehört zusammen mit Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, dem Vereinigten Königreich, Italien, den Niederlanden, Spanien und Schweden zu den Gründerstaaten. Im Jahr 2003 stießen mit Bulgarien, Litauen, Rumänien, der Slowakei, Slowenien, Tschechien und Ungarn die Länder Mittel- und Osteuropas dazu, die selbst über Kernkraftwerke verfügen. Im Jahr 2015 wurde die Ukraine vom Beobachter zum Vollmitglied der WENRA. Polen ist seit Herbst 2023 das neuste Vollmitglied, nachdem es seit 2008 den Beobachterstatus trug. Europäische Nicht-Kernenergiestaaten, Belarus, Armenien, und die USA nehmen als Beobachter bei der WENRA teil. Neben Russland ist seit 2021 auch Kanada und seit 2023 Japan zu einem assoziierten Mitglied der WENRA geworden. Die russischen und belarussischen Aufsichtsbehörden Rostechnadzor und Gosatomnadzor sind seit 2022



Abbildung 3:
2024 war das
25-jährige Jubiläum
von WENRA, hier
vertreten durch seine
Mitglieder bei der
Herbsttagung in
Warschau.
(Bild: WENRA)

aufgrund der Situation in der Ukraine nicht mehr zu den WENRA Aktivitäten eingeladen. Im Zentrum der Aufgaben der WENRA stehen die Harmonisierung der Sicherheitsanforderungen und die gemeinsame Antwort auf neue Fragen, die sich zu Sicherheit und Aufsicht bei der Kernenergie in Europa stellen. Das Resultat der Harmonisierungsbestrebungen sind technische und organisatorische Vorgaben, sogenannte Safety Reference Levels (SRL), die auf jede Kernanlage anwendbar sind und die jedes Land in sein Regelwerk übertragen soll. Die WENRA erarbeitet SRL für die Bereiche Reaktorsicherheit, Stilllegung von Kernanlagen, Lagerung sowie Entsorgung radioaktiver Abfälle. Sie rief zu diesem Zweck zwei Arbeitsgruppen ins Leben, die Reactor Harmonisation Working Group (RHWG) und die Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD). Der Auftrag der beiden Arbeitsgruppen lautet, die unterschiedlichen Ansätze für die nukleare Sicherheit zu analysieren, mit den Sicherheitsstandards der IAEA zu vergleichen und Lösungen vorzuschlagen, wie Unterschiede bereinigt werden können, ohne die Sicherheit zu schwächen. Die SRL sollen den besten Stand der Praxis bezüglich Sicherheit reflektieren. Dazu wurden sie 2014 zuletzt revidiert und eine Umstrukturierung zur Optimierung läuft zurzeit. Die Working Group on Research Reactors (WGRR), 2017 als Ad-hoc-Gruppe ins Leben gerufen, wird seit 2021 als dritte Arbeitsgruppe der WENRA

weitergeführt. Sie beschäftigt sich mit der Entwicklung eines harmonisierten Konzepts für die nukleare Sicherheit der in Betrieb befindlichen Forschungsreaktoren.

Im Berichtsjahr trat die neue WENRA-Strategie in Kraft. Angesichts der neuen Rahmenbedingungen und Herausforderungen beschloss die WENRA, ihre Aktivitäten auf eine begrenzte Anzahl strategischer Ziele auszurichten:

- die Festlegung gemeinsamer Sicherheitsanforderungen zu wichtigen Themen, die von allen WENRA-Mitgliedern anzuwenden sind,
- die Festlegung und Verabschiedung von Best Practices für die regulatorische Zusammenarbeit bei der Überprüfung und Bewertung neuer Technologien und
- die Entwicklung eines gemeinsamen Verständnisses oder einer WENRA-Position zu schwierigen Fragen.

Die WENRA hielt ihre regulären halbjährlichen Plenarsitzungen im April und November des Berichtsjahres ab. Im Herbst wurden die Diskussionen über Small Modular Reactors in Bezug auf nationale Genehmigungsverfahren fortgesetzt. In beiden Sitzungen wurden Updates zur Situation in den vom Krieg betroffenen kerntechnischen Anlagen in der Ukraine gegeben und Diskussionen über die Harmonisierung der SRL geführt.

3.3.2 European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)

Die European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG) wurde 2007 von der EU eingesetzt. Ihre Aufgaben ähneln denjenigen der WENRA. Sie umfassen die Harmonisierung der Anforderungen an die nukleare Sicherheit, der Anforderungen an die Lagerung abgebrannter Brennelemente und an die Entsorgung radioaktiver Abfälle sowie der Vorgaben für die Finanzierung von Stilllegung und Entsorgung. In beiden Gremien nehmen zumeist die gleichen Behördenvertreterinnen und -vertreter teil. Die Schweiz hat als Nicht-EU-Mitglied in der ENSREG im Gegensatz zur WENRA kein Mitspracherecht, sondern lediglich Beobachterstatus. Im Jahr 2023 wurde von der EU-Kommission beschlossen, dass ENSREG-Beobachterinnen und -Beobachter, die von der Schweiz gestellt werden, nur an bestimmten Traktanden teilnehmen dürfen. Ein Schwerpunkt des Jahres 2024 war die Topical-Peer-Review II zum Thema Brandschutz, an dem die Schweiz freiwillig teilgenommen hat. Im Herbst 2023 wurden die entsprechenden Berichte eingereicht. Im Oktober 2024 wurden die Empfehlungen in zwei Workshops in Luxemburg mit den Experten diskutiert und konsolidiert. Die Robustheit des Brandmeldesystems gegen Einzelausfälle wurde als Good Practice für alle Schweizer Kernkraftwerke anerkannt. Die Empfehlungen werden in nationale Aktionspläne einfließen.

Das ENSI nahm an der 7. ENSREG-Konferenz (European Nuclear Safety Regulators Group) vom 24. bis 25. Juni 2024 in Brüssel teil, die sich auf die wichtigsten Entwicklungen und Herausforderungen im Bereich der nuklearen Sicherheit in Europa und weltweit konzentrierte. Diese Konferenz bot eine Plattform für Regulierungsbehörden, technische Experten und Interessengruppen, um Fortschritte und Strategien im Bereich der nuklearen Sicherheit zu diskutieren, insbesondere vor dem Hintergrund des wiedererwachten Interesses an der Kernenergie. Das ENSI beteiligte sich an den Diskussionen in folgenden Themenbereichen:

- Anpassung des nuklearen Regelwerks: Im Mittelpunkt der Diskussionen stand die Anpassung des Regelwerks an neue Herausforderungen unter Beibehalt von Glaubwürdigkeit, Transparenz und öffentlichem Vertrauen.

- Kapazitäts- und Kompetenzaufbau: Unterstrichen wurde die Notwendigkeit, Kapazitäten aufzubauen und die Vielfalt im Nuklearsektor zu erhöhen, indem Kompetenzlücken geschlossen und integrative Initiativen gefördert werden.

- Klimawandel und nukleare Sicherheit: Experten diskutierten die Auswirkungen des Klimawandels auf kerntechnische Anlagen und wie die Kernenergie klimabedingte Risiken mindern kann.

- Kleine modulare Reaktoren (Small Modular Reactors, SMR): Regulierungsansätze für SMR, einschliesslich Bewilligungsverfahren und internationale Zusammenarbeit, wurden vor dem Hintergrund der Weiterentwicklung der Industrie diskutiert.

3.3.3 European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)

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

Der Schutz von Kernanlagen und Kernmaterialien vor Sabotage, gewaltsamen Einwirkungen oder Diebstählen beschäftigt seit langem die internationale Gemeinschaft. Seit Mitte der 1990er-Jahre hat eine informelle Gruppe europäischer Behörden einen Informationsaustausch im Bereich der Sicherung ins Leben gerufen. Anlass war der Wille, die Ansichten und Erfahrungen einzelner Länder im Bereich des Sabotageschutzes zu teilen und in Bezug auf die eigenen Strukturen zu reflektieren. Nach den Anschlägen in den USA im September 2001 hat-

te die Gruppe beschlossen, sich am 28. Oktober 2004 zur ENSRA zu vereinigen.

Die Mitgliedsländer treffen sich regelmässig mindestens einmal pro Jahr. Die wesentlichen Ziele der ENSRA sind:

- sich über regulatorische Sachverhalte der nuklearen Sicherung auszutauschen,
- aktuelle Sicherungsprobleme oder Ereignisse zu diskutieren,
- ein umfassendes Verständnis über die fundamentalen Prinzipien des physischen Schutzes zu entwickeln und
- eine gemeinsame Basis der nuklearen Sicherung innerhalb Europas zu fördern.

Die ENSRA hat insgesamt 16 Mitglieder: Belgien, Deutschland, Finnland, Frankreich, Vereinigtes Königreich, Litauen, Niederlande, Norwegen, Polen, Slowakei, Spanien, die Schweiz, Schweden, Slowenien, Tschechien und Ungarn. Zudem hat Rumänien sein Interesse an die Mitgliedschaft in der ENSRA bekundet und wird nächstes Jahr als 17. Mitglied an den ENSRA-Sitzungen teilnehmen. Die Jahreshauptversammlung 2024 fand in Ljubljana (Slowenien) statt. Neben den üblichen Themen wie Berichte aus den Arbeitsgruppen wurden die Zusammenarbeit mit der WENRA thematisiert und die Entwicklungen im Bereich der Sicherung von Small Modular Reactors und neue Technologien und Gefährdungen diskutiert. Weiter wurden die Erkenntnisse aus einem Workshop mit der amerikanischen National Nuclear Security Administration (NNSA) über Drohen und deren Abwehr und die weitere Zusammenarbeit zwischen der NNSA und ENSRA diskutiert.

Per Ende 2024 endete der Vorsitz des ENSI, neuer Vorsitzender für die Periode 2025 bis 2027 wird der ENSRA-Vertreter der belgischen Aufsichtsbehörde FANC.

3.3.4 Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)

Die Heads of European Radiological Protection Competent Authorities HERCA ist eine Vereinigung der für Strahlenschutz verantwortlichen Behörden in Europa. Sie wurde

2007 gegründet. 56 Behörden aus 32 Ländern sind Mitglied der HERCA. Die Vereinigung besteht aus einem Board of Head (BoH), das sich jährlich zweimal trifft, und den Arbeitsgruppen:

- Working Group Emergencies (WGE),
- Working Group on Medical Applications (WGMA),
- Working Group on Veterinary Applications (WGVA),
- Working Group on Research and Industrial Sources and Practices (WGRISP),
- Working Group Natural Radiation Sources (WG NAT) und
- Working Group on Education and Training (WGE&T).

Für das ENSI sind die Aktivitäten der Working Group on Emergencies (WGE) von besonderem Interesse. Im Jahr 2014 wurde ein gemeinsamer HERCA-WENRA-Ansatz (HWA) zum europäischen Notfallschutz verabschiedet. Der Bericht beinhaltet einen gemeinsamen Ansatz zur weiteren Verbesserung der Reaktion und grenzüberschreitenden Koordination für mögliche Unfallszenarien, darunter schwere Unfälle wie der in Fukushima-Daiichi 2011.

Im Jahr 2022 wurde die neue HERCA-Strategie mit den Schwerpunkten Kooperation, Effizienz und Stakeholder verabschiedet und eine Umfrage in den Mitgliedsländern zu den Erwartungen an HERCA durchgeführt. Im Berichtsjahr wurde die Umsetzung der Aktivitäten, ein Update der Arbeitsgruppen und die Kooperation mit anderen Organisationen diskutiert.

3.3.5 EBRD-Fonds für die nukleare Sicherheit in Osteuropa

Die Schweiz ist Mitglied der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung (EBRD) und unterstützt osteuropäische Staaten im Bereich der nuklearen Sicherheit. Das Staatssekretariat für Wirtschaft (SECO) vertritt die Schweiz bei den durch die EBRD verwalteten Nuklearfonds zur Behandlung radioaktiver Abfälle beim Kernkraftwerk Tschernobyl (Nuclear Safety Account) und zum Bau einer neuen Schutzhülle um den

zerstörten Block 4 von Tschernobyl (Chernobyl Shelter Funds). Bei der Finanzierung von Projekten über die Nuklearfonds treten oft komplexe Problemstellungen auf, deren Lösung kerntechnische Kenntnisse voraussetzt. Das ENSI stellt dem SECO seine Fachkompetenz zur Verfügung. Finanziell trägt die Schweiz nur noch zum Chernobyl Shelter Fund bei.

3.4 Bilaterale Zusammenarbeit

Die bilaterale Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten Deutschland, Österreich, Frankreich und Italien dient dem gegenseitigen Informationsaustausch über die Sicherheit von Kernanlagen und über die Aufsicht. Besondere Bedeutung kommt der grenzüberschreitenden Abstimmung zum Schutz der Bevölkerung bei einem Notfall zu. Die Zusammenarbeit mit den Nachbarstaaten basiert auf Staatsverträgen.

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

Die Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS) wurde 1989 auf Basis einer Vereinbarung zwischen den Regierungen Frankreichs und der Schweiz ins Leben gerufen. Die Mitglieder der Kommission sind auf französischer Seite Vertreterinnen und Vertreter der Aufsichtsbehörde Autorité de sûreté nucléaire (ASN) und auf schweizerischer Seite Vertreterinnen und Vertreter des ENSI, des Bundesamts für Energie (BFE), des Bundesamts für Gesundheit (BAG), der Nationalen Alarmzentrale (NAZ) sowie ein Delegierter oder eine Delegierte der Kantone. Für den Notfallschutz und für den Strahlenschutz im Bereich Medizin, Industrie und Forschung hat die CFS gemeinsame Arbeitsgruppen. Zudem führen französische und schweizerische Fachleute regelmässig gemeinsame Inspektionen (inspections croisées) in Kernanlagen und Strahlenschutzeinrichtungen in beiden Ländern durch und nehmen als Beobachterinnen und Beobachter an Notfallübungen der anderen Partei teil. Diese bilaterale Zu-

sammenarbeit wird von beiden Staaten als wertvoll angesehen.

Bei der 33. Zusammenkunft der CFS im Berichtsjahr in der Schweiz informierten sich die beiden Delegationen gegenseitig über den aktuellen Stand der Kernkraftwerke und die Stilllegung der Kernkraftwerke Mühleberg und Fessenheim in Frankreich. Weiter wurden Themen wie der Stand der geologischen Tiefenlager, der Strahlenschutz und der Notfallschutz besprochen. Das nächste Treffen wird in Frankreich stattfinden, mit der neu gegründeten Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR) als Gesprächspartner, die aus der Zusammenlegung der Autorité de sûreté nucléaire (ASN) und des Institut de radioprotection et de sûreté nucléaire (IRSN) entstanden ist.

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

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

Im Mittelpunkt der 42. Hauptsitzung der DSK in der Schweiz stand die Einreichung des Rahmenbewilligungsgesuchs für ein geologisches Tiefenlager in der Schweiz. Die umfassende Beteiligung der Öffentlichkeit und der Nachbarstaaten, darunter Deutschland, steht im Fokus des Verfahrens. Ausserdem wurden Langzeitbetrieb, Sicherheit und Stilllegung thematisiert. Die vier Facharbeitskreise der DSK berichteten aus ihren jeweiligen Themenbereichen Anlagensicherheit, Notfallschutz, Strahlenschutz und Entsorgung.



Abbildung 4:
Die schweizerische
und deutsche
Delegation beim
Austausch während
des bilateralen
Treffens DSK.
(Bild: ENSI)

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 23. bilaterale Treffen von Nuklearexperten und Nuklearexpertinnen in der Schweiz im Berichtsjahr fokussierte sich auf Themen der nuklearen Sicherheit, des Strahlen- und Notfallschutzes sowie der Entsorgung radioaktiver Abfälle. Rückblickend informierte das ENSI unter anderem über die Nachfolgeveranstaltung zur IPPAS-Mission, die Beteiligung an der zweiten Topical Peer Review der Europäischen Union und die Fortschritte bei der Stilllegung des Kernkraftwerks Mühleberg.

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

Mit Italien schloss die Schweiz 1989 ebenfalls einen Staatsvertrag ab, der wie die bilateralen Staatsverträge mit den anderen Nachbarländern primär die gegenseitige Benachrichtigung bei nuklearen Ereignissen regelt. In Ergänzung dazu wurde im Juni 2011 eine

Vereinbarung zwischen dem ENSI und dem Istituto Superiore per la Protezione e la Ricerca Ambientale (ISPRA) abgeschlossen. Ziel dieser Vereinbarung ist ein jährliches bilaterales Expertentreffen. Im Rahmen der siebten Sitzung der CIS wurde im Juli 2019 eine Vereinbarung zur Zusammenarbeit auf dem Gebiet der nuklearen Sicherheit mit dem Ispettorato nazionale per la sicurezza nucleare e la radioprotezione (ISIN) unterzeichnet, welche das 2011 verabschiedete Abkommen ersetzt. Der Grund für den Wechsel auf italienischer Seite: Die nuklearbezogenen Aufgaben des ISPRA, des italienischen Instituts für Umweltschutz und -forschung, wurden an das Inspektorat für nukleare Sicherheit und Strahlenschutz ISIN übergeben. Im Berichtsjahr hat keine Sitzung stattgefunden.

3.5 Weitere internationale Zusammenarbeit

Im Berichtsjahr gab es zahlreiche weitere Treffen mit ausländischen Delegationen. Sie trugen dazu bei, die internationale Kooperation der Schweiz im Bereich der nuklearen Sicherheit und Sicherung weiter zu untermauern. Neben den bereits erwähnten Zusammenkünften tauschte sich das ENSI bei verschiedenen Treffen mit dem Generaldirektor der OECD Nuclear Energy Agency, William D. Magwood IV, aus. Zudem haben das ENSI und die spanische nukleare Aufsichtsbehörde CSN im Berichtsjahr ein Memorandum of Understanding unter-



Abbildung 5:
ENSI-Direktor Marc
Kenzelmann und
Juan Carlos Lentijo,
Präsident der
spanischen nuklearen
Aufsichtsbehörde
Consejo de Seguridad
Nuclear (CSN)
unterzeichneten
Ende Juni 2024 ein
Memorandum of
Understanding.
(Bild: ENSI)

zeichnet. Mit der Absichtserklärung wollen die Schweiz und Spanien den Erfahrung- und Informationsaustausch in der nuklearen Aufsicht ausbauen.

3.5.1 International Conference on Nuclear Security 2024

Im Mai 2024 fand die International Conference on Nuclear Security 2024: Shaping the Future (ICONS 2024) statt. Nach 2013, 2016 und 2020 war diese Ausgabe bereits die vierte in dieser Konferenzreihe. Die ICONS ist der wichtigste regelmässig stattfindende Anlass im Bereich der nuklearen Sicherung. Sie bringt politische Entscheidungsträger sowie technische Experten von Aufsicht und Industrie gleichermassen zusammen. Das ENSI war Teil der Schweizer Delegation und beteiligte sich aktiv an der Konferenz durch die Teilnahme an Panels und Fachdiskussionen.

3.5.2 Country-Specific Safety Culture Forum

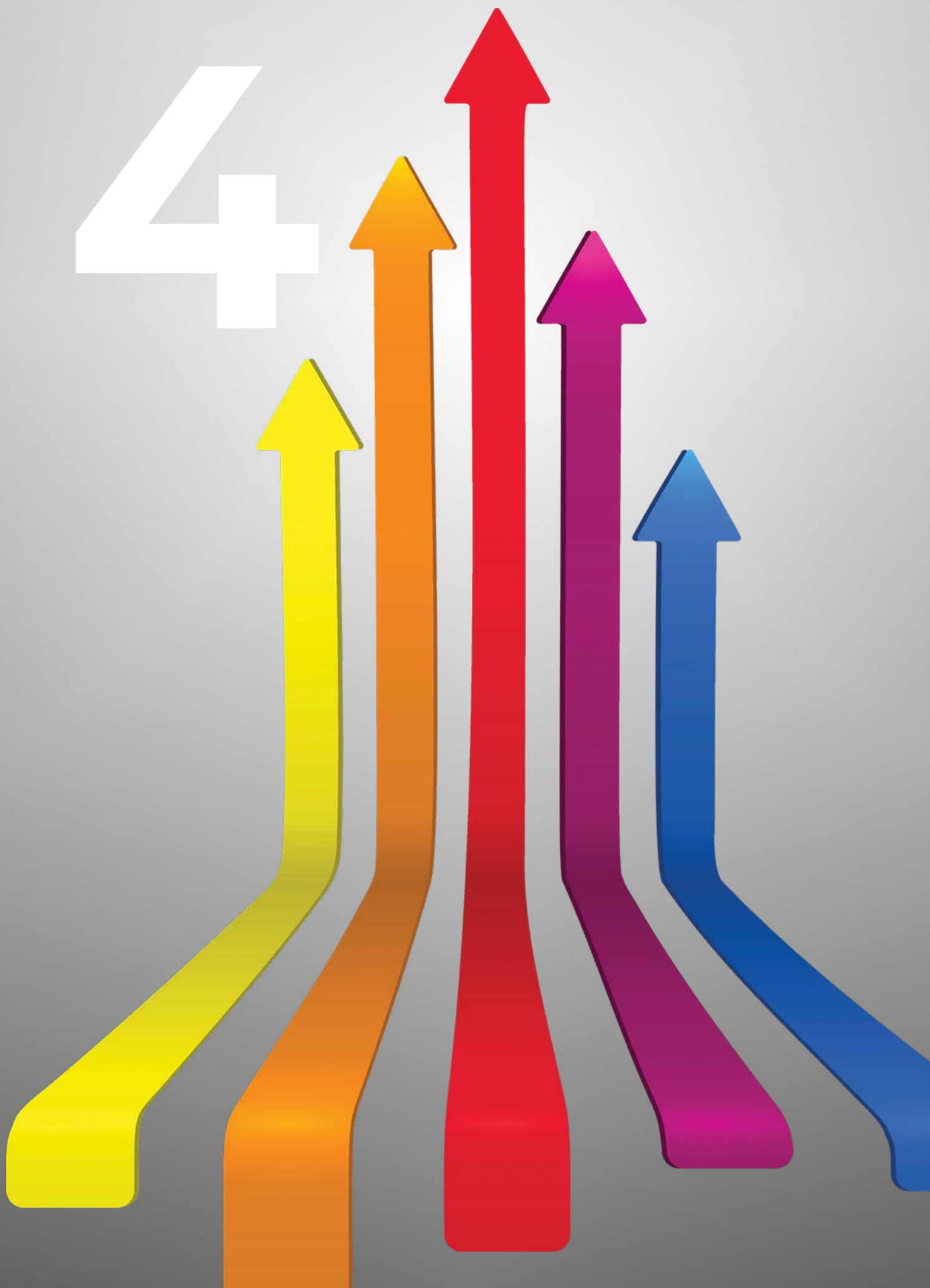
Im November 2024 wurde in der Schweiz das Country-Specific Safety Culture Forum (CSSCF) in Zusammenarbeit mit der Nuclear Energy Agency (NEA) und der World Association of Nuclear Operators (WANO) in Bern organisiert. Das CSSCF zielt darauf ab, die nukleare Sicherheit zu verbessern, indem die Wechselwirkung zwischen der nationalen Kultur und den Sicherheitspraktiken im Nuklearsektor untersucht werden. Das Forum brachte Vertreter von Schweizer Behör-

den und Beaufsichtigten zusammen und ermöglichte offene Diskussionen. Für die Schweiz war das Forum eine wichtige Plattform, um ihr Vorgehen im Bereich der Sicherheitskultur zu präsentieren und gleichzeitig von internationalen Partnern zu lernen. Das Forum hat bewährte Prozesse zum Umgang mit der Thematik Sicherheitskultur in der Schweiz festgestellt. Daneben wurden Fragen zum Umgang mit Selbstreflexion und zur Konfliktfähigkeit in der Schweiz aufgeworfen, die weiterverfolgt werden. Die Veranstaltung baute auf der Dynamik früherer Foren in Ländern wie Japan, Kanada, Finnland und Schweden auf, die jeweils einzigartige Perspektiven in den globalen Diskurs über nukleare Sicherheit eingebracht haben. Die Ergebnisse werden in einem Bericht festgehalten und öffentlich publiziert.



Abbildung 6:
Am 19. und 20. November 2024 fand in Bern das Country-Specific Safety Culture Forum Switzerland statt. (Bild: NEA)

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 2024 führte das ENSI die Überarbeitung des Regelwerks weiter. Der aktuelle Stand der Richtlinien kann Anhang D entnommen werden. Sowohl die gültigen Richtlinien als auch diejenigen in Anhörung finden sich auf der Website des ENSI.

Im Berichtsjahr wurden die Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B09 «Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen», die neue Richtlinie ENSI-G18 «Brandschutz» und die Revision 1 der Richtlinie ENSI-A06 «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen» verabschiedet. Zudem wurden die externen Anhörungen zur Neuausgabe der Richtlinie ENSI-G14 «Berechnung der Strahlenexposition in der Umgebung aufgrund von Emissionen radioaktiver Stoffe und der Direktstrahlung aus Kernanlagen» sowie zur Richtlinie ENSI-B11 «Notfallübungen» durchgeführt. Die Richtlinie HSK-R-50 «Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen» wurde aufgrund der neuen Richtlinie ENSI-G18 zurückgezogen.

4.1 Neue Richtlinie ENSI-G18: «Brandschutz»

Die Richtlinie HSK-R-50 «Sicherheitstechnische Anforderungen an den Brandschutz in Kernanlagen» vom März 2003 enthielt die bisherigen Anforderungen an den Brandschutz. Die neue Richtlinie ENSI-G18 legt die aktuellen Anforderungen an umfassende Brandschutzmassnahmen fest, um der Entstehung von Bränden vorzubeugen sowie die Sicherheit von Personen und die Begrenzung der Ausbreitung von Flammen, Hitze und Rauch zu gewährleisten. Neben dem konventionellen Brandschutz enthält die Richtlinie sodann Anforderungen, um in einem Brandfall bei Kernanlagen zusätzlich sicherzustellen, dass keine oder nur geringfügig radioaktive Substanzen in die Umgebung gelangen und Personen, inklusive Rettungskräfte, keiner unzulässigen Strahlenexposition ausgesetzt werden. Die Richtlinie steht im Einklang mit dem im internationalen Regelwerk festgelegten Stand von Wissenschaft und Technik. Da der Brandschutz auch die baulichen, technischen und organisatorischen Massnahmen in einer Kernanlage betrifft, führte die neue Richtlinie ENSI-G18 zu Fremdänderungen in folgenden Richtlinien: ENSI-A01 «Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen», ENSI-A05 «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang», ENSI-B12 «Notfallschutz in Kernanlagen», ENSI-G02 «Auslegungsgrundsätze für in Betrieb stehende Kernkraftwerke», ENSI-G09 «Bau- und Betriebsdokumentation» sowie ENSI-G23 «Auslegungsanforderungen an andere Kernanlagen». Die Richtlinie ENSI-G18 wurde im September 2024 verabschiedet. Die Richtlinie HSK-R-50 wurde in der Folge zurückgezogen.

4.2 Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B09: «Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen»

Nach Inkrafttreten der totalrevidierten Strahlenschutzverordnung vom 26. April 2017 am 1. Januar 2018 erfolgte im Juli 2018 eine Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B09. Mit der seit 1. November 2021 gültigen Richtlinie ENSI-G12 «Anlageninterner Strahlenschutz» entstand der Bedarf für eine weitere Neuausgabe der Richtlinie ENSI-B09. Die Aufsichtspraxis hatte gezeigt, dass die Anhänge der Richtlinie und damit die Berichterstattung der Personendosimetriestellen dank der Digitalisierung erheblich reduziert werden können beziehungsweise in Bezug auf die Stilllegung von Kernanlagen anzupassen sind. Darüber hinaus wurde die Richtlinie mit den aktuellen internationalen Grundlagen harmonisiert. Ferner wird in der Richtlinie unter anderem die Erfassung von Strahledosen aus Auslandseinsätzen neu geregelt. Die Richtlinie ENSI-B09 wurde im November 2024 verabschiedet und ersetzt die Ausgabe von Juli 2018. Sie ist ab dem 1. Dezember 2024 gültig.

4.3 Revision der Richtlinie ENSI-A06: «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen»

Das ENSI hat die Richtlinie ENSI-A06 «Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen», Ausgabe November 2015 punktuell revidiert. Mit den Änderungen werden Erfahrungen aus der Aufsichtspraxis des ENSI umgesetzt. Die Richtlinie konkretisiert die Anforderungen an die Anwendungen der Probabilistischen Sicherheitsanalysen für Kernkraftwerke. Dies betrifft die allgemeinen Grundsätze, die Aktualisierung der PSA sowie den Mindestumfang von PSA-Anwendungen. Für diese PSA-Anwendungen werden in der Richtlinie die zu verwendenden Risikokenngrößen und Beurteilungskriterien festgehalten. Die Revision 1 der Richtlinie ist ab dem 1. Januar 2025 gültig.

The background is a deep blue gradient, transitioning from a lighter cyan on the left to a darker navy blue on the right. Overlaid on this is a complex network of thin, light blue lines connecting numerous small, glowing nodes. The nodes vary in brightness, with some appearing as bright white or light blue spheres and others as dimmer, darker blue dots. The overall effect is that of a digital or molecular structure, possibly representing a data network or a scientific model. The large white number '5' is positioned in the upper left quadrant, partially overlapping the network lines.

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 Sicherung abdeckt. Sie setzt damit die Vorgaben des Kernenergiegesetzes und des internationalen Übereinkommens zur nuklearen Sicherheit um.

Das ENSI verfolgt konsequent seine **Forschungsstrategie**. Mit der 2023 aktualisierten Strategie setzt es seine Schwerpunkte bei den folgenden Themen:

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

Bei der Auswahl der Forschungsprojekte hat neben den fachlich-qualitativen Aspekten vor allem die **Anwendbarkeit der Resultate** in der regulatorischen Praxis für das ENSI eine hohe Priorität.

Das Schwerpunktthema **Langzeitbetrieb der Kernkraftwerke**, das heisst Betrieb über 40 Jahre hinaus, ist angesichts der unbefristeten Betriebsbewilligungen der Schweizer Kernkraftwerke vordringlich für deren Sicherheit in den kommenden Jahren. Dabei stehen die Komponenten des Kühlkreislaufs im Mittelpunkt, vor allem nicht austauschbare Komponenten wie der Reaktordruckbehälter. In diesem Bereich laufen verschiedene Forschungsarbeiten zur Integrität von Strukturmaterialien in Leichtwasserreaktoren. Generell kooperiert das ENSI im Bereich der Materialforschung seit Jahren im Rahmen verschiedener Forschungsprojekte insbesondere sehr eng mit dem Paul Scherrer Institut (PSI) und der Kernenergieagentur

NEA der Organisation für wirtschaftliche Zusammenarbeit und Entwicklung (OECD). Bei den sicherheitstechnisch wichtigen Arbeiten der **Erdbebenforschung** ist vor allem die Zusammenarbeit mit dem Schweizerischen Erdbebendienst (SED) hervorzuheben. Im Fokus der Arbeiten stehen dabei die Entwicklung von Bodenbewegungs- und Abminderungsmodellen sowie die numerische Simulation von Bodenbewegungen. Die Ergebnisse sind auch relevant für die Gefährdungsbeurteilung eines geologischen Tiefenlagers. Unabhängig davon, dass im Bereich der Erdbebenforschung in der Schweiz in den letzten Jahren bereits ein hoher Standard erreicht wurde, ist eine kontinuierliche Fortsetzung entsprechender Arbeiten geplant. So beteiligt sich das ENSI beispielsweise weiterhin am NEA-Projekt SMATCH, das vergleichende Rechnungen zum südfranzösischen Kernkraftwerk Cruas-Meysses durchführt, welches im Jahr 2019 von einem Erdbeben betroffen war. Das Projekt soll dazu dienen, die Ingenieurmodelle zum Strukturverhalten zu validieren und Empfehlungen für die Praxis abzuleiten. Ein weiteres neues Projekt des ENSI wurde mit der Rheinland-Pfälzischen Technischen Universität (RPTU) Kaiserslautern-Landau lanciert. Gegenstand der Forschungsarbeiten sind die Einflüsse der Boden-Bauwerk-Interaktion und nichtlinearer Effekte der Strukturen auf die Etagenantwortspektren bei Erdbeben. Die Forschungsarbeiten im Bereich der **Entsorgung** waren bislang vor allem auf Beurteilungen im Rahmen des Sachplans geologische Tiefenlagerung ausgerichtet. Der Fokus der Arbeiten wird sich in Zukunft schrittweise auf die Realisierung der Tiefenlagerung und der Verpackungsanlage verschieben. Mit der geplanten Inbetriebnahme eines geologischen Tiefenlagers für hochaktive Abfälle ab 2060 erhöhen sich die Zwischenlagerzeiten für abgebrannte Brennelemente. Hieraus ergeben sich wichtige Fragen der Materialforschung, welche im Projekt DRYstars (Projektpartner: PSI)

bearbeitet werden. Erwähnenswert ist die Verbindung zum Projekt Z88ENSI der Universität Bayreuth: das Programm Z88ENSI wird für die Berechnung der Temperaturverteilungen in den von DRYstars untersuchten Lagerbehältern verwendet. Unabhängig davon werden aber auch in Zukunft die Forschungen zum Wirtgestein Opalinuston fortgesetzt, zum Beispiel hinsichtlich der Materialmodellierung im Zusammenhang mit Kriech-, Entsättigungs- und Wiederauf-sättigungsprozessen.

Ein relativ neuer Forschungsschwerpunkt des ENSI liegt im Bereich der **Strahlenexposition von Menschen**. Durch den Einsatz technischer Mittel lässt sich die Strahlenexposition reduzieren. Daher strebt das ENSI die Entwicklung einer strahlenresistenten, ferngesteuerten Technik zur Optimierung der Strahlenexposition im Normalbetrieb und bei Störfällen an. Im Zentrum dabei steht die Realisierung der benötigten Fähigkeiten des Roboters (ferngesteuertes Manövrieren in Kernanlagen, durchführen von Wischtests, Messungen der Ortsdosisleistung, etc.) sowie die Entwicklung strahlungsresistenter Komponenten wie Steuerungschips oder Kameras.

Das ENSI wird zudem die langjährige und sehr gute Zusammenarbeit mit dem PSI zur Strahlenschutzforschung fortsetzen, welche auch einen Fokus bei der Ausbildung im Bereich des Strahlenschutzes hat. So sollen in diesem Rahmen auch in der Projektphase 2025 bis 2027 drei Doktorarbeiten auf dem Gebiet der Radioanalytik beziehungsweise Dosimetrie durchgeführt werden.

Im Rahmen der Forschung zu menschlichen und organisatorischen (**M&O**) Themen hat das ENSI im Jahr 2023 zusammen mit der Universität Luzern ein Forschungsprojekt mit dem Thema «Verantwortung» initiiert. Das Projekt befasst sich mit den Mechanismen der verantwortungsvollen Entscheidungsfindung im Bereich der nuklearen Sicherheit und wird im laufenden Jahr erste Ergebnisse liefern. Ein neues M&O-Projekt des ENSI mit der Fachhochschule Nordwestschweiz (FHNW) behandelt Forschungsfragen im Themenkreis Sicherheit,

Sicherung und Informationssicherheit. Es sollen dabei Instrumente entwickelt werden, die es gestatten, in einem theoriegeleiteten, methodisch strukturierten und systematischen Prozess, Massnahmen in den genannten Bereichen auf potenzielle Konflikte hin zu prüfen und zu bewerten. Ein konkretes Ergebnis könnte die prozessuale Verankerung einer solchen Massnahmenprüfung auf potenzielle Zielkonflikte zwischen den verschiedenen Sicherheitsbereichen sein.

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.

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 (Nuclear Energy Agency) noch weiter gestärkt. Das ENSI wird sich auch zukünftig aktiv an den Arbeiten verschiedener Gremien der Internationalen Atomenergieagentur IAEA, der OECD-NEA und der Vereinigung WENRA (Western European Nuclear Regulators' Association) beteiligen. Dazu gehört die im März 2025 in Wien durchgeführte Überprüfungskonferenz der sogenannten «Joint Convention», die sich mit der Entsorgung abgebrannter Brennelemente und der Sicherheit der Entsorgung radioaktiver Abfälle befasst.

Anhang A: Jahresberichte der Forschungsprojekte

Fuels & Materials

ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies	171
INOWAC – Investigation of advanced water chemistry technologies on the ageing performance of structural LWR materials	181
Project PROACTIV-II – Integrity and Lifetime Assessment of Primary Circuit Components in Nuclear Power Plants	190

External Events

Seismological research concerning Swiss nuclear installations	201
NEA SMATCH – Seismic base-isolated nuclear power plant submitted to a real earthquake	211
Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading	222
Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), Phase 1	231

Human Factors

Responsibility and Nuclear Safety – Beyond the Binary: Rethinking Safety-I and Safety-II	238

System Behaviour and Accident Sequences

STARS – Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland	247
JEFFEAT – Complementary Studies on Nuclear Fuel Thermo-Mechanics and Neutronics	258
Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation	262
Project COMPARE – Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments	271
Project Studies on MSWI phenomena and MELCOR capability development	277

Radiation Protection

Radiation Protection Research at PSI	297
Development of a compact nanodosimeter and nanodosimetric based biophysical models of radiation action and its impact for radiation protection	307
Metabolomic signature of patients undergoing radiotherapy: Can we quantify radiation exposure biologically?	313

Waste Management and Disposal

Extension of Z88ENSI: Determination of the peak fuel rod cladding temperature	318
DRYstars – Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland	324
Development and Validation of a Constitutive Model for Opalinus Clay	329
Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel	336
Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Phase-1	344
Effect of physical deformation on signatures of clay minerals (PD experiment)	355

ASSET

Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies

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

A. Das, T. Babinsky

Institution: 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 <http://www.psi.ch/lnm/>

Duration of project:

January 1, 2024 to December 31, 2026

Abstract

The ASSET project deals with critical material ageing (stress corrosion cracking (SCC) and environmental-assisted fatigue (EAF)) concerns for the safe long-term operation (LTO) of LWRs and consists of two ongoing activities from LEAD-II on SCC in Alloy 182/82 and its mitigation as well as three new activities on SCC and EAF of stainless steels (SSs) in PWRs and SCC of additively manufactured (AM) SS. In the new activities, the main focus in 2024 was placed on literature surveys, material procurement and specimen fabrication, specimen and test designs and modification of loops for specific PWR tests. The other sub-projects and pending work form LEAD-II revealed the following main conclusions:

Sub-project II of LEAD-II – Synergies between ageing mechanism: The EAF and SCC crack growth behavior of the JRQ RPV steel in BWR environment were very similar in as-received, thermally-aged and irradiated conditions. Thermal ageing and irradiation thus had no adverse effect on EAF and SCC crack growth. Similarly, moderate H charging had no effect on the ductile to brittle transition temperature and upper shelf en-

ergy in dynamic impact tests with notched samples for both thermally-aged and irradiated RPV steels.

Sub-project-I – SCC initiation & mitigation by cavitation peening: As-peened Alloy 182 shows significantly lower SCC susceptibility than as-machined samples in PWR and BWR-HWC environment. Thinner (and thus more protective with lesser defects) oxides films with slightly more Cr and potential relaxation of some of the compressive peening residual stresses with increasing exposure time were observed on peened samples.

Sub-project-V – K_I -dependence of SCC crack growth in Alloy 182/82: A power law K_I dependence of SCC growth rates with an exponent of 1.5 to 2 was observed in BWR-NWC environment from 50 to 200 MPa $m^{1/2}$ for all as-welded and post weld heat treated (PWHT) Alloy 182/82 weld metals. Preliminary SCC data suggest that this crack growth is sustained down to very low K_I values. Neither a K_{ISCC} threshold at very low, nor an SCC crack growth plateau at very high K_I -values is supported by our investigations. The SCC rates in BWR/NWC environment correlated well with the degree of sensitization and Cr content of the Alloys.

1. Introduction

In light of the current nuclear legislation and the increasing age of the Swiss nuclear power plant fleet (40 to 55 years), the focus of material-related regulatory safety research funded by the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) is placed on the assessment and assurance of the integrity of the primary coolant circuit and containment structures in the context of material ageing [1]. There is no legal limitation on operating

lifetime of nuclear plants in Switzerland. Furthermore, KKB-I (55 y) is one of the oldest operating light water reactors (LWRs), and thus a pilot plant since there is no precedence of service experience beyond this age. KKB-I is expected to operate until 2033. Consequently, the safe long-term operation (LTO) and lifetime extension beyond 60 years of the existing LWRs in the context of material ageing remain critical issues both in Switzerland and internationally. Several LWRs in the US have successfully applied for a 2nd license renewal for 80 years since 2019 with initial technical discussions now underway regarding LTO beyond 80 years.

The ASSET project [2] deals with critical material ageing (stress corrosion cracking (SCC) and environmental-assisted fatigue (EAF)) concerns for the safe LTO of Swiss LWRs. ASSET is the follow-up project of LEAD-II [3] and comprises a mix of two ongoing (30%) and three new activities (70%). The new activities are driven by the recent SCC incidents in stainless steel (SS) piping in the French pressurized water reactor (PWR) fleet and the growing interest in advanced additive manufacturing (AM) technologies for spare parts/replacements, repairs and maintenance. They have the following background and motivation:

Sub-project I & V: SCC of Alloy 182/82 dissimilar metal welds (DMWs) and irradiation-assisted SCC (IASCC) of SS reactor internals are two of the biggest concerns in the context of LTO of the international and Swiss BWR and PWR fleet [2]. Due to the high SCC rates in Alloy 182/82 in some critical welds in hydrogenated high-temperature water (HTW), some additional mitigation of SCC is needed for LTO. Reliable flaw tolerance evaluations and integrity assessment of these critical welds require an accurate knowledge of the K_I -dependence of SCC rates over a very broad K_I -range.

Sub-project II and III: The recent numerous SCC incidents in SS piping in the primary circuit of French PWRs and some other isolated international PWRs [2,4] raised concerns about the broader and more generic SCC susceptibility in the primary PWR cir-

cuit than previously assumed. The cracking was regarded as specific for the most recent French PWR design and were very likely enhanced by thermo-mechanical extra loading due to thermal stratification due to vortex penetration and a very specific pipe design in these reactors. (Temporary) thermo-mechanical extra loading (static & cyclic (although without clear fatigue contribution) with bending & torsion) thus played a crucial, but non-quantified role. A potential additional role of temporary increased low level of dissolved oxygen cannot be fully excluded, since the affected plants were using non-deaerated make-up water and crack locations were not that far from the injection points.

Sub-project IV: New AM technologies also attract growing interest in the nuclear sector for the production of spare parts/replacements, repairs and maintenance or claddings/coatings [5]. This will thus require a certain regulatory preparedness from the ENSI side. The AM process can produce significantly different and often geometry- and build-up-process-dependent microstructures, properties, and initial defect characteristics (type, size, distribution) that potentially affect both material ageing and degradation during service as well as their in-service inspection response. A pending, but crucial, issue is the accelerated qualification (and codification) of such AM materials for service and LTO in LWR, and in particular, their ageing behavior (SCC, fatigue, thermal ageing, irradiation damage) under service conditions.

2. Goals, performed work and results

The primary focus of testing in 2024 was placed on the pending work of sub-project II of LEAD-II program investigating thermal ageing and irradiation damage effects on SCC and fracture resistance of reactor pressure vessel (RPV) steels as well as on sub-project I and V of ASSET program addressing SCC in Alloy 182/82. These topics constitute the main body of this annual report. In the new activities on SCC and EAF of SS in PWR environment (sub-project II and III) and on SCC of AM SS (sub-project IV), the main effort

in 2024 was placed on literature surveys, material procurement and specimen fabrication, specimen and test designs and modification of testing loops for specific PWR tests. These three sub-projects are only briefly addressed herein but will be the main focus of research in 2025 and 2026.

2.1 Sub-Project II of LEAD-II (Pending Work)

Irradiation damage/hardening and thermal ageing in RPV steels could increase their SCC susceptibility and the environmental reduction of fracture resistance in HTW [3, 6, 7]. The latter is caused by the P grain boundary (GB) segregation with a mechanical weakening and increased corrosion susceptibility of the P enriched prior austenite GBs (= temper embrittlement (TE)). While only moderate accelerating/aggravating effects are anticipated/claimed, direct experimental evidence remains missing. This synergy was thus investigated in sub-project II of LEAD-II [3], but specific investigations with irradiated RPV steels were delayed and postponed to 2024. The investigations were performed with the well characterized JRQ RPV steel (SA533 B Cl. 1, 0.017% P, 0.14% Cu, 0.004% S) that was used as a reference material in most studies on irradiation embrittlement (e.g., IAEA CRPP) as well as in the recent FRACTESUS project. The P content and irradiation embrittlement sensitivity of this material are conservatively bounding for the Swiss RPV steels and LTO for 60 years. The material was thermally aged by a special step-cooling heat treatment (593 to 468°C) that maximizes P GB enrichment with respect to thermal ageing in LTO. The irradiation was done 35 years ago in the STILO facility at the SAPHIR test reactor at PSI (simulated KKB PWR spectrum at 290°C) with n-fluences ranging from 4×10^{18} to 5×10^{19} n/cm² ($E > 1$ MeV) at 290°C. The highest fluences resulted in transition temperature and yield stress (YS) shifts of 96°C (ΔT_{413}) and 99°C (ΔT_0) and 111 MPa (ΔYS). Some samples were also subjected to a cathodic H charging treatment (galvanostatic at 10 mA/cm² for 4 h in 28 ml of H₂SO₄ + 30 mg As₂O₃ + H₂O). The re-

sulting H content in the steel of 3 to 5 wppm can be regarded as an upper bound for the H uptake under irradiation and during long-term operation. The H content in the as-received material was significantly lower and strongly varied between 0.2 and <1.5 wppm. The test matrix involved SCC initiation and crack growth tests with as-received, thermally-aged and irradiated (4×10^{19} n/cm²) flat tapered tensile and pre-cracked fracture mechanics compact tension (CT) and Charpy specimens in simulated BWR/normal water chemistry (NWC) environment at 274°C with 2 ppm dissolved oxygen (DO). The high DO results in a realistic free corrosion potential ECP of +150 mV_{SHE} as on the RPV SS cladding with a cladding penetrating crack. Few tests in hydrogenated HTW (simulated BWR/hydrogenated water chemistry (HWC)) complemented the test matrix. The fracture resistance of the materials in air was characterized by quasi-static Master Curve EPFM tests according to ASTM E1921 with small pre-cracked KLST ($3 \times 4 \times 27$ mm, $a_0/W \sim 0.5$, ~ 5 mm/min) and dynamic impact tests with notched KLST ($a_0/W \sim 0.175$, $\rho \sim 0.15$ mm, $E \sim 25$ J, 4 mm/s) specimens in the as-received, thermally-aged and irradiated (4×10^{19} n/cm²) conditions both with/without H charging (3–5 wppm H / <1.5 wppm). The irradiated sample were tested with the tensile machine, drop tower and IASCC loop in our Hotlab.

The thermally-aged RPV steel revealed a similar SCC initiation susceptibility as the as-received material with SCC threshold stresses σ_{SCC} in the range of the YS at the test temperature of 274°C, which were very similar for both conditions. Due to the 100 MPa higher YS of the irradiated steel, its SCC threshold σ_{SCC} is higher, but also likely in the range of the irradiated YS. The number of irradiated test samples was too small for solid conclusions in the latter case. The corrosion fatigue and SCC crack growth behavior of the as-received, thermally-aged and irradiated conditions were very similar as shown in Figure 1a and b, respectively. Thermal ageing and irradiation thus had no adverse effect on EAF and SCC crack growth.

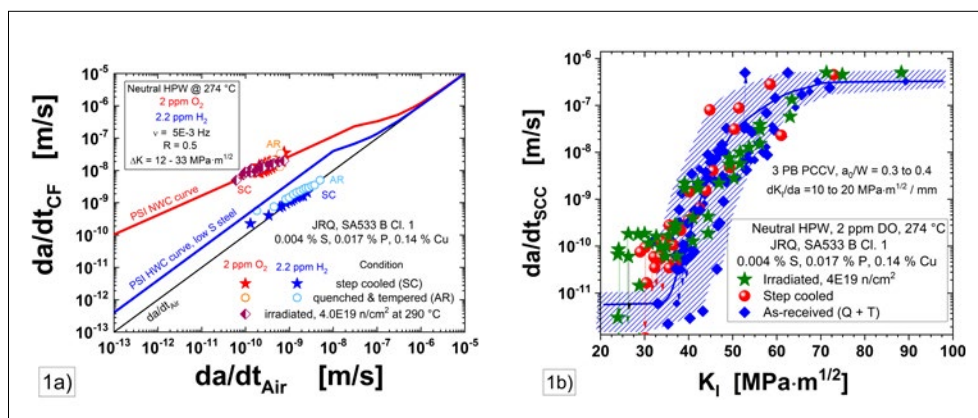


Figure 1: Similar EAF (a) and SCC (b) growth rates in BWR/NWC environment for as-received, thermally-aged and irradiated JRQ RPV steel.

Similarly, moderate H charging (3–5 wppm H) had no effect on the ductile to brittle transition temperature (DBTT) and upper shelf energy (USE) in dynamic impact tests for both thermally-aged and irradiated RPV steels. In the quasi-static master curve tests in the transition region, however, small transition temperature shifts slightly above their uncertainties were observed by hydrogen charging for as-received and thermally-aged steels. A clear synergy between hydrogen and TE, i.e., stronger DBTT shifts than the sum of the individual shifts by hydrogen charging or step cooling alone, were observed [8]. It is unclear if this synergy persists at the higher operating temperatures of LWRs or not. Small synergies between TE and environmental fracture in HTW with small reductions in the fracture resistance in the upper shelf region were also observed by our previous work (PhD thesis of Z. Que) [9].

2.2 Sub-Project-I

This activity is related to SCC mitigation by cavitation peening (CP) induced high compressive surface residual stresses. CP is a relatively new “shot-less” and contamination-free, rather flexible peening method that can be also applied for operating (& irradiated) components [3]. Successful mitigation requires a surface free of deeper surface-breaking defects (i.e., less than 1 to 2 mm deep), and sufficient penetration depth and magnitude of compressive residual stresses such that the total stress is below the SCC stress threshold. CP results in a highly de-

formed surface layer with high hardness and strength that can increase SCC susceptibility in absence of the beneficial compressive peening residual stresses (PRS). The compressive PRS must be durable without significant surface plastic straining during service. The primary objectives of this activity were thus to evaluate the durability of compressive PRS and associated microstructural changes in LTO/HTW environments, and to demonstrate and quantify the SCC mitigation effect of CP. For this purpose, two Alloy 182 as-welded weld overlays (WOL) on thick RPV plates were fabricated. Two 13 mm thick Alloy 182 weld plates were cut from these welds and subjected to a final industrial surface finishing by face milling. Two parts from these plates were then subjected to a CP treatment by Framatome in the USA using peening parameters for Alloy 182 control rod drive mechanism (CRDM) housings in PWRs. The 13 mm thickness represents the minimum required for a representative residual stress state, unaffected by sample thickness.

Characterization of the complex initial as-machined and as-peened surfaces, as well as aged microstructures and mechanical properties, is ongoing. These surfaces exhibit strong gradients in hardness, microstructure, and residual stresses. Surface roughness and topography are quite different. The highly non-uniform, deformed surface layer with high hardness has a thickness of approximately 50 and 500 μ m for the as-machined and as-peened specimens, re-

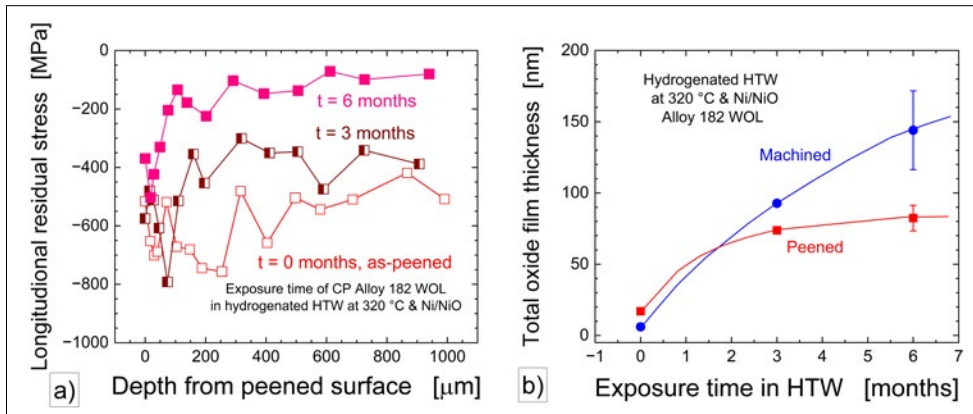


Figure 2:
a) Longitudinal residual stresses as a function of exposure time in HTW for cavitation peened specimens.
b) Oxide film thickness as a function of exposure time in hydrogenated HTW for machined and cavitation peened specimens.

spectively. In both cases, the peak hardness and estimated peak YS at the surface are in the range of 800 MPa (twice the bulk YS). The as-machined material only shows moderate compressive stresses (up to -200 MPa) up to a depth of 200 μm, with tensile stresses (ranging between +150 to +300 MPa) directly at the surface. In contrast, the peened material shows high compressive stresses (ranging from -600 to -800 MPa) extending to depths of 1 mm or more. Flat coupon specimens, fabricated to preserve the original plate thickness and surface condition, were subjected to thermal aging in air at 400°C for 2 months, and to hydrogenated HTW at 320°C at the Ni/NiO boundary for 3 to 12 months (testing scheduled for completion in Spring 2025). The surface RS from machining and peening and their durability or relaxation are characterized by micro-hole drilling method and X-Ray Diffraction (XRD) methods (Figure 2a) as well as indirectly by hardness. Exposure of flat coupons in hydrogenated HTW at 320°C for 3 to 6 months indicated some relaxation of the compressive residual stresses (Figure 2a), although this might be related to the inhomogeneity of the weld metal and as well as the peening process. The exposure in HTW did not change the thickness of the deformed surface layer, but microscopic changes will be further analysed by TEM/FIB, SEM/EBSD and nanoindentation in the future.

The oxidation behavior, oxide films formed and their protectiveness and, in particular, potential pre-cursor processes and initiation

sites for SCC initiation (e.g., stress-/strain-assisted local oxide penetration along GBs or slip bands by selective oxidation) are also being investigated. Various microscopy, electro-chemical and spectroscopy methods will be used for this purpose. Micro-Raman spectroscopy revealed the presence of NiO and (mixed) spinels of ferrites and chromites for all oxidized surfaces. Chemical composition profiles, measured by Glow Discharge-Optical Emission Spectroscopy (GD-OES) at Uni Manchester, indicate thinner (and thus more protective with lesser defects) oxides with slightly more Cr on peened surfaces than on machined ones (Figure 2b). This is attributed to the accelerated short-circuit diffusion of Cr in the more severely deformed and thicker surface layer (with higher dislocation and GB density as well as with higher vacancy concentration) of peened samples resulting likely in a finer nano-grained inner oxide film. Furthermore, oxide film thickness in peened specimens seems to saturate after 6 months exposure, whereas it continues to grow on machined specimens, TEM, SEM/EBSD, and other techniques will be employed to investigate whether stronger oxide penetration along GBs or deformation bands occurs in the peened surface that could serve as SCC initiation sites.

SCC initiation and subsequent in-depth crack growth beyond the compressive PRS layer are being studied using 3-point bending slow rising load-constant load tests with 13 mm thick as-machined, as-peened and HTW-aged specimens in simulated

PWR (320°C) and BWR/HWC (290°C) environments at the Ni/NiO phase transition boundary. The loading rate, maximum load, and hold times are varied appropriately. The specimens are instrumented with a direct current potential drop (DCPD) system, allowing for the on-line and in-situ monitoring of SCC initiation and subsequent crack growth. To date, 17 SCC tests in PWR and BWR environments have been performed, with test durations ranging from 20 to 60 days. Post-test evaluation and analysis of these complex tests are ongoing. Detection of SCC initiation using DCPD is possible, and as-peened specimens demonstrate significantly lower SCC susceptibility, indicated by a higher initiation load or longer initiation time. The situation remains unclear for pre-oxidized peened specimens. The stress-strain state during loading and deformation of these samples changes and redistributes in a complex way. Therefore, these tests are currently supported by FEM analysis by a guest scientist. While the strong YS gradient has already been successfully implemented in the analysis, challenges remain in incorporating representative residual stress profiles in mechanical equilibrium. The FEM analysis is essential to derive more quantitative data on SCC (e.g., critical SCC initiation stress/strain) from these tests.

2.3 Sub-Project-II to IV

Sub-project-II: The goal of this sub-project is to clarify if temporary O_2 and mechanical transients play a detrimental role for accelerated SCC initiation and subsequent short crack growth under PWR conditions or not, and if yes, whether it can be mitigated by optimized operation procedures or designs, e.g., by the reduction of amplitude and/or frequency of these transients.

In 2024, a literature survey on SCC of SS was started with a special emphasis on the role of potential (temporary) O_2 & mechanical transients, the recent French SCC cracking incidents and related test programs as well as on water chemistry procedures and O_2 control and sources in PWRs. The results will be summarized in half day seminar for ENSI and the Swiss utilities in Fall 2025. The

second main task for 2024 was the material procurement and specimen design and fabrication as well as baseline material characterization. The main material for the first phase is a 20% cold-worked (CW, by compression) wrought 316L SS as a surrogate for the weld heat-affected zone (HAZ) at the weld root. Some testing challenges with real weld HAZ can be avoided by the homogeneous CW wrought SS. In the second phase, two real 316L NG SS weld sections from welds with little and strong constraints and repairs during welding will be used and are provided by VTT/TVO (EPR primary piping) as a collaboration with VTT and the Finish SAFER LOAD program. On the testing side, explorative tests are currently performed to check the role of low DO levels (a few ppb to 100 ppb) on the ECP under PWR conditions. They clearly revealed raised ECPs at rather low DO that might produce a moderately aggressive occluded crevice chemistry. The role of temporary O_2 transients and of thermo-mechanical cyclic extra loading on SCC initiation and subsequent short crack growth will be investigated by sharply notched CT specimens, notched flat tensile and flat tapered tensile specimens with on-line crack initiation and growth monitoring by DCPD and electrochemical noise (ECN), starting in 2025.

Sub-project III: The current environmental factor (Fen) approaches (e.g., NUREG/CR-6909) for EAF evaluation are (overly?) conservative and there is an apparent discrepancy between the underlying lab tests and the excellent service experience [2]. Significant differences between the original and crude fatigue design, lab testing and real component conditions in the field raise concerns regarding the transferability of lab results on components as well as on unnecessary and false penalties, e.g., for LTO > 60 years. The goals of this activity are to perform more testing under realistic conditions to improve transferability and, if possible, to reduce degree of conservatism in current procedures. Furthermore, selected unexplored uncertainties that are not covered by current EAF procedures shall be further investigated. This activity is linked to the EU H2020 pro-

ject INCEFA-SCALE and OECD/NEA EAF data base project.

In the first phase, potential adverse or beneficial effects of static load hold periods and mean stress on EAF under isothermal and thermo-mechanical fatigue (TMF) conditions shall be evaluated. This will be done by combined block sequence tests with strain-controlled isothermal or TMF cycles and stress-controlled static load hold times at constant temperature with hollow cylindrical specimens. In the second phase, EAC under ripple loading conditions (at very high load ratio $R > 0.9$ to 0.95) will be investigated in materials with high strength. The specimen fabrication for the first phase and definition of test matrix is currently running. The selection of suitable test parameters is crucial, since static load hold time experiments are very time consuming.

In 2024, the focus of EAF testing was placed to our INCEFA-SCALE contribution and the finalisation of our investigations on gauge length and stress state effects on EAF in hollow cylindrical specimens as well as the feasibility study on the detection of EAF initiation by DCPD (see annual report 2023).

Sub-project IV: This small activity is driven by the growing interest of the nuclear community in AM methods for spare parts, obsolete replacements, repairs and maintenance or addition of new functionalities (coating, claddings) [5]. The main issue in this context is the accelerated qualification (and codification) of such materials for service for safety-critical components. A particular concern is their unknown ageing behavior (SCC in particular) under service conditions. The main goals are twofold, (i) the characterization of the SCC behavior of AM materials under LWR conditions, and (ii) to gain own practical experience and know-how and to build-up own judging competences to support ENSI as independent experts, if needed.

This work is performed within the newly established in-kind collaboration project CAISAM with VTT, Framatome, Uni Manchester and PSI as project partners. SCC initiation tests with two AM SS materials will be performed in BWR and PWR environments.

Two 316L SSs have been produced by laser powder bed fusion technology, one at VTT and one at Framatome. All specimens (tensile and U-bend) are manufactured by VTT and testing, as well as (extended) materials characterization will start in February 2025. In 2024, a literature survey on AM methods and materials in the nuclear sector was initiated and several AM events were attended to assess technical maturity, pros and cons, open gaps and practical issues/concerns, status of standardization/codification, and service qualification approaches. The small in-kind Round Robin SCC test program on AM SS in BWR and PWR environment with an accelerated test method (POEAM Round-Robin, [14]) with evaluation ongoing and results to be presented at an international conference in 2025.

2.4 Sub-project-V

An accurate knowledge of the K_I -dependence of SCC crack growth of Alloy 182/82 DMW over a very broad K_I range from 10 to 200 $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ 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 in PWRs and BWRs [2]. The K_I -dependence is strongly dependent on remaining weld residual stresses (WRS) in test specimens that are usually not considered. Shallow cracks grow in strongly increasing K_I vs. crack depth fields. The resulting $+dK/da$ effect potentially have a strong accelerating effect on shallow SCC crack growth by its effect on crack-tip strain rate under static load ($da/dt \times dK/da \rightarrow dK/dt$).

The SCC growth behavior in the K_I -range from 10 to 200 $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$ of Alloy 182 (~15 wt. % Cr) and Alloy 82 (~19 wt. % Cr) as-welded and PWHT (at 620°C/24 h) butt welds was thus characterized with big (35 mm thick, 90 mm ligament) CT and constant K_I contour double cantilever beam (CDCB) specimens (25 mm thick) in the high and medium K_I -range, respectively. The low K_I -range (5 to 25 $\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$) is covered by small sharply notched 0.5 T CT samples ($p = 0.1$ or 0.2 mm) with short (low $+dK/da$) or deep (high $+dK/$

da) initial notch depths. In case of the small samples, the contribution of the remaining WRS was ignored, but, although small, their contribution still can be significant. PWHT only moderately reduces the peak WRS by 25 to 50% and slightly reduces hardness (~10%) but can result in Cr-carbides precipitation at GB and in Cr depletion along the GBs, which may increase SCC susceptibility in oxygenated BWR/NWC environment. The tests were mainly performed in oxygenated HTW with a 2 ppm DO (ECP = +200 mV_{SHE}) and 20 ppb Cl⁻ (as HCl) at 274°C. Under these conditions, an aggressive occluded crevice environment with small acidic pH shifts is formed that is crucial for an efficient and full transition along the whole crack front from a transgranular fatigue pre-crack to a growing intergranular (IG) SCC with an even crack front. An even crack front and 100% IG engagement are crucial for a reliable estimation of K_I and unbiased SCC crack growth by the DCPD method.

For all welds and conditions, a power law relationship between SCC growth rate and K_I ($da/dt_{SCC} = A K_I^n$) was observed in the high K_I region from 50 to 200 MPa·m^{1/2} with an exponent n of 1.5 to 2. This is in line with the assumed exponent n of 2 in the recent BWRVIP-358 or MRP-422R1 curves for Alloy 82 in BWR and Alloy 182/82 in PWR environment, respectively. The SCC rates thus continuously increase with K_I and there is no plateau, where rates become independent of K_I , in contrast to most SCC disposition curves for Alloy 182 for BWRs (e.g., BWRVIP-59 or JSME) curves that claim such a plateau above 27 or 50 MPa·m^{1/2}! The observed SCC rates in Alloy 182 PWHT were a factor of 3 higher than in as-welded Alloy 182 or PWHT Alloy 82, which in turn were a factor of 3 higher than in as-welded Alloy 82 at the same K_I values. The higher SCC rates were likely due to the GB Cr depletion in PWHT 182 and the lower Cr content (slower repassivation) in Alloy 182, respectively. A strong correlation between degree of sensitization (DOS) determined by the double loop electrochemical potentiokinetic reactivation (DL-EPR) test and SCC growth rates were observed in this

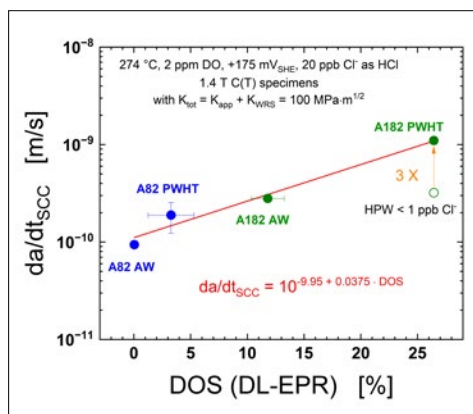


Figure 3:
Good correlation
between SCC growth
rates and degree of
sensitization (DOS) in
BWR/NWC environ-
ment for different
DMWs and heat
treatment conditions.

environment, as exemplarily shown for a K_I value of 100 MPa·m^{1/2} in Figure 3. Faster SCC rates were observed in PWHT than as-welded welds at the same K_I in BWR/NWC environment, but PWHT moderately reduces WRS and thus K_I and growth rates in component welds. Moreover, in hydrogenated HTW (PWR or BWR/HWC/OLNC), sensitization plays no role for SCC and PWHT reduces SCC growth rates by a similar factor (2 to 3) with respect to as-welded Alloy 182/82!

Unfortunately, the tests with CDCB specimens in the medium K_I range showed massive out-of-mid-plane cracking perpendicular (90° angle) to the mid-plane and thus did not provide useful results and a lot of precious test time was lost in 2024. The SCC tests with small samples at low K_I values are ongoing until Spring 2025. The very preliminary small sample test results (with DCPD only) reveal sustained SCC down to very low K_I values of 5 MPa·m^{1/2}, at least in case of high $+dK/da$ values and shallow cracks, with higher SCC rates for high $+dK/da$ values than for moderate $+dK/da$ values at similar K_I levels. There is thus no K_{ISCC} threshold for SCC, in contrast to such assumptions in some disposition lines (e.g., EDF), and K dependence is similar as in the high K range, likely with a slightly higher exponent n . These observations are also in line with field experience, where all SCC cracks started from the surface and were slowly growing at very low K_I .

3. National Collaborations

The collaboration is focused to the Swiss nuclear community. Close thematic links exist to the ENSI projects INOWAC (SCC mitigation by Zn & Pt injection), PROACTIV-II (probabilistic LBB analysis for SCC, small sample fracture testing) and to the **swissnuclear** project Mod-WRS (modelling of weld residual stress in DMWs). 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 IGW group (**swissnuclear** projects on structural material ageing). Within the “On-Call Contract” with ENSI, we have performed three small expertise tasks in 2024.

4. International Collaborations

Our own research activities are mainly discussed and coordinated within the following international groups and networks: International Co-operative Group on Environmentally-Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC, <https://www.icg-eac.org>), WP 4 (Nuclear Corrosion) of the European Federation of Corrosion (EFC, <https://efcweb.org/>) and TA-4 (System and Component Integrity) in the NUGENIA Alliance (<https://snetp.eu/nugenia/>). Sub-project III is linked to the EU H2020 project INCEFA-SCALE [11] and in-kind OECD/NEA EAF data base project. Sub-project IV on SCC of AM SS is connected to the international in-kind projects POEAM Round Robin and CAISAM. For sub-project II, a collaboration with information and material exchange was established with VTT and the Finish SAFER LOAD program. Furthermore, in 2024 and 2025 we are supporting an international project of EPRI for the development of updated SCC disposition lines for SSs in BWR environment. Unfortunately, our EU Horizon Europe proposals ATESSA and POEAM field were not supported.

5. Assessment of 2024 and Perspectives for 2025

5.1 Assessment of 2024

The overwhelming part of goals and milestones for the first project year were achieved. ASSET contributes to the education of young specialists and preservation of expertise. It generates results, which are of direct and practical use for the regulatory work in the context of material ageing and safe LTO. Its integration in several international programs further amplifies the benefit for ENSI. The gained expertise could be directly applied in several small on-call tasks for ENSI.

5.2 Perspectives for 2025

The main testing focus in 2025 is placed on sub-projects II to IV on SCC and EAF of SS and AM SS. Sub-project II of LEAD-II and sub-project V of ASSET will be terminated in Spring 2025. Important milestones are the final report of LEAD-II in Spring 2025 and a half day seminar on SCC of SS for ENSI and the Swiss utilities with the main outcome from the literature surveys in Fall 2025.

6. Publications

In total, 8 conference/workshop papers/presentations [10–17] were published in 2024.

7. References

- [1] Forschungsstrategie des ENSI, ENSI AN-11956, ENSI, Mai 2023.
- [2] H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, “Project proposal: ASSET – Analysis and mitigation of SCC concerns in stainless steels and Ni-alloy weldments in LTO & evaluation of SCC of materials fabricated by advanced manufacturing technologies”, PSI AN-46-23-03, 10.08.2023.
- [3] H.P. Seifert, S. Ritter, P. Spätig, “Projektantrag LEAD-II zu Handen des ENSI”, PSI AN-46-20-01, September 13, 2020.
- [4] T. Couvant, C. Varé, J.M. Frund, Y. Thébault, B. Audebert, E. Lemaire, “Susceptibility to IGSCC of cold work austenitic stainless steels in non-polluted primary PWR environment”, Fontevraud10, 2022.

- [5] 2020 Workshop on Advanced Manufacturing Technologies (AMTs) for Nuclear Applications, December 7 to 10, 2020, US NRC, <https://www.nrc.gov/public-involve/conference-symposia/amt-workshop/2020/index.html>
- [6] **H.P. Seifert, S. Ritter**, “EAC & EAF of Carbon & Low-Alloy Steels in High-Temperature Water”, PPT-presentation, NuCoSS 2023, Gozd Martuljek, Slovenia, July 2 to 7, 2023.
- [7] **H.P. Seifert, S. Ritter**, “Environmentally-assisted cracking of carbon and low-alloy steels in light water reactors”, in: Nuclear Corrosion: Research, Progress and Challenges, EFC Publications No.69, Ed: S. Ritter, Woodhead Publishing, ISBN: 978-0-12-823719-9, pp. 119–211, 2020.
- [8] **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.
- [9] **Z. Que**, High-Temperature Water Effects on the Fracture Behaviour of Low-Alloy Reactor Pressure Vessel Steels, EPFL PhD Thesis No. 9391, 2019.
- [10] **H.P. Seifert, A. Das**, SCC crack growth in Alloy 182 & 82 weldments at high K values, ICG-EAC Meeting 2024, April 14 to 19 2024, Busan, Korea.
- [11] **A. Das, H.P. Seifert, S. Ritter and A. Treichel**, Cavitation peening of Alloy 182: Exploring an SCC mitigation strategy for welds in light water reactor environments, ICG-EAC Meeting 2024, April 14 to 19 2024, Busan, Korea.
- [12] **A. Das, H.P. Seifert**, SCC initiation of Alloy 182 weld metal under light water reactor conditions, ICG-EAC Meeting 2024, April 14 to 19 2024, Busan, Korea.
- [13] **A. Das, S. Ritter, H.P. Seifert**, Exploring microstructural evolution in cavitation peened Alloy 182: Impact on oxide film formation in high-temperature water, EUROCORR 2024, 1–5 September 2024, Paris France.
- [14] **S. Ritter et al.**, Accelerated environmentally-assisted crack initiation testing of additively manufactured 316L stainless steel in LWR environments: Preliminary results of an international Round-Robin initiative, EUROCORR 2024, 1–5 September 2024, Paris France.
- [15] **B.A. Baykal, P. Spätig, H.P. Seifert**, Influence of exposed length on the corrosion fatigue of stainless steel pipes: A case study on scale-based systematic error in standardized experiments, EUROCORR 2024, 1–5 September 2024, Paris France.
- [16] **B.A. Baykal, P. Spätig, H.P. Seifert**, Fatigue crack monitoring in hollow stainless steel tubes using direct-current potential drop method in PWR environment, EUROCORR 2024, 1–5 September 2024, Paris France.
- [17] **A. Das, S. Ritter, H.P. Seifert**, Effect of surface state of Alloy 182 weld metal on stress corrosion cracking initiation in high temperature high pressure water, IAEA TSO Conference, 2–6 December 2024, Vienna, Austria.

INOWAC

Investigation of advanced water chemistry technologies on the ageing performance of structural LWR materials

Author and Co-author(s): S. Ritter, T. Wang, A. Mackiewicz, H.P. Seifert
Institution: Paul Scherrer Institut
Address: Paul Scherrer Institut, 5232 Villigen PSI, Switzerland
Phone, E-mail, Internet address: +41 (0)56 310 2983, stefan.ritter@psi.ch
www.psi.ch and **http://www.psi.ch/lnm**
Duration of project: April 1, 2023 to March 31, 2026

Abstract

The INOWAC project deals with the important topic of ageing of light water reactor (LWR) structural materials in the context of long-term operation (LTO). Its main objective is to investigate the mitigation of stress corrosion cracking (SCC) by optimisation of the water chemistry. Proactive SCC mitigation in Alloy 182 and stainless steels is crucial and indispensable for a safe and economic LTO. Zinc (Zn), even added in small amounts to the reactor coolant system, has proven to be an effective method for lowering shut-down dose rates in light water reactors (LWRs). Few investigations have indicated that Zn injection at higher concentrations than usually applied in plants might also have a positive effect on minimising the environmental degradation of structural materials. The reason for this is Zn incorporation into the tetrahedral sites of the Fe- and Ni-rich spinel structures, e.g. Fe_3O_4 , which seems to create a more stable and protective oxide scale. Some investigations have shown the effectiveness of Zn injection in terms of SCC initiation in steam generator tubes, made of Alloy 600 in pressurised water reactors (PWRs). However, the knowledge is very limited on the influence of Zn injection on the SCC behaviour of other LWR structural materials in the primary reactor coolant systems and on the necessary Zn concentrations for SCC mitigation.

In addition, the mechanism behind the SCC initiation and propagation for different kinds of materials in the primary reactor coolant systems with Zn injection is poorly studied and not understood. Due to Zn application in Swiss reactors, it is of utmost importance to explore in depth the possible impact of Zn on the SCC behaviour to benefit from potential mitigation effects. Therefore, the ZINC project was initiated, which delivered some promising and valuable results in terms of SCC mitigation, although at Zn concentrations which are still slightly above the ones applied in LWR plants. In the framework of the current INOWAC project those results will be verified at lower Zn concentrations and for longer exposure times. Towards the end of the project, also the effectiveness of the online NobleChem technology will be further assessed by studying a possible impact of combined Pt and Zn application. Experiments are being conducted in sophisticated high-temperature water loop systems with autoclave and loading device, simulating boiling water reactor (BWR) or PWR conditions, in order to systematically study the effect of Zn injection on the SCC initiation and propagation behaviour. Materials used in the current project are a Ni-based weld metal (Alloy 182) and a cold-worked stainless steel (AISI 316L). The properties of the oxide film formed on the specimens will also be studied in detail to gain new phenomenological insight into the mechanisms behind. During the second project year, coupons have been exposed to Zn-containing and Zn-free high-temperature water with a focus on lower, more plant-relevant Zn concentrations and on the stainless steel. The oxide film characterization of those specimens have been started. Furthermore, SCC initiation tests with Alloy 182 and stainless steel at low Zn concentrations have been conducted

in BWR hydrogen water chemistry environment.

1. Introduction

Stress corrosion cracking (SCC) of Alloy 182/82 as well as (irradiation-assisted) SCC of reactor internals and piping are two of the biggest concerns in the context of long-term operation (LTO) of the international and Swiss boiling (BWR) and pressurised water reactor (PWR) fleet [1]. The very recent “surprising” SCC incidents in stainless steel piping in several French PWRs have again revealed the importance of SCC mitigation measures, as well as keeping a high level of SCC expertise in Switzerland. Proactive mitigation of these phenomena is crucial and indispensable for a safe and economic LTO. The most promising water chemistry SCC mitigation methods currently are the online NobleChem (OLNC, for BWRs) and the Zn water chemistry (for BWRs and PWRs), whereas for the latter, the mitigation effect at plant-typical Zn levels of 5 to 15 ppb is still unclear. These water chemistry methods have a big and extremely valuable advantage over other mitigation methods, such as peening or weld overlays etc., in the sense that they have a generic (Ni-alloy, stainless steels or low-alloy steel components) and rather global mitigation effect in the reactor coolant system and are also proactive and cost effective. The other methods just provide mitigation for the treated specific component.

Zn, even added in very small amounts to the reactor coolant system, has proven to be an effective method for lowering shut-down dose rates in light water reactors (LWRs) [2]. Accessorily, some few investigations have indicated that Zn injection might also have a positive effect on minimising the degradation of structural materials [3–5]. This is because the injected Zn ions can substitute into the tetrahedral sites of the Fe₃O₄ spinel structure, which seem to create a more stable and

protective oxide scale. The effectiveness of Zn injection on mitigation of SCC initiation of steam generator tubes (Alloy 600) has been shown in plants and labs [5–7]. However, very little is known about the influence of Zn injection on the SCC behaviour of other structural materials in a reactor system. In addition, the working mechanism of Zn injection on the SCC initiation and propagation for different kinds of materials is poorly studied. Therefore, the ZINC project was conducted, which revealed some very promising SCC mitigation results, at least for relatively high Zn contents ≥ 15 ppb (mostly 40 ppb). To confirm those results at lower, plant-relevant Zn contents of 10 to 15 ppb and to quantify the mitigation effect, as well as to reveal further insights into the underlying mechanisms, further investigations are needed. Some of those are conducted in the framework of the INOWAC project [8].

The current report briefly describes the project’s content and objectives, as well as the work performed during the second project year. It also gives a preview on some selected results.

2. Structure, goals and work programme of the INOWAC project

2.1 Structure and objectives

The structure of the INOWAC project is based on the very good experience from former ENSI-PSI projects (e.g., SAFE, LEAD, NORA or ZINC). The project tasks (Table 1) will be covered by a project leader, a Post-Doc and a PhD student. The “core team” will be supported by scientific specialists and technical staff of the Component Safety (BTS) Group and from other groups of the Laboratory for Nuclear Materials (LNM).

The general topic of the project is the continuation of the systematic investigation of the effect of Zn addition on the SCC initia-

Tasks	Subject	Share
Task 1	Assessment of Zn water chemistry in terms of SCC mitigation and oxide film properties	approx. 80 %
Task 2	Effect of combined Pt and Zn injection (OLNC)	approx. 20 %

Table 1:
Subjects and share of
the two main tasks of
the INOWAC project.

tion and propagation behaviour and on the oxide film of Alloy 182 and stainless steel in (simulated) BWR and PWR environments, to confirm the results from the ZINC project also at lower, more plant relevant Zn concentrations, as well as for longer exposure times. More phenomenological insights and a better basic understanding will be gained. The final objective is to be able to quantify a potential mitigation effect of Zn, e.g. also in the context of SCC disposition lines. A second (smaller) task will be to answer some remaining open questions concerning the OLNC technology, especially investigating a possible impact of combined Pt and Zn additions. The project supports the safe LTO of the Swiss nuclear power plants also by preserving an independent expertise (available to the ENSI) and by educating young experts in the field of water chemistry and plant ageing management. The topic is relevant to both types of reactors currently available in the Swiss LWR fleet, BWR and PWR. The project fulfils most of the criteria defined in the ENSI research strategy [9]. In addition, the project represents a cross-cutting activity which contributes to the work of several areas at the ENSI.

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

2.2 Work programme

The planned work programme was included in the Research and Experience Report 2023 [10] and the actual work programme is discussed in more detail and adjusted, if necessary, during the periodic project meetings with the ENSI representatives.

During the second project year the focus was on performing tests at lower, more plant-relevant Zn concentrations and on the characterization of the oxide layer of the stainless

steel. Then also a number of SCC initiation and short crack growth tests were performed with the Alloy 182 in BWR-hydrogen water chemistry (HWC) at low Zn contents. A major task of 2024 was the training of the new Post-Doc, Ting Wang, who started working on April 1, 2024. Finally also a Master-Student was supervised during summer 2024, who has set up an electrochemical measurement station which will be used for the INOWAC project. In the following Section a small selection of results are presented very briefly.

3. Results from experimental work

Because the earlier contributions to the research and experience reports mostly focussed on the Alloy 182 results and because only a limited amount of new results is available on the Alloy 182, oxide film characterisation and SCC results from the stainless steel are presented in the current chapter (including some results from the predecessor project ZINC).

3.1 Materials and experimental procedure

3.1.1 Materials and specimens

A 20% cold-worked (CW) stainless steel type AISI 316L was used for the experimental investigations. The chemical composition of the material is shown in Table 2. Coupons ($13 \times 10 \times 4 \text{ mm}^3$) were machined from the steel. Two different surface conditions of the coupons were prepared prior to the exposure tests. One surface was ground with 180-grit SiC paper, to replicate some kind of an as-received surface condition of industrial components and the other surface was ground up to $0.1 \mu\text{m}$, followed by OPS solution ($0.02 \mu\text{m}$) polishing. For the SCC initiation tests, flat tapered tensile (FTT) specimens were prepared in the orientation, which corresponds to the one most prone to cracking. The FTT specimens were ground by 180-grit SiC paper on both sides and carefully cleaned prior to the tests. More details about the specimen preparation and material can be found in [11, 12].

Material	Fe	C	Si	Mn	Ni	Cr	Mo	Nb	N
AISI 316L	Bal.	0.021	0.25	1.90	11.30	16.70	2.10	–	0.0175

Table 2:
Chemical composition of 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, 10, 15 or 40
PWR	320	130	830	-813	600/2.25	7.46	0, 10, 15 or 40

Table 3:
Most important parameters of the two test environments.

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 tests to sustain the target environmental conditions.

In order to study the effect of Zn injection on the corrosion behaviour and oxide film properties, accelerated SCC initiation tests (constant extension rate tests with flat tapered tensile specimens, for details see [13]) and coupon exposure tests were performed in Zn-free high-temperature water (BWR-HWC or PWR conditions) as reference and with 10, 15 or 40 ppb Zn dosing. Concentrated Zn acetate solution was injected into the feedwater flow to achieve the target Zn concentration. Coupons were inserted into the autoclave and exposed to the high-temperature water for approx. two weeks.

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 Zn to the one without Zn treatment. The final objective is to possibly draw conclusions on the protectiveness of the oxide layer in terms of SCC initiation susceptibility.

3.2 Selected results

Coupons made of 316L stainless steel were exposed to BWR-HWC or PWR environments without or with 15 or 40 ppb Zn for about two weeks. In Figure 1 SEM micrographs of the coupon surfaces exposed to BWR-HWC environment are shown, while Figure 2 contains the micrographs taken after PWR exposure. In all cases a clear difference in the surface oxide film morphology could be observed between the Zn-treated and Zn-free surfaces. Less of the larger oxide crystals were formed in the outer oxide layer and the outer oxide layer appears more smoothly for the Zn-treated surfaces, regardless of the surface condition (polished vs. ground). The amount of Zn (15 or 40 ppb) also didn't make a large difference. Similar observations were made in case of the Alloy 182 [14].

After cross-sectioning of the coupons, the thickness of the inner oxide layer was measured by SEM at 45 equidistant positions. The results are shown in Figures 3 and 4. The oxide film of the OPS surface was generally very thin and in some cases the thickness couldn't be determined by SEM (here TEM investigations are ongoing), but looking at the ground surface 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 together with the surface imaging gives a clear indication, that in the presence of Zn a thinner, but more dense and compact oxide scale is formed, which possibly results in a better protection against SCC initiation. Also here the observations are similar to the ones made with the Alloy 182 specimens [15].

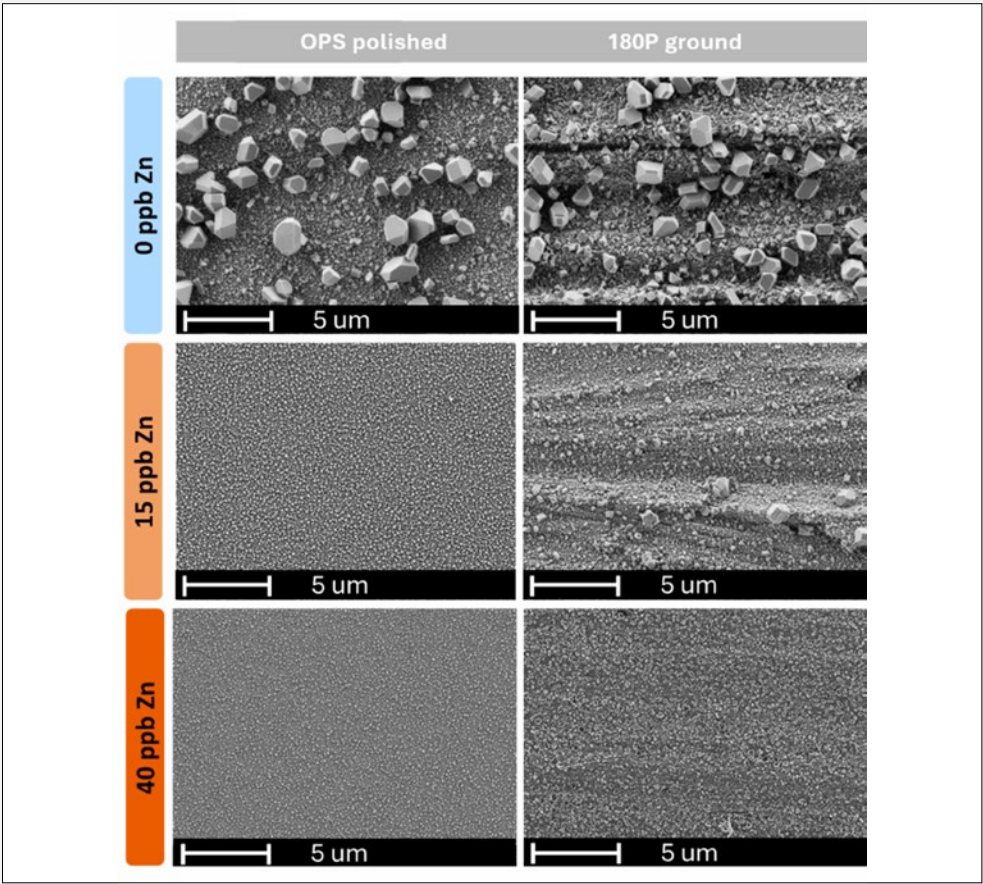


Figure 1:
SEM micrographs
of the oxide films on
OPS polished and
ground 316L stainless
steel specimens after
exposure to BWR-
HWC environments
without or with 15 or
40 ppb of Zn for
approx. two weeks.

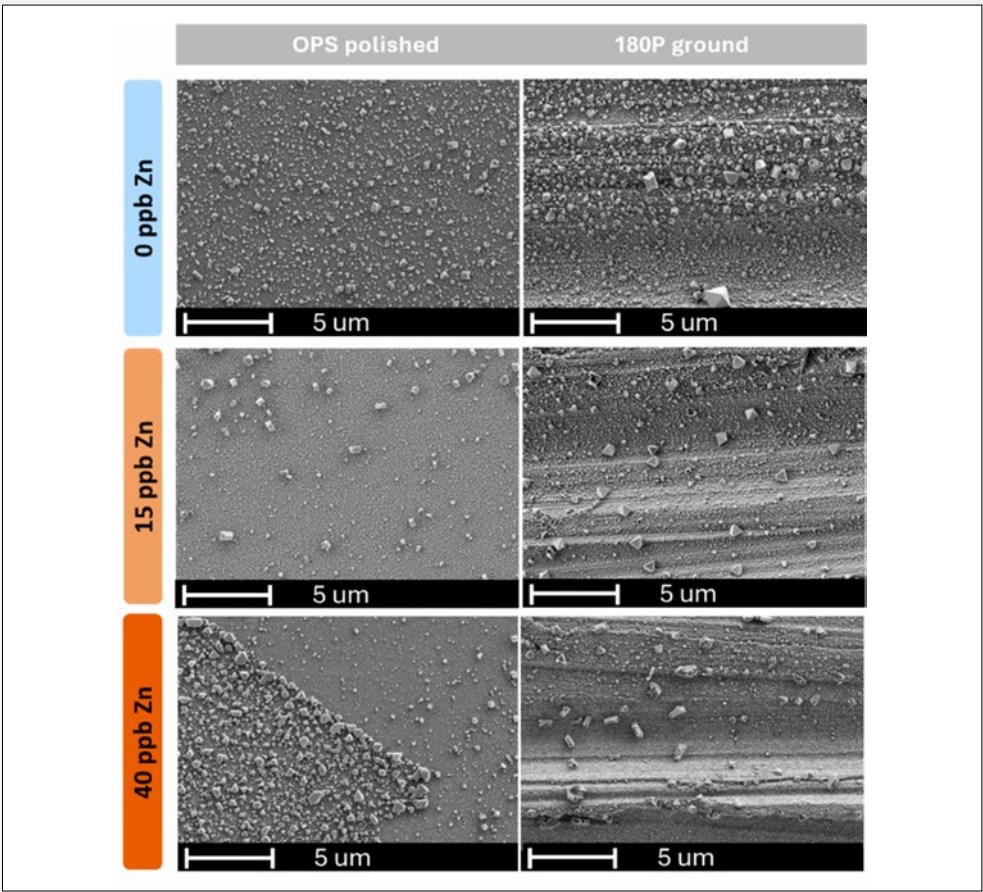


Figure 2:
SEM micrographs
of the oxide films on
OPS polished and
ground 316L stainless
steel specimens after
exposure to PWR
environments
without or with 15 or
40 ppb of Zn for
approx. two weeks.

Further oxide film studies, also for 10 ppb Zn concentration, are currently ongoing (e.g., Raman spectroscopy, X-ray photoelectron spectroscopy, electron dispersive spectroscopy, electrochemical impedance spectroscopy, etc.) to further reveal the effect of Zn injection on the oxide film properties and composition.

Concerning the accelerated SCC initiation testing of the CW 316L stainless steel, the effect of Zn is not yet fully conclusive. Tests were conducted without Zn addition, with 10, 15 or 40 ppb Zn under BWR-HWC conditions (Figure 5). Only with 40 ppb of Zn a tendency towards higher stress thresholds for SCC initiation, indicating SCC mitigation, could be found. Also a more detailed post-test analysis of the crack length density on the tensile specimens revealed a lower SCC susceptibility at 40 ppb Zn concentration. An opposite trend was observed for 10 and 15 ppb Zn content. Possible reasons for this behaviour could be the aggressive and short-term nature of the accelerated SCC tests and the generally very low SCC susceptibility of the 316L stainless steel. It must be noted that the stress thresholds are close to the ultimate tensile strength of the steel. Tensile tests in PWR environment also revealed only a small tendency towards higher stress thresholds with 40 ppb Zn addition compared to tests in Zn-free high-temperature water.

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 AS-SET.

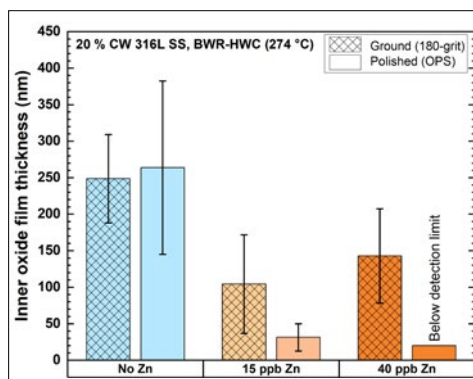


Figure 3: Comparison of the thickness of the inner oxide film on 20 % CW 316L stainless steel exposed for approx. two weeks to BWR-HWC environment without or with 15 or 40 ppb Zn injection. Measured by SEM at 45 equidistant positions.

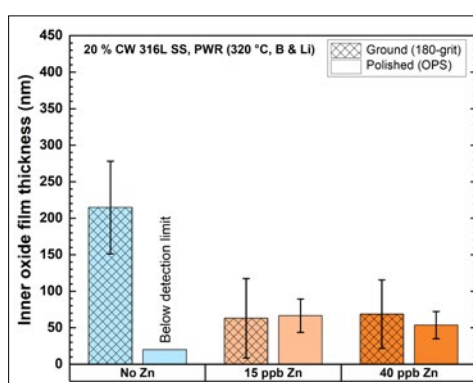


Figure 4: Comparison of the thickness of the inner oxide film on 20 % CW 316L stainless steel exposed for approx. two weeks to PWR environment without or with 15 or 40 ppb Zn injection. Measured by SEM at 45 equidistant positions.

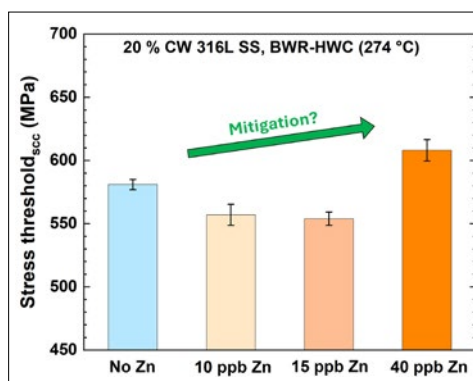


Figure 5: Stress thresholds for SCC initiation of 20 % CW 316L stainless steel in BWR-HWC environment without or with 10, 15 or 40 ppb Zn. Higher stress thresholds indicate lower SCC susceptibility.

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 Chair of the Science and Technology Advisory Committee, etc.]). Our research activities are regularly presented and/or discussed within these groups. PSI also participates as member in the SNETP-NUGENIA alliance (Technical Area 4 – System and Component Integrity, <http://www.snetp.eu/nugenia>) and the BTS-Group is in close contact with the BWR Vessel and Internals Project of the Electric Power Research Institute (EPRI, USA). Finally, the project leader is one of the driving forces in running a round-robin initiative performing SCC initiation testing of additively manufactured stainless steel in LWR environments involving ten European partner organisations (“POEAM Round-Robin”).

6. Assessment of 2024 and perspectives for 2025

6.1 Assessment of 2024

During the second year of the project, the exposure and SCC testing programme could be continued as planned. The focus of the testing was on low Zn concentrations and on the stainless steel. The oxide film characterisation activities were progressing only slowly, because the new Post-Doc needed to undergo an intense training programme on high-temperature water loop testing, analytical methods and instruments, as well as on the specific know-how on environmentally-assisted cracking and oxide films of structural materials in light water reactor environments. During summer 2024 a Master-Student (Liang-Hsuan Chen from National Tsing Hua University, Taiwan) was supporting the project by setting up an electrochemical measurement station. Several seminars and two international conferences have been attended by the INOWAC team (e.g., Swiss Corrosion Science Day 2024, ICG-EAC Meeting 2024, EUROCORR 2024, etc.). It also may be noted that Ting Wang, presenting INOWAC results, has won an award for the best poster presentation of the EURO-

CORR 2024 conference (with approx. 1200 attendees). Then two project meetings were held on April 26 and October 25, respectively, and the annual ENSI-PSI project presentation meeting took place on November 29. Finally, it can be concluded that despite the slight delay in the oxide film characterization investigations, the major goals and milestones of the second project year were mostly achieved.

6.2 Perspectives for 2025

During the third project year, the SCC initiation and exposure test campaign will continue and the characterization of the oxide film and SCC cracks with a focus on low Zn concentrations and on the stainless steel will be further intensified. Towards end-2025, a testing campaign with combined Pt and Zn injection will complete the test matrix. Furthermore, it is planned to publish two journal papers and project results will be presented at the annual ENSI-PSI project presentation event, as well as at international conferences (e.g., ICG-EAC Meeting 2025, May 2025, France; NPC 2025, September 2025, Republic of Korea). Two project meetings will be organised (in April and October 2025) and measures will be discussed to compensate for the delayed start of the Post-Doc. Finally, ideas for a possible follow-up project will be presented and discussed with ENSI at the project meetings.

7. Publications

In 2024, several conferences, workshops and meetings have been attended by the INOWAC team and one journal paper is planned to be published during the first half of 2025 (the publications contain also results from the predecessor projects). Also the thesis of Adrianna Mackiewicz is under preparation. All presentations and publications are listed below in chronological order.

■ A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Virtanen, “The Role of Zinc in Alleviating Stress Corrosion Cracking in Alloy 182 under Boiling Water Reactor Condition”, In: Annual Meeting of the Int. Cooperative Group on Environmentally-Assisted Cracking of

Water Reactor Materials, ICG-EAC, N.P.O., Busan, Republic of Korea, April 14–19, 2024.

■ T. Wang, A. Mackiewicz, H.-P. Seifert, T. Jung, C. Schneider, and S. Ritter, “Unraveling the Influence of Zinc Water Chemistry on Oxide Film Characteristics of Alloy 182 in Boiling Water Reactor Environment”, In: **EUROCORR 2024**, EFC, Paris, France, September 1–5, 2024.

■ S. Ritter, “NORA Project: Analysis of the Pt Distribution on MMS Coupons from KKL”, In: **EPRI BWRVIP Mitigation Committee Meeting**, EPRI, Clearwater, FL, USA, December 10–12, 2024.

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.
- [2] G. Romeo, “Oxidation and Radiation Buildup on Stainless Steel Components of Boiling Water Reactors”, **Nuclear Technology**, 1983, **63**(1), 110–120.
- [3] D.-S. Lim, S.-H. Jeon, B.J. Bae, J. Choi, K.M. Song, and D.H. Hur, “Effect of Zinc Addition Scenarios on General Corrosion of Alloy 690 in Borated and Lithiated Water at 330°C”, **Corrosion Science**, 2021, **189**, 109627.
- [4] H.-S. Kim, H.B. Lee, J. Chen, C. Jang, T.S. Kim, G.L. Stevens, and K. Ahluwalia, “Effect of Zinc on the Environmentally-Assisted Fatigue Behavior of 316 Stainless Steels in Simulated PWR Primary Environment”, **Corrosion Science**, 2019, **151**, 97–107.
- [5] X. Guo, K. Chen, H.P. Seifert, and S. Ritter, “Effect of Zinc Water Chemistry on the Corrosion and Stress Corrosion Cracking Behavior of Structural Materials in Light Water Reactors – a Review”, **PPCHEM**, 2023, **25**(3).
- [6] K. Norring and J. Engström, “Initiation of SCC in Nickel Base Alloys in Primary PWR Environment: Studies at Studsvik since Mid 1980s”, **Energy materials**, 2008, **3**(2), 113–118.
- [7] M.G. Angell, S.J. Allan and G.P. Airey, “The Effect of Primary Coolant Zinc Additions on the SCC Behaviour of Alloy 600 and 690”, In: **9th Int. Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors**, TMS, 1999.
- [8] S. Ritter and H.P. Seifert, “Project Proposal: INOWAC – Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials”, In: **PSI Aktennotiz**, Report No. AN-46-23-01, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, January 2023.
- [9] “Forschungsstrategie Des Eidgenössischen Nuklearsicherheitsinspektorats ENSI”, In: **ENSI Report**, ENSI, Brugg, Switzerland, June 2013.
- [10] S. Ritter, A. Mackiewicz and H.P. Seifert, “Erfahrungs- und Forschungsbericht 2023 – INOWAC Investigation of Advanced Water Chemistry Technologies on the Ageing Performance of Structural LWR Materials”, In: **ENSI Research Report**, Report No. ENSI-AN-11899, ENSI, Brugg, Switzerland, May 2024.
- [11] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, H.P. Seifert, and S. Ritter, “Role of Zn Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Alloy 182 Weld Metal in Simulated Light Water Reactor Environment”, **Corrosion Science**, 2023, **221**, 111364.
- [12] K. Chen, A. Mackiewicz, S. Virtanen, P.V. Grundler, H.-P. Seifert, and S. Ritter, “Effect of Zinc Injection on Mitigating Stress Corrosion Cracking Initiation of Structural Materials in Light Water Reactor Primary Water”, **Corrosion Reviews**, 2023, **41**(3), 387–398.
- [13] 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.
- [14] A. Mackiewicz, S. Ritter, K. Chen, H.-P. Seifert, and S. Virtanen, “Effect of Zinc Water Chemistry on Stress Corrosion Cracking Mitigation of Alloy 182 Weld Metal and Its Oxide Film Properties”, In: **Nuclear Plant Chemistry Conference**

(NPC 2023), Paper No. 152, Juan les Pins, France, September 25–28, 2023.

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

Project 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, evaluations of constraint loss on miniaturized compact tension C(T) specimens and material inhomogeneity on three fracture toughness data sets of the reference low-alloy steel JRQ were conducted. The sets are characterized by different reference temperatures T_0 of the Master-Curve and are therefore clearly macroscopically inhomogeneous. We showed that the intrinsic scatter, due to microscopic inhomogeneity, of each data set is not the same and is linked to the size of the process zone and local fracture stress, which were determined by finite element modeling. We concluded that con-

straint loss is never negligible on miniaturized C(T) specimens and recommend to perform the tests with such specimen in the lower part of the ductile to brittle transition, namely below $K_{Jc,limit}$ to help differentiate between specimen size and macroscopic inhomogeneity effect.

In the SP-II project, a thick-walled cylindrical mock-up was tested in a dedicated facility designed to simulate a thermal shock accident scenario. Experiments were conducted to observe crack initiation, propagation, and arrest. The mock-up, made from specially heat-treated steel with a high Ductile-Brittle Transition Temperature (DBTT), was used to replicate end-of-lifetime material behavior. Destructive examination of the tested samples provided detailed information on crack extension. Crack propagation simulations were carried out using a 2D global model-submodel finite element approach, accompanied by a sensitivity analysis to determine the optimal mesh for crack propagation assessment. Results indicated that the Extended Finite Element Method (XFEM) overestimated the final crack depth compared to experimental observations.

In SP-III, the focus was on an evaluation of how earthquakes are treated in xLPR. The software code differentiates between Safe Shutdown Earthquakes (SSEs), which are stronger and lead to plant shutdown, and operating-basis earthquakes (OBEs), which are less intensive and are considered as transients in the model. The simulations performed suggest that the impact of less-frequent earthquakes of limited intensity does not have a substantial impact of the plant safety.

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 sub-

Subproject	Topic	Effort
SP-I	Fracture toughness evaluation of inhomogeneous reactor pressure vessel steels using sub-sized specimens	40%
SP-II	Experimental validation of the eXtended Finite Element Method (XFEM) applied to the crack propagation in thick cylindrical mock-ups	40%
SP-III	Probabilistic analysis of component failure using xLPR	20%

Table 1:
Topics of the
3 sub-projects in
PROACTIV-II.

Year	2022				2023				2024			
Quartile	1	2	3	4	1	2	3	4	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												
PhD writing												
Reports		x		x		x		x		x		x

Table 2:
2022–2023 Time
Schedule for
sub-project-I.

projects (SP), two of which (SP-I and SP-II) are continuations of work performed in the previous PROACTIV project. SP-III addresses probabilistic safety analyses using xLPR, which is a recently developed software tool that ENSI expects to be of relevance for future safety evaluations.

SP-I: Fracture toughness evaluation of inhomogeneous reactor pressure vessel steels using sub-sized specimens

The determination of the brittleness of ferritic steel based on the Master-Curve method as defined in the ASTM-E1921 standard was originally developed for macroscopically homogenous steels. Large plates or components are rarely homogenous and often exhibit spatial variation in toughness. In the current version of the ASTM-E1921 standard, a screening procedure was implemented to determine if a fracture toughness dataset is likely to be representative of homogenous material, i.e. a material with a reference temperature T₀ independent on the plate location. To be valid, the screening procedure is based on minimum number of valid data that fulfil the specimen size requirements. When dealing with sub-sized specimens as it is generally the case with irradiated material, the specimen size and specimen number as well as the testing temperatures requirements of the standard to determine valid T₀ and to perform a homogeneity assessment

may not be fulfilled. Thus, it is necessary to develop experimental approaches and models that allow to separate specimen size from macroscopic inhomogeneity effects. The main objective of this PhD project is to separate these two effects on brittle fracture toughness of RPV steels using sub-sized specimens. It is well known that inhomogeneity and specimen size are factors that significantly affect the fracture behavior in the ductile-brittle transition, particularly the amplitude of the scatter. If small amount of material is available for testing, it is very challenging to separate these effects from sub-sized specimen. Therefore, appropriate methods need to be robust to consider the specimen size effect on the scatter prior assessing the material inhomogeneity.

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 previ-

Year	2022				2023				2024			
Quartile	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4
Samples manufacturing												
Thermal shock experiment on mock-ups (one crack or multiple cracks)												
Improvement of the measuring techniques to observe the crack												
Improvement of sample design												
Investigation on the tested samples												
Comparison of XFEM and experiments												
Half-year and annual reports		x		x		x		x		x		x

Table 3:
2022–2024 Time
Schedule for
sub-project-II.

ous 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, given that previous simulations showed that these do not interact with each other.

In task 1, the material is heat treated according to the defined specifications in PROACTIV to artificially age the material 17MoV84 and reach the brittleness required to initiate, grow and arrest the pre-cracks. In task 2 the thermal shock is performed in the sample with 4 notches. Direct current potential drop (DCPD) and a microphone are installed in the facility to monitor the crack propagation. Corresponding adjustment in the acquisition software are performed to obtain good resolution in the measurements in task 3. Task 4 and 5 are executed in parallel to enhance the crack propagation behavior of the notches. Finally, comparison of the FE-model and the experimental results is done in task

6 to improve the reliability of the simulation technique.

SP-III: Probabilistic analysis of component failure using xLPR

Subproject III is a continuation of first efforts directed at probabilistic safety analysis of nuclear systems by PSI in the PROBAB (2016–2018) and PROACTIV (2019–2021) projects funded by ENSI. In these projects an evaluation of different probabilistic codes was performed, including exploratory case studies of a broad set of factors that can be analyzed with such codes. In delta to those past projects, the current proposal is moving forward to the next step, adding the following aspects to the research efforts:

- The use of xLPR, to which ENSI has expressed its interest.
- Focus on the welding residual stresses and their impact on the system safety, including a deep sensitivity analysis using the mechanisms provided in the xLPR software.

Goal is to set up the input variables of the xLPR simulations such that they represent a primary nuclear system comparable to the Swiss power plants. To do so PSI proposed sets of input variables and presented them to ENSI for checking before running extended simulations.

The result of this project will be a better, probabilistic understanding of the influence of WRS and other phenomena on the safety of nuclear power systems comparable to the Swiss plants. In addition, PSI will gain knowledge of the xLPR software, with this will be able to support ENSI as an expert, and will

Year	2022				2023				2024			
Quartile	1	2	3	4	1	2	3	4	1	2	3	4
Parametrization of Reference Simulation												
Sensitivity Study with WRS Focus												
Further Analyses												
Half-year Presentations and Annual Reports		x		x		x		x		x		x

Table 4:
2022–2024 Time
Schedule for
sub-project-III.

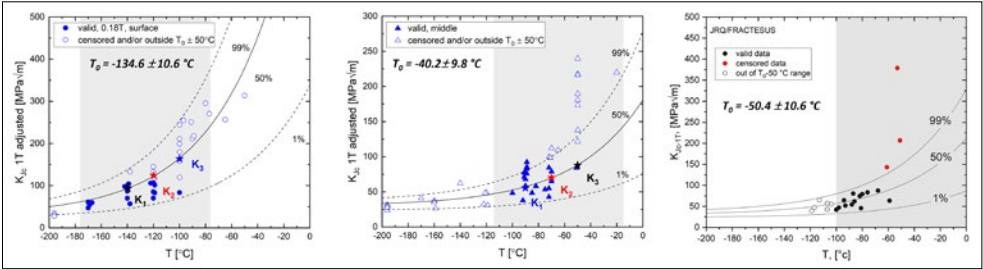


Figure 1:
IT-adjusted data
of three JRQ plates
with different Master-
Curve failure bounds.

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.

Work carried out and results obtained

SP-I: Fracture toughness evaluation of inhomogeneous reactor pressure vessel steels using sub-sized specimens

In 2024, the emphasis was put on the analysis and interpretation of the fracture data obtained with miniaturized C(T) specimens of the low-alloy RPV steel JRQ. We considered two data sets obtained during the first phase of this PhD project as well as the toughness data of a round-robin laboratory testing realized in the frame of the European project FRACTESUS. The three data sets were obtained at different locations of the original large and thick JRQ plate, which is well known to have a significant through-thickness variation of the reference temperature T_0 resulting from the difference in the cooling rate on the surfaces and in the middle of the plate. The reference temperature T_0 indexes the median toughness–temperature curve of 1T-specimens on the temperature scale at $100 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$. Two sets of miniaturized compact tension specimens were extracted from thin plates: one close to the surface and

one in the middle of the much larger thick JRQ plate. These data sets are referred as to **surface** and **middle** in the following. Toughness data from 0.5T, 0.18T and 0.09T C(T) specimens were determined within the ductile to brittle transition. The data were analyzed according first to the ASTM-E1921 standard, and the measured toughness data were crack-front size adjusted to equivalent 1T-specimen prior determination of the reference temperature T_0 . The 1T-adjusted data along with the Master-Curve fit are shown in figure 1; the JRQ data (0.18T C(T) data) obtained by PSI within FRACTESUS project are also plotted in this figure. The grey areas in the plots indicate the temperature range where the data scatter is properly described by the Master-Curve method, which corresponds to the range $T_0 \pm 50^{\circ}\text{C}$. Note the large difference in T_0 between the plates is clearly associated with macroscopic inhomogeneity of the JRQ plate; in other words, each specimen extracted from a single plate is representative of a material with a fixed T_0 . Another major difference between the **surface** plate on the one hand, and the **middle** plate and FRACTESUS plate on the other hand, is the excessive scatter observed in the last two plates. Indeed, many data points fall well above the 99% failure bound. Since the specimens were extracted from macroscopically homogeneous thin plates, this excessive scatter has another origin. It is

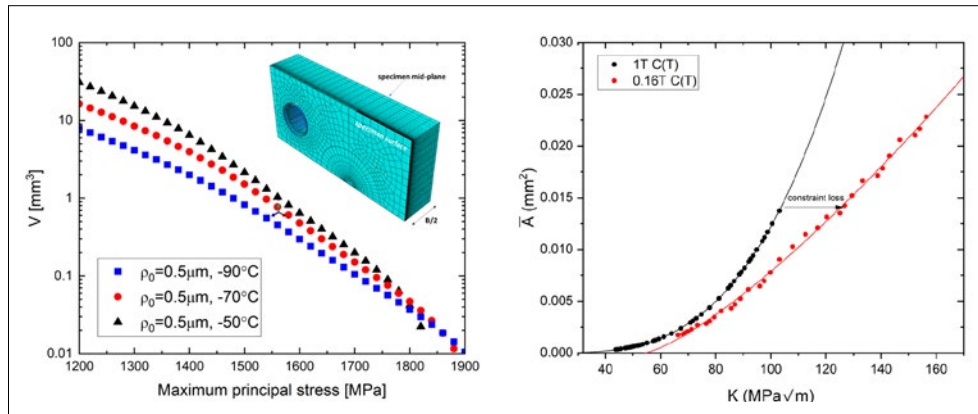


Figure 2: Left: stressed volume versus σ_i at different temperatures for the median toughness of the middle plate. Right: illustration of the constraint loss factor determination for $\sigma_i=1800$ MPa at -80°C of the JRQ plate.

Material JRQ steel	T_0 ($^\circ\text{C}$)	σ^* , (MPa)	V^* (mm^3)
Surface	-134	2020	3
FRANCESUS	-50	1800	0.05
Middle plate	-40	1800	0.042

Table 5: Reference temperatures T_0 and critical values of the local fracture criterion σ^*/V^* for the investigated plates.

worth reminding here that the intrinsic large scatter of toughness observed in the transition is linked to the strong stress gradient at the crack tip and to the probability to have a micro-crack initiator within the small highly stressed volume in this region. The random location of sites manifests itself as variability of the associated fracture toughness. In that sense, each ferritic steel is microscopically inhomogeneous leading to the intrinsic scatter described by the Master-Curve method. When constraint loss occurs, the stressed volume is affected by the specimen size, which in turn leads to a change of the scatter distribution. Thus, separating the macroscopic to microscopic scatter is a challenging task. To gain insight into this issue, the size of the process zone, defined as the critical volume V^* of material at the crack tip where the maximum principal stress σ_i is greater than a given value (the so-called fracture stress σ^*) must be determined. A good estimate of the pair of values σ^*-V^* can be obtained by plotting the stressed volume $V(\sigma_i)$ ahead the crack tip against the maximum principal stress σ_i for some selected temperature at which the simulated loads of the C(T) correspond to the median toughness curve (the Master-Curve). As an example, the $V(\sigma_i)$ curves are plotted in figure 2 for the middle plate, at different temperatures for applied

stress intensity factors K indicated by the stars in the middle plot of figure 1. One can observe a cross-over the $V(\sigma_i)$ curves around σ_i 1800 MPa for a corresponding volume of about 0.042mm^3 . Note that the quarter C(T) model used is shown in the figure along with the initial root radius of the mesh used to load the specimen. We also made sure that the loadings of the simulations were such that the crack tip opening displacement p was at least $5\rho_0$ to have a calculated stress field consistent with the real root radius after pre-cracking and independent of ρ_0 . In table 5 we show the calibrated σ^*-V^* values for the three plates. The difference in the fracture stress σ^* is relatively modest. On the contrary, V^* is much larger for the **surface** plate than for the two other plates. With the stressed, small volume V^* , toughness becomes obviously much more sensitive to any local inhomogeneities, such as local variations of the carbide density, or of the carbide size distribution, and so on. Consequently, high stress intensity factor might be applied to sample large volume of materials to trigger a crack initiator resulting in an even further increase of K to compensate the constraint loss. Once σ^* and V^* are calibrated with finite element simulations, the constraint loss can be quantified. We emphasized first that to apply

the crack front size adjustment recommended in the ASTM-E1921 standard, one has to consider specimens with the same high level of constraint. Specimens of different sizes have the same constraint level when the same applied stress intensity factor results in the same average critical area A^* along the crack front ($A^*=V/B$). The overall specimen size adjustment we propose is a two-step procedure. First, we determined the constraint loss factor (CL) as the ratio of the applied stress intensity factor of the xT-C(T) to the 1T-C(T) specimen at the same $\bar{A}(\sigma^*)$. (here x is 0.18 for the **surface** and **middle** plate and 0.16 for FRACTESUS plate).

$$CL(\bar{A}(\sigma^*)) = \frac{K_{xT}}{K_{1T}} \quad (1)$$

An illustration of the constraint loss effect is shown in figure 2. We found that the CL is reasonably constant with a value of 1.15 for the 0.18T and 0.16T C(T) specimens, provided that no excessive constraint loss occurs. Once corrected from constraint loss the K_{xT} were further adjusted for crack front length according to the ASTM-E1921 standard. Thus, the overall correction/adjustment of the K_{xT} data was done according to the equation:

$$K_{1T} = \left(20 + \left(\frac{K_{xT}}{CL(A)} - 20 \right) \right) \left(\frac{B_{xT}}{B_{01T}} \right)^{1/4} \quad (2)$$

In other words, the miniaturized fracture toughness data are first divided by the constraint loss factor equal to 1.15 and then the crack front length adjustment is done. This is different from the ASTM-E1921 which does explicitly account for constraint loss but rec-

ommends the use of the censor procedure by considering that the data are valid if the specimen has failed below $K_{Jc, limit}$, which is specimen size and temperature dependent. The effect of the CL on T_0 , calculated for 0.16T C(T) and 0.18T-C(T) specimens, is to increase T_0 of about 10°C. Again, this estimation of the constraint loss factor were done below $K_{Jc, limit}$ of the ASTM-E1921 standard. Thus, we recommend testing the miniaturized C(T) specimens well below this limit if a subsequent inhomogeneity determination is to be done.

SP-II: Experimental validation of the eXtended Finite Element Method (XFEM) applied to the crack propagation in thick cylindrical mock-ups

The validation of the extended finite element method (XFEM) for simulating highly irradiated steel under thermal shock-like cooling conditions was investigated. This involved thermo-shock experiments on small, thick-walled cylindrical RPV steel (17MoV 8-4) mock-ups as shown in figure 3 (a) with an artificially increased ductile-to-brittle transition temperature (DBTT) to replicate conditions similar to highly irradiated RPV steel. The simulation used the FE model in figure 3 (b) and a multistep approach: first, a thermal hydraulic analysis with forced convection determined the temperature gradient in the mock-up (figure 3 (c)). Next, thermal-mechanical boundary conditions were applied to find stresses and displacements (figure 3 (d)). Finally, a submodel with XFEM-crack was implemented to simulate crack propagation, using node-based interpola-

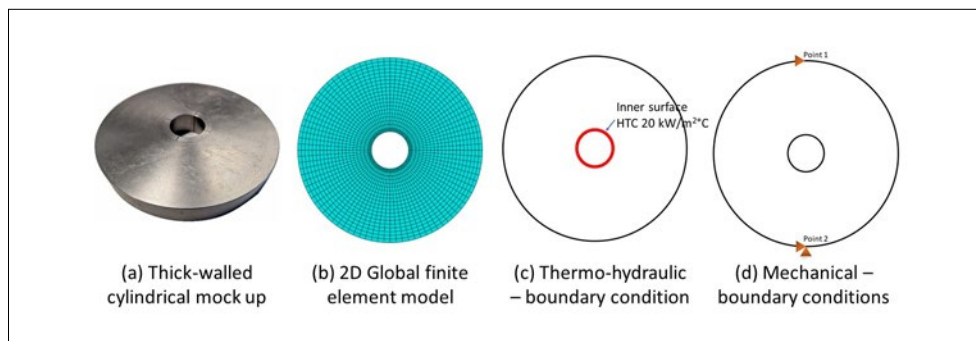


Figure 3:
Thick-walled
cylindrical mock-up
and global FE model
definition for thermal
hydraulic and
mechanical analysis.

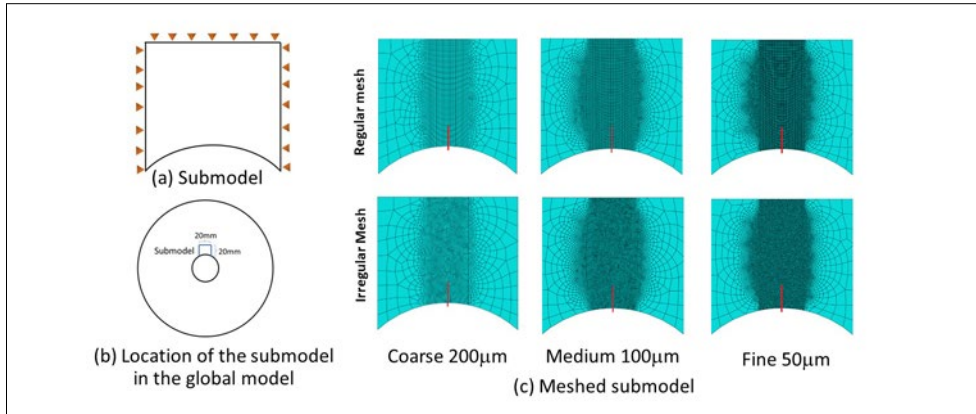


Figure 4:
FE submodel
definition for the
crack propagation
analysis.

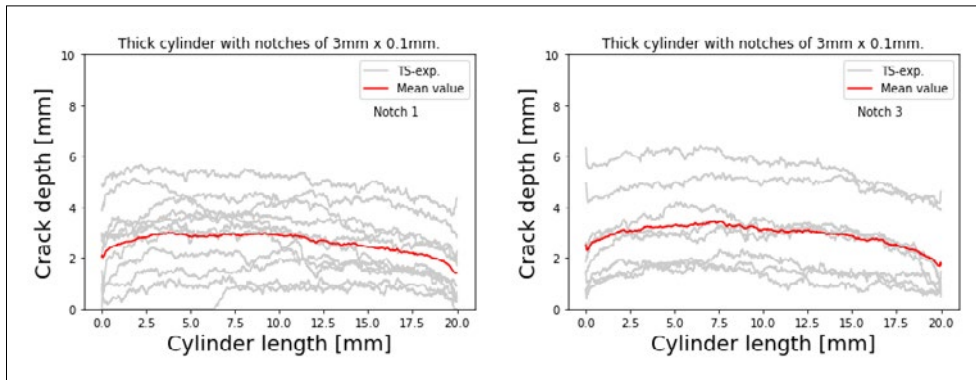


Figure 5:
Crack Depth profiles
in the notches 1 and 3
after the thermal
shock in the cylindri-
cal mock-up.

tion to transfer results from the global model to the submodel (see figures 3 and 4).

The submodel, shown in figure 4, represents a smaller region of the global model and includes the notch. Because the global model's coarse mesh is inadequate for fracture mechanics, the submodel uses local mesh refinement for crack simulation (figure 4 (c)). Crack propagation effects were analyzed using both regular and irregular meshes at varying refinement levels. The fracture criterion applied is based on the Virtual Crack Closure Technique (VCCT). The critical parameter in VCCT is the Strain Energy Release Rate G_{Ic} . For a crack to propagate, G_{Ic} must reach a critical value, that is $G_{Ic}^{applied} \geq G_{Ic}$. The approach follows here for the determination of the critical strain energy release rate is based on the use of the linear elastic fracture mechanics. Thus, $G_{Ic} = K_{Ic}^2 / E'$, where K_{Ic} is the fracture toughness for the steel 17MoV8 4 mod. and E' is the Young's modulus.

To demonstrate the crack propagation on the highly embrittled steel in the cylindrical

mock-up, 15 experiments were carried out using the designed mock-up made from the 17MoV8-4 mod. The crack depth profile is presented in the figure 5 for two different notches. The profile shows asymmetry respect to the middle length due to the non-uniform injection. Although, the boundary conditions were optimized to produce a cooling as uniform as possible, the water can experience some heating as passing by the interior of the cylinder. Therefore, the cooling is not fully uniform in the longitudinal direction.

To examine mesh effects, fracture mechanics analyses used a constant energy release rate, G_{Ic}^m (at $T=240^\circ\text{C}$), the temperature at which strain energy release rate was assessed. This value was chosen to enable practical mesh comparisons. The results shown in figures 6 (a and b) depict the final configuration of the crack for the irregular and regular meshes after 60s of water injection, respectively. The results for the three different meshes were overlapped and the FE-mesh

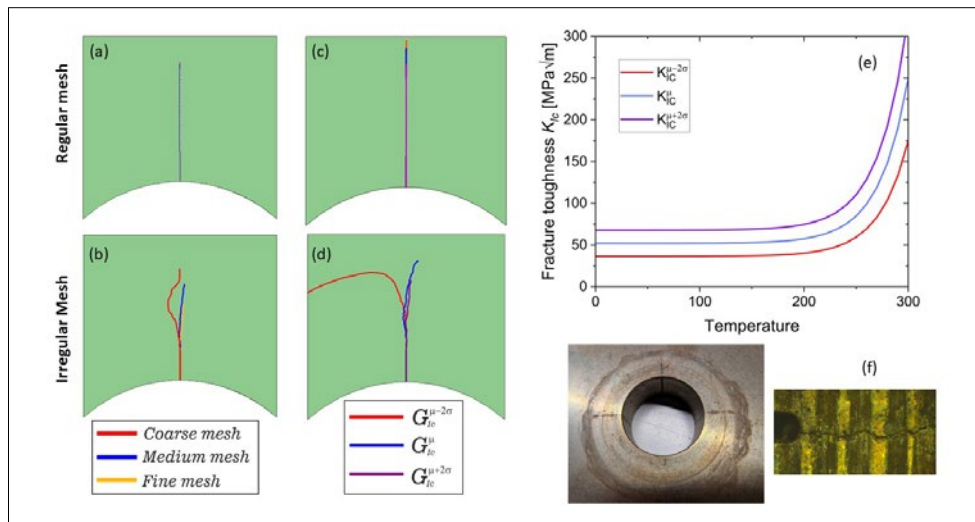


Figure 6:
Crack propagation in
the cylindrical
mock-up simulation
versus experimental
results.

was omitted to better visualization. It can be observed that the final crack depth increases as the mesh goes from fine to coarse, for the irregular mesh. In addition, the crack propagation direction is affected by the irregularity of the mesh. The crack reaches almost the same depth, despite the differences in the element size between the three meshes, for the regular mesh. The direction of the crack propagation is aligned with the initial defect. The effect of the temperature dependence of the strain energy release rate was evaluated using the fine mesh (figures 6 (c and d)). For the irregular mesh with $G_{IC}^{m-2\sigma}$, the crack propagates continuously over the 60-second period, diverging from the initial plane with lateral propagation due to mesh-induced stress distribution inaccuracies. With G_{IC}^m and $G_{IC}^{m+2\sigma}$, crack depth gradually decreases. In the regular mesh, the crack stays in the notch plane, with final depth depending on the energy release rate: deepest at $G_{IC}^{m-2\sigma}$ and shallowest at $G_{IC}^{m+2\sigma}$. Experiments confirm crack propagation remains in the notch plane 6 (f). The final average depth of the simulated crack with the regular mesh was 9.51 mm, while the experimentally observed crack depth was 3.09 mm, indicating that XFEM overestimates crack depth. Possible reasons include the neglected stress singularity term at the crack tip in ABAQUS's XFEM implementation, the assumption of a sharp crack, and the omission of plasticity in the simulation.

SP-III: Probabilistic analysis of component failure using xLPR

Earthquake Analyses in xLPR

In 2024, the focus was on an evaluation of how earthquakes are treated in xLPR. For the evaluation of the seismic load on the welding and piping in a NPP, one needs design ground response spectra, in-structure response spectra, acceleration time histories and seismic anchor movements. From these, one should be able to estimate the loads on particular systems for a given earthquake characteristic, given access to the design of the plant.

xLPR differentiates between a Safe Shutdown Earthquake (SSE) and an operating-basis earthquake (OBE). The SSE considers more intensive earthquakes that lead to a safe shutdown of the power plant, in which loads are treated separately from other transients because they are assumed not to contribute to crack initiation or subcritical crack growth, i.e. these loads are only considered in some of the crack stability calculations. Piping failure from earthquake loads can be a combination of overload and (very) low cycle fatigue. The typical earthquake of category SSE is a low frequency, short term event with maximum loads (variable amplitude) significantly higher than during normal operating conditions. Since the event time for an earthquake is significantly shorter than the

planned time increment for xLPR, possible failure due to the earthquake is evaluated after each time step. The effects of fatigue from SSE earthquakes will be ignored.

In our analyses, a variable space explorative set of simulations is presented, including the variation of the frequency of OBE probability, for a range of induced loads. SSEs are not evaluated in the analyses.

Operating-basis earthquakes are treated as a regular transient, for which the user can specify the transient stress and the probability frequency per year. OBE transients are only reflected in the results when fatigue cracking is considered. Simulations varying the total number of earthquake load cycles, and of the stress amplitude have been performed.

The results indicate that:

- The occurrence of crack initiation probability is not influenced by earthquake transients. This is as expected, as too few loading cycles are caused by a realistic earthquake.
- When no in-service inspection (ISI) is considered, the probability of a leak to occur slightly increases with increasing frequency or load stress of the earthquake transient. This is because the additional load adds to the propagation of the fatigue cracks. However, for realistic numbers of earthquake events, the impact on the leak occurrence rate is not significant.
- When ISI is considered, no significant influence can be detected in the simulation results. This means ISI is predicted to capture most of the additional crack propagation in due time for repair, at least for realistic earthquake frequencies.
- At some level of the additional transient load stress, xLPR reports that the pipe system cannot sustain the additional load from the earthquake, meaning that it should be considered as an SSE rather than an OBE.

Mitigation in xLPR

xLPR accounts for the effects of active degradation mechanisms but can also do so for the mitigation activities that are being undertaken to address this degradation.

In addition to the effects of in-service inspection and leak detection, mechanical mitigation (MSIP, Overlay, and Inlay/Onlay) as well as chemical mitigation (Hydrogen optimization and Zinc addition) can be included in a simulation.

Mechanical Stress Improvement Process (MSIP) is a mitigation process that introduces a compressive stress field at the inner surface of the weld and modifies the through-thickness weld residual stress (WRS) profile. Overlay is defined as a full structural weld overlay (FSWOL) and optimized weld overlay (OWOL) which both rely on the modification of the through-thickness WRS distribution and introduce a new weld material on the OD. Inlay and Onlay is defined to be a mitigation process comprising machining the pipe ID at the region of the DM weld location and applying a new PWSCC resistant weld material at the machined region. Inlay does not change the inner diameter (ID), onlay does. In xLPR only inlay (i.e., without change in inner diameter) is implemented.

It is important to know that the applicability of the xLPR mitigation model is limited to the context it was developed for. The model is developed for Alloy 82/182 dissimilar metal welds in pressurizer water reactor (PWR) and boiling water reactor (BWR) piping systems within the leak-before-break scope of application. Stainless steel welds are not addressed, and to apply the xLPR model for this case these model parameters must first be determined, at the cost of substantial effort. This limitation also exists before one can apply xLPR mitigation to nozzle dissimilar welds, the application of the in-service inspection model **after** inlay/onlay repair, weld overlay or mechanical stress improvement (MSIP).

Finally, the xLPR manual states that **the data sets used to develop the models were subject to the dimensional ranges, access locations, and scan modes that are reflective of the NDE qualification limitations of the associated inspection procedures. Model parameter sets applied to simulate inspections that fall outside of these specifications must be technically justified by the**

user. This implies that xLPR cannot be used to support the safety of any Swiss nuclear power plant without a plant-specific technical justification.

National Cooperation

This project does not involve cooperation with other Swiss institutions, universities, and research projects.

International Cooperation

The activities of sub-project I 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 2024 and Perspectives for 2025

SP-I: Fracture toughness evaluation of inhomogeneous reactor pressure vessel steels using sub-sized specimens

An assessment of constraint loss occurring on miniaturized 0.16T- and 0.18T-C(T) specimens were done on three different locations of the original large and thick plate of the low-alloy JRQ steel. It was found that constraint loss on these specimens are not negligible even below the standard $K_{IC,limit}$. For such miniaturized specimens, we proposed a two-step procedure to adjust the measured toughness data to 1T-size specimen. In the first step, one adjusted the data to 1T by imposing

the same average stressed area for the previously calibrated fracture stress in both specimens. In the second step, the statistical crack front length adjustment of the ASTM-E1921 standard is applied. By taking into account explicitly the constraint loss, an increase of about 10°C of the reference temperature T_0 is to be expected in comparison to the results of the current ASTM-E1921 analysis.

Our data also revealed that the intrinsic microscopic scatter in the transition is dependent of the critical local fracture stress and stressed volume. The plate with small critical stressed volume displayed an excessive microscopic scatter that can be easily associated and/or confounded with macroscopic scatter.

SP-II: Experimental validation of the eXtended Finite Element Method (XFEM) applied to the crack propagation in thick cylindrical mock-ups

A final comparison between the 2D XFEM model and experimental results was conducted, revealing several key findings. Notably, XFEM consistently overestimated crack depth, and ABAQUS demonstrated limitations in accurately modeling crack propagation in both 2D and 3D cases. These limitations were further corroborated by experts during a Nuclear Regulatory Commission (NRC) public meeting on XFEM and alternative flaw propagation methods held virtually on June 28, 2024.

These findings highlight the need to consider alternative approaches for simulating crack propagation more accurately. However, the success of the experiments underscores the facility's potential for further material testing under varying conditions. For instance, with minor adjustments to the setup, it could be used to evaluate warm pre-stress (WPS) effects or to simulate pressurized thermal shock (PTS) conditions.

SP-III: Probabilistic analysis of component failure using xLPR

In 2024, as planned the focus of the further analyses was on the evaluation of the capability in xLPR to include earth quakes in the

safety analysis, and in addition the available modeling of mitigation procedures was treated concisely. An important conclusion is that the application of xLPR needs a plant specific justification before it can be reliably used to materials and NPPs different from the ones used for the development of xLPR. Such a justification would require a very substantial effort, which probably can only be performed by the companies involved in the design and construction of the plants. SP-III was completed as planned, and it is our objective to continue our work on the topic of probabilistic safety analyses of NPPs in the framework of different international projects.

Publications

- [1] D. F. Mora, M. Niffenegger and G. Mao, **A novel method to evaluate probabilistic integrity assessment codes**, Proceedings of the ASME 2022 Pressure Vessels & Piping Conference PVP2022, PVP2022-83771, 2022.
- [2] G. Lingyun and M. Niffenegger and G. Mao, **Thick-walled cylindrical specimens under PTS loading: crack propagation analysis with XFEM-IGA**, Proceedings of the ASME 2022 Pressure Vessels & Piping Conference PVP2022, PVP2022-84277, 2022.
- [3] D. F. Mora Mendez, M. Niffenegger, G. Mao, B. Baumgartner, H. Kottmann. **Thermo-shock experiments on thick-walled cylindrical mock-ups**. Proceedings of the ASME 2023 Pressure Vessels & Piping Conference PVP2023, PVP2023-101268, 2023.
- [4] Baykal, P. Spätig, **Constraint loss correction: Enhancing transferability of fracture toughness of Eurofer97 compact tension specimens between specimen sizes**, Engineering Fracture Mechanics, 293, (2023), 109682. <https://doi.org/10.1016/j.engfracmech.2023.109682>
- [5] D. Zhou, D. Jiang, P. Spätig, H.-P. Seifert, **On the determination of the reference temperature T_0 of the Master-Curve method using subsized compact tension specimens**, Structural Integrity Procedia, accepted for publication.
- [6] D. Jiang, P. Spätig, H.-P. Seifert, **Effect of material inhomogeneity on constraint loss measured with subsized C(T) fracture specimens of a reactor pressure vessel steel**, J. Nuclear Materials, 588, (2024), 154801. <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2023.154801>
- [7] D. F. Mora, M. Niffenegger, **A new simulation approach for crack initiation, propagation and arrest in hollow cylinders under thermal shock based on XFEM**, Nuclear Engineering and Design, 386, (2022), 111582. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2021.111582>.

Presentations at international conferences:

- NuMat2022 conference held in Ghent, Oct 24–28, 2022.
- ECF 23. Funchal, Madeira, Portugal, June 27–July 1, 2022.
- ASME 2022 Pressure Vessels & Piping Conference held in Las Vegas, July 17–22, 2022.
- Pressure Vessels & Piping Conference PVP2023 July 16–21, 2023, Atlanta, Georgia, USA
- 30th International Conference on Nuclear Engineering ICONE30 “Nuclear, thermal, and renewables: United to provide carbon neutral power” May 21–26, Kyoto, Japan, 2023.
- Some of the results of SP-I were presented in a one oral presentation at the 21st International Conference on Fracture and Damage Mechanics (FDM 2023) in London, September 12–14, 2023.
- FRACTESUS final seminar held in Santander, September 10–11, 2024
- ASME 2024 Pressure Vessels & Piping Conference held in Bellevue, July 28–Aug 2, 2024.
- NuMat2024 conference held in Singapore, Oct 14–17, 2024.

Seismological research concerning Swiss nuclear installations

Author and Co-author(s): D. Fäh,
S. Wiemer, M. Koroni, L. Mizrahi, J. Sunny,
P. Janusz, 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: 2022–2026

Abstract

The main goal of this research project is to advance regional and local seismic hazard assessment in Switzerland, with a focus on nuclear facilities, including power plants and underground nuclear waste repositories. The project is divided into three parallel subprojects: subproject 1 aims at developing ground motion models for Switzerland, scaling these models to larger, unobserved events; subproject 2 focuses on simulating linear and non-linear wave propagation in complex media and including complicated subsurface structures; and subproject 3 centers on time-dependent earthquake probabilities and associated hazard at nuclear facilities. Over the past year, subproject 1 has initiated the update of the Swiss stochastic ground motion model, initially developed in 2013. We leverage a further decade of earthquake recordings by the expanding Swiss seismic networks to reduce epistemic uncertainties and improve earthquake hazard assessment of Switzerland. In subproject 2, we set up the framework for numerical simulations in three test areas: the Swiss Rhône Valley, Basel, and the Swiss Molasse Basin, using different numerical simulation codes. The setup includes surface topography and basin geometry, and resolves frequencies up to approximately 5 Hz. Additionally, we established a procedure for the realistic simulation of non-linear soil behavior, constrained by in-situ geotechnical soil data. We have also started investigating, from an empirical per-

spective, the influence of buildings and their foundations on the ground motion recorded at the ground surface. In subproject 3, we built upon the work carried out in 2023, which reviewed the current state of earthquake forecasting research worldwide, and allowed the development and testing of a time-dependent earthquake forecasting model for Switzerland. Using this model, we started a sensitivity analysis of how the seismic hazard temporally increases after the occurrence of moderate earthquakes at a given distance. With the aim of facilitating streamlined communication after a moderate or large earthquake, we created scenario earthquake sequences and discussed their associated effect on hazard in a joint workshop with ENSI.

Project goals

This research project is divided into three subtasks with the main goal of improving regional and local seismic hazard assessment in Switzerland. The subprojects are:

- **Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland** (subproject 1)
- **Modelling wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion** (subproject 2);
- **Time-dependent earthquake forecasting** (subproject 3).

Subproject 1 is concerned with the development of ground motion models for Switzerland and their scaling to larger magnitudes. In phase 4, specifically, subproject 1 is tasked with the update of the Swiss stochastic ground motion model by Edwards and Fäh [1], with the development of methods for the modelling of ground motion at depth, and the improvement of the modelling of seismic sources and site effects. In the initial part of Phase 4 (2022–2023), subproject 1 addressed these tasks assessing the feasibility of mapping local amplification at large

(national, regional) scales, relying on indirect site condition proxies [2]; it also developed methods for deconvolving ground motion from the soil surface to depth and vice versa, the latter for amplifying ground motion from the underlying bedrock to the soil surface [3, 4]. Additionally, subproject 1 approached the problem of high-frequency attenuation [5]. In the past year, we have initiated the systematic revision of the existing Swiss stochastic ground motion model [1], tackling two of its components, namely the ground motion duration model and the inelastic path attenuation. For the site term of the stochastic model, we intend – in the future – to integrate the relevant results already achieved in Phase 4 [2, 3, 4, 5]. We expect that the non-ergodic revision of the Swiss stochastic model will significantly reduce epistemic uncertainties and yield a valuable tool for the understanding of seismic behaviour specifically for Switzerland, thus improving seismic hazard assessment.

The scope of subproject 2 is to improve deterministic predictions of ground motion, especially concerning near-field effects, non-linear behaviour in sedimentary rocks and soft soils, and new approaches for modelling complex source processes. This includes calibrating material parameters via field measurements and developing 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. We also aim to assess the impact on non-linearity and strong pore pressure effects at sites characterized by different soil conditions. We will also study soil-structure interactions and the effect of soil stabilization to assess the modification to the soil response for an SED borehole installation and possibly improve our ground motion models and modelling by better isolating those effects. In subproject 3, the aim is to develop a time-dependent earthquake forecasting model which during an ongoing seismic crisis can answer questions related to the probability of the occurrence of large earth-

quakes in the near future. This includes developing and testing a model describing the time-dependent seismic hazard, establishing communication products that translate the model output into useful information for ENSI, and the assessment of the applicability of earthquake early warning in Switzerland.

Work carried out and results obtained

1. Ground-motion attenuation models and earthquake scaling for Switzerland

Subproject 1 is aimed at improving knowledge of ground-motion modelling for Switzerland and local site effects. In the past year, we have established the update of the Swiss stochastic ground motion model of 2013 [1], leveraging an additional decade of earthquake recordings by the growing Swiss networks. The stochastic ground motion model, thanks to its physics-based approach, can provide a realistic prediction of strong ground motion, i.e. outside the calibration dataset range (magnitude scaling). We have initiated an update of [1], tackling two specific areas, viz. the ground motion duration model and the depth- and spatial dependence of path attenuation.

As far as duration is concerned, we carried out a literature review leading us to the choice of the work by Afshari and Stewart [6] as a reference model. This model was developed for significant durations (5–95%, 5–75%, and 20–80% of Arias intensity) using the NGA-West 2 database [7]; its formulation is consistent with that of the Swiss stochastic model [1], as it involves the combination of source (F_E), path (F_P), and site (F_S) terms:

$$\ln D = \ln \left(F_E(M, mech) + F_P(R_{rup}) \right) + F_S(V_{s30}, \delta_{21}) + \text{en}\sigma(M) \quad (1)$$

where $\ln D$ is the natural log of duration, M and $mech$ indicate the magnitude and rupture mechanism, R_{rup} is the rupture distance, V_{s30} is the average V_s in the shallow 30 m, δ_{21} is the depth to a $V_s > 1000$ m/s bedrock and $\text{en}\sigma(M)$ is the aleatory variability. We intend to compare the Afshari & Stewart model against the Swiss data and update its coefficients

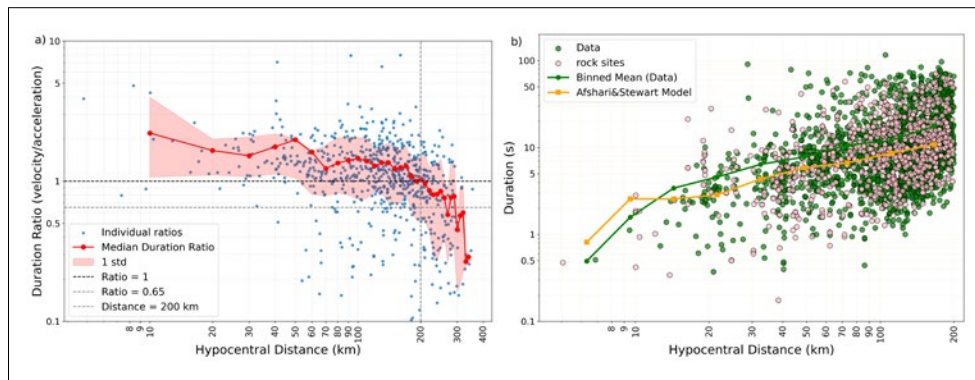


Figure 1:
(a) Variation of duration ratio (velocity/acceleration) with hypocentral distance for the Swiss data above magnitude 4. The red line shows the mean trend, and the shaded area indicates the standard deviation.
(b) Comparison of duration as a function of hypocentral distance for different site conditions: rock sites (pink), non-rock sites (green). Data points are overlaid on the respective mean trends and the mean prediction from the Afshari and Stewart Model [6]. The pink markers in the figure(b) represent rock sites, indicating the data points used to analyze and understand the prediction model [6] specifically for rock site conditions.

if needed. We initiated our study by focusing on earthquake-significant durations for events with magnitudes >4 , i.e. in a magnitude range generally covered by the existing duration models. We have compiled a dataset of 7023 pairs of earthquake recordings (horizontal components) acquired by 312 stations across Switzerland from 32 events with $M_L = 4-5$, that occurred from 1999 to the present day; for these recordings, the significant durations were computed.

We refined our dataset by excluding all recordings beyond 200 km, as well as recordings where the ratio of significant duration for velocity time series ($D_{20-80(V)}$) to the duration for acceleration time series (D_{20-80}) is less than 0.65 (Figure 1a). This filtering step was applied to remove noisy recordings, following the data selection criteria set by Afshari and Stewart [6]. Subsequently, we analyzed the geometric mean of the horizontal components relative to the initial duration model to evaluate its performance with our data (Figure 1b). We found that the model overall underpredicts the Swiss duration data. The performance is also validated by the area metric introduced by Sunny et al., 2022 [8]. Following Atkinson's [9] empirical method for fitting ground motion models, we examined residual trends against various predictor variables and adjusted the model coefficients of [6] accordingly, if the deviation between modelled and observed durations proves a statistical significance (as measured by the p -value assessment). These residual analyses were carried out first for source and path terms, considering only outcrop-

ping rock stations to remove uncertainties related to site properties. We obtained high p -values from the analyses for the source and path, leading us to conclude that both terms, as originally defined in [6], adequately fit our data. Later, the site term was assessed; a regression analysis of residuals versus V_{s30} yielded an extremely small p -value (<0.001) for the slope parameter. This indicates a highly significant relationship, suggesting the need to include a site-dependent component for duration in the updated Swiss stochastic model (differently from [1]). In this respect, we intend to develop on the work of Bergamo et al. [10], carried out in the previous phase 3 of the ENSI project. It is worth highlighting that this preliminary analysis was conducted with raw data. We are currently incorporating an automated filtering procedure in our studies for more robust results, possibly extending beyond the distance limit of 200 km (Figure 1a).

Besides duration, the other area of update of the Swiss stochastic model is that of inelastic path attenuation. In the current version [1], this term is modelled by means of a constant V_s and Q_s , independent of hypocentral depth and location. We analyzed the distribution of t^* (slope of high-frequency decay of earthquake recordings, inversely related to path attenuation) computed by Lanza et al. [11] for records by 480 Swiss stations of all events with $M > 1.5$ between 2000 and 2019. We found a marked dependence of path attenuation with hypocentral depth, up to twice as large than that prescribed by [1] for shallow (<10 km deep) events, and about half

for deeper events (>10 km). Furthermore, we identified patterns in the spatial distribution of path attenuations, which are comparable to those observed in tomographic Vs [12] and Qs [11] models of the Swiss crust.

2. Modelling of wave propagation in complex, non-linear media and limits of ground motion

The purpose of subproject 2 is to leverage the capabilities of numerical modelling of ground motion and high-performance computing in order to better understand the effects of complex geometries, shallow sedimentary structure, scattering of seismic waves and non-linear effects on the resulting ground shaking, as well as developing hybrid modelling with the aid of stochastic methods. Within the scope of this subproject, we implemented models of the Rhône Valley, Basel area, and Swiss Molasse basin (SMB). The three regions are prone to seismic hazard at different degrees according to the SUIhaz15 model [13]. While in the SMB there are many of the NPP facilities, Rhône valley and Basel area have higher seismic hazard. Consequently, we aim to compute synthetic seismograms for recorded, significant events in these areas, compare them to existing recordings, and assess the potential for seismic hazard. Due to the limitations in resolution of existing velocity models, the synthetics are computed for rather long-to-intermediate period ranges (0.2–2 seconds). In conjunction with stochastic methods, such as those used in subproject 1, and machine learning techniques under development, we will be able to obtain broadband waveforms in the upcoming years.

The numerical meshes constructed for the Swiss Molasse basin and Rhône valley account for complex geometry, including surface topography and 3D crust and basin structure, properties shown to significantly affect synthetic ground motions [14, 15]. This is deemed necessary for realistic ground motion synthesis. We perform moderate frequency resolution simulations up to 1 Hz (with ongoing work up to 5 Hz) using the spectral-element method within the com-

mercial software Salvus [16,17]. For the Basel area, we use the 4th-order finite difference method via the SW4 package [18], which allows modelling of very complex structural models with highly variable velocities. For each of the numerical experiments designed, the corresponding solvers output waveforms.

To perform physics-based ground motion simulations, we first construct meshes corresponding to the seismic properties of our focus regions. Advancing the work presented in [19], we developed a numerical mesh, which honours the soft sedimentary layers of the Rhône valley. The mesh is a combination of existing velocity models, namely the 3-D velocity of the Visp area [20] and a 1D soft sedimentary layers' model [19] outside the extent of [20]. The bedrock interface is provided by swisstopo, starting at approximately ~650 meters depth, separating soft sediments from the 3D crustal structure. The 3D crustal model of [12] is used. The mesh resolution is set to resolve a maximum frequency of 1 Hz for initial calculations. Figure 2 presents the influence of surface topography on displacement waveforms for a seismic station at high altitude, and the effect of adding shallow soft sediment layers for a site in Sion.

The Swiss Molasse Basin is an area of great interest for subproject 2 due to the locations of nuclear facilities and the need for local seismic hazard analysis for long return period events. We construct simulations again using the 3D crustal velocity model [12]. Results are summarized in the 2023 yearly project report for ENSI.

Moreover, we have set up simulations with SW4 for the 3D complex model of Basel [21], starting from a simple case honouring surface topography and basin structure. This will allow us to perform higher-frequency, physics-based simulations of the Basel area. Additionally, our simulations will validate the 3D velocity model [21], once finalised and implemented into SW4.

As an additional topic of subproject 2, we focus on estimating the effect of non-linear soil behaviour on site response that can be triggered during strong shaking. We take

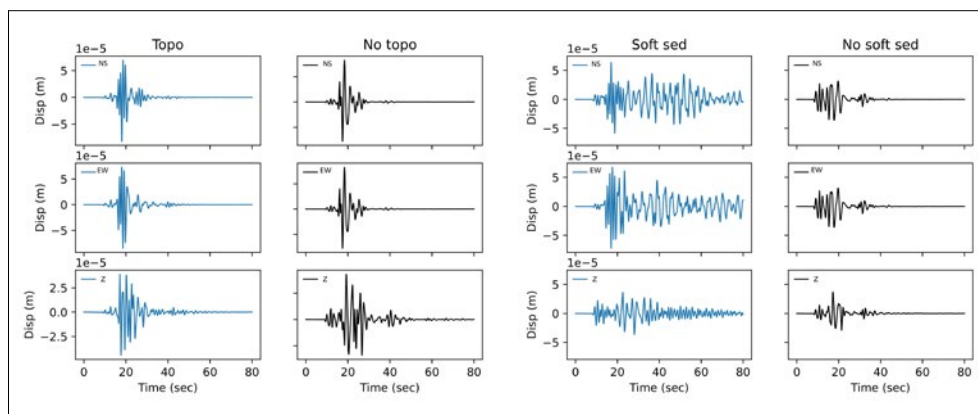


Figure 2 – Left part: Synthetic displacements for the 2005 Vallorcine Mw 4.4 event at the site of seismic station SENIN in the Alps. The blue waveforms correspond to simulations with surface topography and the black without. Each row corresponds to horizontal NS, horizontal EW, and vertical components of the seismogram. Right part: Synthetic displacements at the site of seismic station SIOTE from the temporary network in Sion operating between 04/2004–04/2006. The blue waveforms correspond to simulations with sediment and the black without.

advantage of the workflow that was built and tested in the framework of the EU project URBASIS [22] (PhD project of Paulina Janusz). Nevertheless, the main component of the procedure, namely the inversion scheme to calibrate non-linear soil parameters from CPT (Cone Penetration Test) data was developed in the past within the ENSI project [23]. This research aims to use that workflow [22, 23] to assess the impact of non-linearity and strong pore pressure effects and possible liquefaction at different sites in Switzerland where CPT data is available, focusing on sites characterized by different soil conditions. We use various levels of ground motion intensity compatible with the local seismic hazard. One of our target sites for assessing non-linearity are SED borehole installations, equipped with pore pressure sensors. Additionally, because Switzerland is not often subjected to strong shaking that can trigger detectable non-linear soil behaviour, the current work is focused also on testing the procedure using data from New Zealand and California where non-linearity was observed. A final research topic in the framework of subproject 2 but with connection to subproject 1 (on the topic of site response) is studying the impact of soil stabilization and soil-structure interaction (SSI) at the SED borehole installation (SVISP and SVISI) in Visp. We are analysing those effects on the measured empirical amplification and assessing the difference in the pore pressure readings.

3. Time-dependent earthquake forecasting

Subproject 3 aims to develop a time-dependent seismic hazard model for Switzerland, including the specification of forecast visualization products based on the needs of the users of the forecast, and to revisit earthquake early warning (EEW) capabilities in Switzerland.

In 2023, we conducted a thorough review of the current state of operational earthquake forecasting (OEF) systems in Italy, New Zealand, and the United States and did an expert elicitation that yielded a comprehensive overview of what experts in the field view as best practices in developing, testing, and communicating earthquake forecasts. Based on these findings, which are all described in our recent publication (Mizrahi et al., 2024a, [24]), an epidemic-type aftershock sequence model (ETAS, [25]) for Switzerland was calibrated and tested on the Swiss earthquake catalog (the live catalog based on ECOS-09, [26]). A second recent paper describes the development and testing of these models in detail (Mizrahi et al., 2024b, [27]).

Based on the time-dependent earthquake forecasting model developed in this way, the Swiss Seismological Service is currently implementing an operational system that will produce forecasts regularly and share them with the public. To complement the development of communication products for the public, this year in subproject 3, we started investigating the effect of time-dependent earthquake probabilities on seismic hazard.

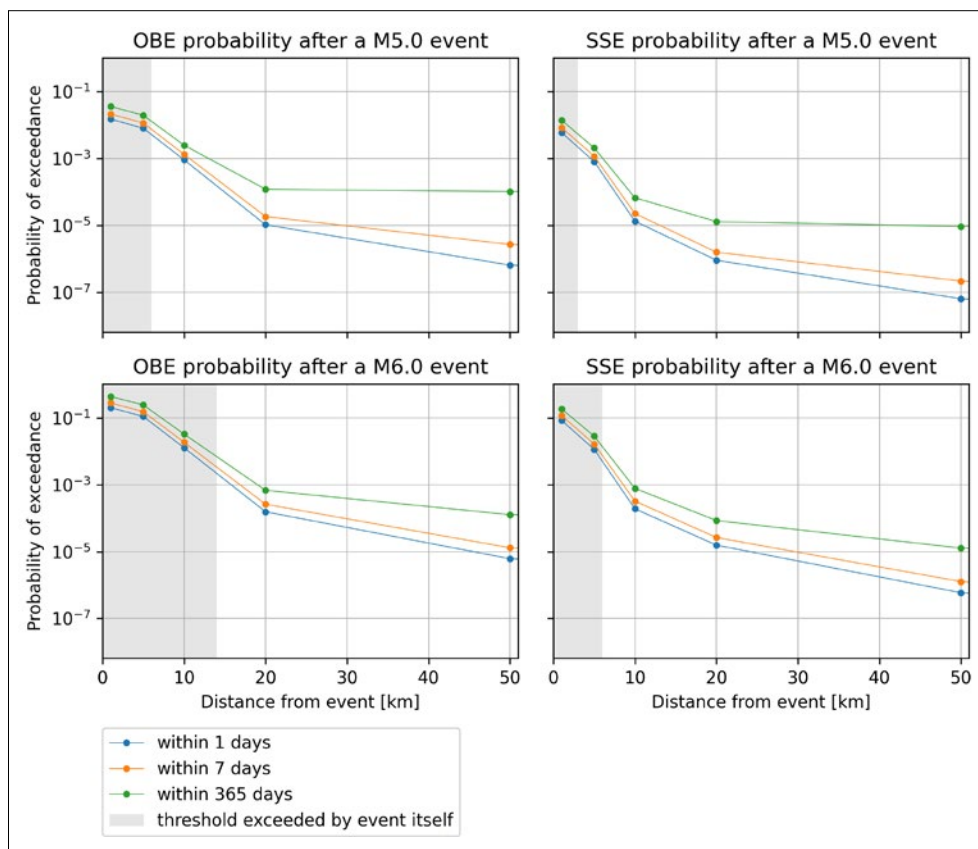


Figure 3: Probability of exceeding certain peak ground acceleration (PGA) values in a day, a week, or a year following an earthquake of a given magnitude at a given distance. From top to bottom, values are given for earthquakes of magnitudes 5.0 and 6.0. The left (right) panels show the probability of exceeding a PGA value of 0.08g (0.17g) that corresponds to the OBE (SSE) threshold of an average powerplant.

The aim of these investigations is to support a streamlined communication between ENSI and the SED in case of a moderate to large earthquake in Switzerland.

To translate time-varying earthquake probabilities into time-varying seismic hazard, we employ a simplistic ground motion model that assigns peak ground acceleration (PGA) values depending on an earthquake's magnitude and its distance to a site. To discuss the relevance of such temporal variations of seismic hazard, we prepared two scenario earthquake sequences. One is an earthquake swarm of multiple earthquakes with magnitudes between 4.5 and 5.0, and the second one is an exact repetition of the Basel 1356 sequence in which a M5.4 foreshock was followed by a M6.6 mainshock. In such cases, the SED would, in the future, release information about the increased probability of damaging earthquakes after the initial earthquakes of magnitude 4.7 and 5.4, respectively. In a workshop together with ENSI, these scenarios and potential products that

could be prepared in addition to the public forecasts were presented and discussed. For example, we highlighted that after the hypothetical M5.4 earthquake near Basel, the probability of a $M \geq 5$ earthquake in the following week is increased within 10 km of its epicenter by a factor of several thousand compared to a normal day. Using the approach described above, we translated these earthquake probabilities into probabilities of exceeding certain ground motions at specific sites. A key discussion point was a streamlined communication between the SED and ENSI in those scenarios.

In addition to the two scenario sequences, we also performed a more general sensitivity analysis of seismic hazard increase as an effect of earthquakes of a certain size at a given distance. Figure 3 visualizes the probability of exceeding certain PGA thresholds that correspond to OBE/SSE thresholds of average nuclear power plants within a day, week, or year after a magnitude 5 or 6 event as a function of their distance to a site of interest.

The discussions of the workshop highlighted that a more detailed analysis of this kind, which is planned for the coming phase of subproject 3, can serve as a basis for informed decision-making and clear communication in case such an event should occur in Switzerland. Based on this, specific communication products can be defined, which will be produced by the SED and shared with ENSI in addition to the communication products that are aimed at the public.

National Cooperation

In the framework of subproject 1, the update of the Swiss stochastic ground motion model is performed in cooperation with Swiss Seismological Service (SED) scientists from the “Monitoring, Alerting and Analysis” and “Earthquake Processes” sections. The analysis of depth- and spatial-dependence of path attenuation is carried out in synergy with the SED project “Swiss Earthquake Risk Model for Induced Seismicity – IERMCH 24”.

In the framework of subproject 2, we actively cooperated with researchers involved in the Swiss Strong Motion Network renewal project and the Earthquake Risk Model for Switzerland and Basel-Stadt projects carried out at SED of ETH Zurich. For numerical modelling, we cooperated with senior scientists from the SED by developing a workflow for models at local scales.

For subproject 3, we have collaborated with several scientists and IT experts within the SED, related to forecast communication, the setting up of the necessary IT infrastructure to regularly run the forecasting model, and revisiting the EEW capabilities for Switzerland.

International Cooperation

In the framework of the update of the Swiss stochastic ground motion model, we have established collaboration with the University of Liverpool (UK), specifically with Prof. B. Edwards, co-author of [1]. We are also in contact with the University of Catania (I) for the definition of the earthquake data processing workflow.

For the research on numerical modelling of complex geometries and surface topography, specifically for the implementation of the numerical mesh for the spectral-element modelling in subproject 2, we discussed with experts from Mondaic AG, i.e. with the co-founder and developer in Philadelphia (USA). This was done in order to verify the implementation of the mesh into the spectral-element code Salvus. For deterministic simulations using SW4 we have set up a working group with senior researchers from SED and Lawrence Livermore National Laboratory.

For research regarding non-linear site response analysis, we establish collaboration with the Institute of Geological and Nuclear Sciences Limited (GNS) in New Zealand, the United States Geological Survey (USGS), and the US Nuclear Regulatory Commission (NRC) in order to collect the datasets for verification of the procedure with strong motion recordings. Moreover, the work is supported and discussed with experts from the University Gustave Eiffel (France), the University of California San Diego (USA), and GFZ German Research Centre for Geosciences (Germany). The expert elicitation in subproject 3 benefited from the collaboration with scientists at the United States Geological Survey (USGS), GNS Science in New Zealand, the INGV, and the University of Naples in Italy, as well as other institutions worldwide. The tasks in subproject 3 were also partially funded by the European project RISE.

Assessment and Perspectives for 2025

With a new researcher (J. Sunny) having joined subproject 1 in May 2024, we will continue working on the revision of the revised stochastic ground-motion model. Specifically, we intend to finalize the work performed so far on ground motion duration and integrate into the stochastic model the tomographic Vs and Qs model of the Swiss crust recently made available by SED researchers. We furthermore plan to integrate into the

site term of the revised stochastic model the output from the earlier work in the project. In subproject 2, we will perform further simulations using the spectral-element method for the Swiss Molasse Basin and the finite-difference method for the Basel area. The simulations will be performed up to a resolvable frequency of about 5 Hz, given that for some of the areas there are very detailed 3D velocity models. Additionally, we aim to produce visualizations of surface and body wave propagation within these complex meshes and perform ground motion analysis by assessing the goodness-of-fit between simulation and real data. This will allow us to validate the used velocity models and to improve our simulations workflow. Past and scenario earthquake simulations for Switzerland will routinely be performed with our high-fidelity physics-based approach. As part of the subproject 2, we will also continue our ongoing work on simulating non-linear soil behaviour at selected sites in Switzerland and abroad. In future work, subproject 3 will focus on the visualization of forecast model outputs that will be useful for ENSI. For this, workshops are being planned together with the SED and ENSI. Another focus will lie on developing improved forecasting techniques, for example by using smaller magnitude earthquakes and exploring the scale invariance of seismicity, through incorporating near-real-time earthquake source descriptions, or by applying machine learning models. This work may however extend beyond the time horizon of 2025.

Publications

■ **Koroni, M., Ermert, L., Bergamo P., and Fäh, D. (2024).** Physics-based 3D ground motion simulations using spectral elements: An example of the Rhône valley. WCCE2024, Milan (I).

■ **Mizrahi, L., Dallo, I., van der Elst, N., Christophersen, A., Spassiani, I., Werner, M., Iturrieta, P., Bayona, J., Iervolino, I., Schneider, M., Page, M., Zhuang, J., Herrmann, M., Michael, A., Falcone, G., Marzocchi, W., Rhoades, D., Gerstenberger, M., Gulia, L., Schorlemmer, D., Becker, J., Han, M., Kuratle, L., Marti, M.,**

and Wiemer, S. (2024). Developing, testing, and communicating earthquake forecasts: Current practices and future directions. *Reviews of Geophysics*, 62, e2023RG000823.

■ **Mizrahi, L., Nandan, S., Mena Cabrera, B., and Wiemer, S. (2024).** suiETAS: Developing and Testing ETAS-Based Earthquake Forecasting Models for Switzerland. *Bulletin of the Seismological Society of America* 2024; 114 (5): 2591–2612.

■ **Sunny J., Bergamo P., and Fäh D (2024).** Revised ground motion duration model applicable to stochastic simulations in Switzerland. 22nd Swiss Geoscience Meeting, Basel (CH), 8th–9th November 2024.

References

- [1] Edwards, B. and D. Fäh. A Stochastic Ground-Motion Model for Switzerland. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 103(1), 78–98, 2013.
- [2] Bergamo, P., D. Fäh, Panzera, F., Cauzzi, C., Glüer, F., Perron, V. and S. Wiemer. A site amplification model for Switzerland based on site-condition indicators and incorporating local response as measured at seismic stations, *Bulletin of Earthquake Engineering*, 21:5831-5865, 2023. <https://doi.org/10.1007/s10518-023-01766-z>
- [3] Hallo, M., Bergamo, P. and D. Fäh. Stochastic model to characterize high-frequency ground motion at depth validated by KiK-net vertical array data. *Bull. Seismol. Soc. Am.*, 112, 1997–2017, 2022.
- [4] Hallo, M., Bergamo, P. and D. Fäh. Full-waveform prediction of high-frequency ground motion at depth from surface recordings in Japan. In: Arion, C., Scupin, A., Țigănescu, A. (eds), *Proceedings of the Third European Conference on Earthquake Engineering and Seismology – 3ECEEES*, September 5–9 2022, Bucharest, Romania, Conspress, pp. 4914–4921, 2022.
- [5] Bergamo, P., Marañón, S., and D. Fäh. Joint estimation of S-wave velocity and damping ratio of the near-surface from active Rayleigh wave surveys processed with a wavefield decomposition approach, *Geophysical Journal International*

- tional, 233(3), 1560–1579, 2023. <https://doi.org/10.1093/gji/ggad010>
- [6] Afshari, K. and J.P. Stewart. Physically parameterized prediction equations for significant duration in active crustal regions. *Earthquake Spectra*, 32(4):2057–81, 2016.
- [7] Ancheta, T.D., Darragh, R.B., Stewart, J.P., Seyhan, E., Silva, W.J., Chiou, B.S., Wooddell, K.E., Graves, R.W., Kottke, A.R., Boore, D.M. and T. Kishida. NGA-West2 database. *Earthquake Spectra*, 30(3):989–1005, 2014.
- [8] Sunny, J., De Angelis, M. and B. Edwards. Ranking and Selection of Earthquake Ground-Motion Models Using the Stochastic Area Metric. *Seismological Society of America*, 93(2A):787–97, 2022.
- [9] Atkinson, G.M. Ground-motion prediction equations for eastern North America from a referenced empirical approach: Implications for epistemic uncertainty. *Bulletin of the Seismological Society of America*, 98(3):1304–18, 2008.
- [10] Bergamo, P., Hallo, M., Panzera, F. and D. Fäh. Investigating the site-term of strong motion duration from a systematic analysis of the KiK-net waveform database. 37th General Assembly (GA) of the European Seismological Commission, 19–24th September 2021.
- [11] Lanza, F., Diehl, T., Eberhart-Phillips, D., Herwegh, M., Fäh, D., and S. Wiemer. Tomography of Q- and S-wave attenuation of Switzerland and surrounding regions: imaging seismotectonics processes in the Central Alps. 21st Swiss Geoscience Meeting Mendrisio (CH), 17th–19th November 2023.
- [12] Diehl, T., Kissling E., Herwegh, M., and S.M. Schmid. Improving Absolute Hypocenter Accuracy With 3D Pg and Sg Body-Wave Inversion Procedures and Application to Earthquakes in the Central Alps Region. *Journal of Geophysical Research: Solid Earth*, 126, e2021JB022155, 2021.
- [13] Wiemer, S., et al. Seismic Hazard Model 2015 for Switzerland (SUIhaz2015). Swiss Seismological Service (SED) at ETH Zurich, Zurich, Switzerland, 2016.
- [14] Lee, S.-J., Chen, H.-W., Liu, Q., Komatitsch, D., Huang, B.-S. and J. Tromp. Three-Dimensional Simulations of Seismic-Wave Propagation in the Taipei Basin with Realistic Topography Based upon the Spectral-Element Method, *Bulletin of the Seismological Society of America*, 1(98), 253–264, 2008.
- [15] Imperatori, W. and P.M. Mai. The role of topography and lateral velocity heterogeneities on near-source scattering and ground-motion variability, *Geophysical Journal International*, 202, 2163–2181, 2015.
- [16] Afanasiev, M., Boehm, C., van Driel, M., Krischer, L., Rietmann, M., May, D.A., Knepley, M.G. and A. Fichtner. Modular and flexible spectral-element waveform modelling in two and three dimensions, *Geophysical Journal International*, 216(3):1675–1692, 2019.
- [17] Hapla, V., Knepley, M.G., Afanasiev, M., Boehm, C., van Driel, M., Krischer, L. and A. Fichtner. Fully parallel mesh I/O using PETSc DMPlex with an application to waveform modelling. *SIAM Journal on Scientific Computing*, 43(2), C127–C153, 2021.
- [18] Petersson, N.A. and B. Sjögren. SW4 v2.0. Computational Infrastructure of Geodynamics, Davis, CA. 2017.
- [19] Koroni, M., Ermert, L., Bergamo P. and D. Fäh. Physics-based 3D ground motion simulations using spectral elements: An example of the Rhône valley. WCCE2024, Milan (I), 2024.
- [20] Panzera, F., Alber J., Imperatori, W., Bergamo, P. and D. Fäh. Reconstructing a 3D model from geophysical data for local amplification modelling: The study case of the upper Rhone valley, Switzerland, *Soil Dynamics and Earthquake Engineering*, Volume 155, 107163, ISSN 0267–7261, 2022. <https://doi.org/10.1016/j.soildyn.2022.107163>

- [21] 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.
- [22] Janusz, P., Bergamo, P., Bonilla, L.F., Panzera, F., Roten, D., Loviknes, K. and D. Fäh. Multistep procedure for estimating non-linear soil response in low seismicity areas – a case study of Lucerne, Switzerland. *Geophysical Journal International*, vol. 239, 2, pp. 1133–1154. <https://doi.org/10.1093/gji/ggae324>, 2024.
- [23] Roten, D. Documentation of tools for analysis of nonlinear soil behavior, Swiss Seismological Service (SED), ETH Zurich, 2014.
- [24] Mizrahi, L., Dallo, I., van der Elst, N.J., Christophersen, A., Spassiani, I., Werner, M. J., et al. Developing, testing, and communicating earthquake forecasts: Current practices and future directions. *Reviews of Geophysics*, 62, e2023RG000823, 2024.
- [25] Ogata, Y. Statistical models for earthquake occurrences and residual analysis for point processes. *Journal of the American Statistical association*, 83(401), 9–27, 1988.
- [26] Fäh, D., Giardini, D., Kästli, P., Deichmann, N., Gisler, M., Schwarz-Zanetti, G., et al. ECOS-09 earthquake catalogue of Switzerland release 2011 report and database. Public catalogue, 17.4.2011. Swiss Seismological Service ETH Zurich, 2011.
- [27] Mizrahi, L., Nandan, S., Mena Cabrera, B. and S. Wiemer. suiETAS: Developing and Testing ETAS-Based Earthquake Forecasting Models for Switzerland. *Bulletin of the Seismological Society of America* 2024; 114 (5): 2591–2612, 2024.

NEA SMATCH

Seismic base-isolated nuclear power plant submitted to a real earthquake

Author and Co-author(s): J. Attinger¹⁾, M. Borgerhoff²⁾, E. Eleftheriou¹⁾, S. Ghadimi (ENSI), C. Kanellopoulos³⁾, P. Rangelow¹⁾, M. Stadler²⁾, B. Stojadinovic³⁾, T. Szczesiak (ENSI), R. Zinn²⁾

Institution: ¹⁾ Basler & Hofmann AG, Consulting Engineers, Zurich, Switzerland

²⁾ Stangenberg & Partners Consulting Engineers, Bochum, Germany

³⁾ ETH Zurich, Department of Civil, Environmental and Geomatic Engineering, Zurich, Switzerland

Address: ¹⁾ Forchstrasse 395, CH-8032 Zurich, Switzerland

²⁾ Viktoriastrasse 47, D-44787 Bochum, Germany

³⁾ Stefano-Francini-Platz 5, CH-8093 Zurich, Switzerland

Phone, E-mail, Internet address:
+49 234 96130 30,

borgerhoff@stangenberg.de,
www.stangenberg.de

Duration of project: 2023 until 2025

Abstract

The Cruas-Meysse Nuclear Power Plant (NPP) is a Pressurised Water Reactor (PWR) located in France. The main structures are supported by a seismic base isolation system. On November 11, 2019, the 4.9 magnitude (Mw) so-called Le Teil earthquake occurred at approximately 15 km from the Cruas NPP. The free-field and in-structure accelerations were measured and recorded by the NPP's seismic instrumentation. The PGA of the recorded free-field motion was about 0.04g. The international benchmark project SMATCH is organized by IRSN (Institut de Radioprotection et de Sécurité Nucléaire) and EDF (Électricité de France) under the umbrella of NEA (Nuclear Energy Agency) of the OECD. In Phase 1, the benchmark is announced, and the program, rules and schedule are determined by the organiz-

ers. The objective of the Phase 2 with focus on seismology and seismic hazard aspects is to evaluate the efficiency of engineering practices for calculating seismic ground motions. In the Phase 3, the seismic structural response of the base-isolated NPP is to be predicted. The phases 2 and 3 are each divided into a blind prediction (Stage 1) and a subsequent calibration analysis based on the measured value recordings (Stage 2).

The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) was particularly interested in Phase 3 of the SMATCH benchmark and decided to support three participating teams: Basler & Hofmann (B&H), Stangenberg & Partners (SPI) and ETH Zurich (ETH). This is a common report of all three ENSI teams. As mentioned before, the goal of Stage 1 of the Phase 3 was to predict the structural dynamic response of the Cruas-Meysse NPP. The input geometry of the NPP structures was provided by the SMATCH organizers and required considerable effort transferring the extensive model data into the input files for the respective calculation software when creating the three-dimensional (3D) finite element (FE) model. Two of the three ENSI teams (SPI and ETH) built the complete 3D-FE model of the NPP, while the ENSI team B&H used a simplified computational model in which the foundation slab for the so-called nuclear island, which is supported by the seismic base isolation, is modelled with shell elements and all buildings are represented by multi-degree-of-freedom (MDOF) stick models.

Progressive distortion tests were performed for the seismic isolators considering the aging of the materials. The data provided by the organizers was used to determine the dynamic shear modulus of the elastomeric bearings at the time of the Le Teil earthquake and their damping ratio for use in the computational representation of the seis-

mic isolation. The natural frequencies of the numerical 3D-FE model of the investigated structures and the predicted structural response at given sensor locations in the buildings for the measured free-field motion were submitted by the ENSI teams at the end of Stage 1 of the Phase 3 in September 2024. Comparisons between results of the blind prediction calculations and the measured values provided at the beginning of Stage 2 show a satisfactory agreement despite the challenges associated with modelling the complex structure. The calibration analyses were not completed by the end of 2024. Therefore, this report is limited to the substantive description of the work carried out in Stage 1 and only provides an outlook on the investigations to be carried out to improve the assessment of the seismic response of the NPP in Stage 2.

Project goals

According to the organizers [1], the objective of the SMATCH international benchmark is to assess the efficiency of engineering practices for prediction of the seismic ground motion at the site of the French Cruas-Meysse NPP in Phase 2 of the SMATCH benchmark and the prediction of the seismic response of the building structures of this base-isolated NPP in Phase 3. The base isolation is designed to achieve the main horizontal eigenfrequency of the isolated system of 1 Hz for the PGA level of the free-field ground motion of 0.2g. On November 11, 2019, the 4.9 magnitude (Mw) so-called Le Teil earthquake occurred at approximately 15 km from the Cruas NPP resulting in surface motion with PGA of about 0.04g. The SMATCH benchmark is based on the recorded free-field and in-structure accelerations in control points within the NPP structures during this earthquake.

ENSI decided to participate in the Phase 3 of the SMATCH benchmark with focus on structural response of the NPP structures to the seismic excitation. In Stage 1 of this phase, which started in April 2024, the participants had to carry out time history seismic analyses for the given free-field motion to obtain the accelerations at the sensor locations in

the buildings without prior knowledge of the real measurements. The computational 3D-FE models used are based on the input geometry of the NPP, which was provided by the SMATCH organizers in the form of a **Code_Aster** software input file. By supporting three participating teams consisting of experts from **Basler & Hofmann** (B&H), **Stangenberg & Partners** (SPI) and **ETH Zurich** (ETH), ENSI ensures its competence in assessing the safety of systems, structures and components (SSC) during and after an earthquake. Through this participation, ENSI can also particularly assure its competence in assessing the seismic behaviour of structures and components mounted on spring-damper elements, such as emergency diesel generators or vibration-isolated structural components. The presentation of the project findings at benchmark workshops and international conferences offers the opportunity for regular exchange with experts and nuclear regulatory authorities from other countries and thus makes a significant contribution to the safety of the Swiss nuclear facilities.

Work carried out and results obtained

Description of the SMATCH benchmark

During the Le Teil earthquake with a magnitude of 4.9 (Mw), the free-field accelerations and the acceleration-time histories at the sensor locations in the Cruas NPP building situated approximately 15 km away from the source were measured. The nuclear island of the Cruas NPP is built on a seismic base isolation, see Figure 1. The foundation of the buildings (upper raft) is supported by 1812 laminated elastomeric bearings arranged in groups of two, four and eight on 401 reinforced concrete pedestals. The pedestals are placed on a lower raft based on the ground. The main tasks of the SMATCH benchmark are the simulation of the seismic motion at the Cruas NPP during the Le Teil earthquake (Phase 2) and the calculation of the structural dynamic response of the NPP (Phase 3). The presentation of the blind prediction re-

sults of the structural analyses of Phase 3.1, which is exclusively reported here, includes a description of the 3D-FE calculation models, the modal analysis of the seismically isolated system, as well as the acceleration-time histories, response spectra, transfer functions and time-frequency graphs for a total of 7 positions in the buildings (3 sensors of the so-called EAU seismic instrumentation according to Table 1, and additionally 4 corner points of the upper raft).

FE models of the Cruas NPP nuclear island

The input geometry of the Cruas NPP was provided by the SMATCH organizers in the form of a **Code_Aster** software input file. The lower part of the model included the lower and upper rafts, which are connected by seismic supports consisting of elastomeric bearings placed on reinforced concrete pedestals. One of the two reactor buildings (BRI) and the auxiliary building (BAN), which house the acceleration sensors EAU_001 to EAU_003, were modelled as 3D structures using shell elements. The other buildings founded on the upper raft (BD1 to BD7) were represented by stick models with concentrated masses modelled with beam elements.

SPI Model

The first ENSI team (SPI) created a 3D finite element (FE) model of the NPP using the structural analysis software **SOFiStiK** [3], based on a full implementation of the provided input geometry, see Figure 2 left. The model consists of approximately 115,000 shell elements, 4,500 beam elements and 1,800 spring elements.

The base isolation devices are simulated by three linear translational springs in the spatial directions for each seismic support. The pedestals on which the springs are located are shown on the right side of Figure 2. The spring stiffnesses depend on the number of elastomeric bearings placed on the different types of pedestals.

The soil-structure interaction (SSI) is represented by constant springs and dampers in the centre of the lower raft which is con-

sidered as rigid. The properties of the soil springs and dampers are evaluated based on impedance functions for the level of the lower raft. The embedment is also considered in the calculation of the Foundation Input Motion (FIM).

The analysis of the impedances and the FIM is performed using the simplified overall model of the Cruas NPP shown in Figure 3, in which the upper raft is modelled by a rigid support grid resting on the base isolation and the buildings are modelled by sticks with concentrated masses. A mean embedment depth of $z = -11$ m is assumed. This model was used for control calculations using the SSI software **SASSI** [4] for comparisons with the **SOFiStiK** 3D-FE model.

ETH Model

The second ENSI team (ETH) developed a 3D-FE model of the Cruas NPP by fully implementing the provided input mesh using the FE simulation software **Real-ESSI** [5] and **OpenSees** [6] (the latter was used solely for the modal analysis of the fixed-base model), as shown in Figure 4. The Domain Reduction Method (DRM) FE model comprises 215,940 nodes and 223,124 elements. The element types used include linear elastic Euler-Bernoulli beam elements, linear elastic uniaxial beam bar elements, linear elastic uniaxial spring elements, linear elastic 8-node brick elements, linear elastic 4-node shell elements, and penalty stiffness bonded contact elements. The mass of all the NPP buildings was calculated separately and confirmed to match the provided values.

The seismic isolators located at the top of each reinforced concrete pedestals (each modelled as a beam and accommodating 2, 4, or 8 elastomeric bearings) are represented using three linear elastic spring elements and three dashpots in the x, y, and z directions of the model, respectively (Figure 5). The end nodes of the spring elements are constrained to the slab node directly above the reinforced concrete support using master-slave constraints.

The first five soil layers up to 20 m depth are explicitly modelled with linear elastic solid

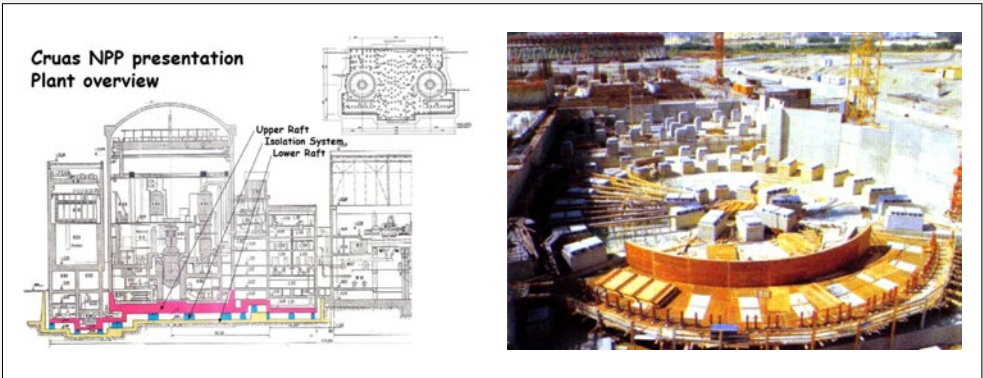


Figure 1:
Seismic base isolation
of the Cruas NPP
according to [2]:
Layout (left) and
construction (right).

Sensor	Building	Elevation [m]
EAU_001	Reactor Building	-3.94
EAU_002	Reactor Building	19.15
EAU_003	Auxiliary Building	-0.9

Table 1:
Positions of the EAU
system sensors (see
also Figures 11 to 13)

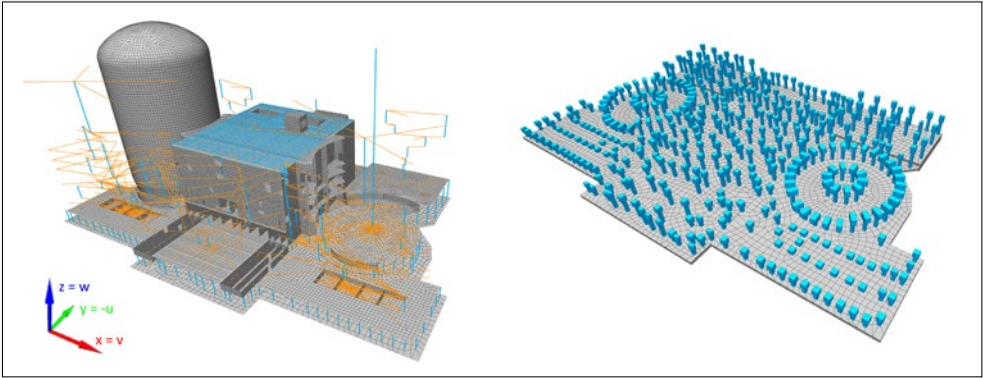


Figure 2:
3D-FE model by ENSI
team SPI in SOFiStiK
(left) with detailed
modelling of the
seismic isolation
system between
lower and upper raft
(right).

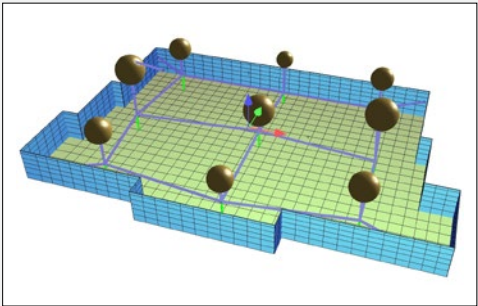


Figure 3:
Simplified overall
model of the Cruas
NPP in SASSI.

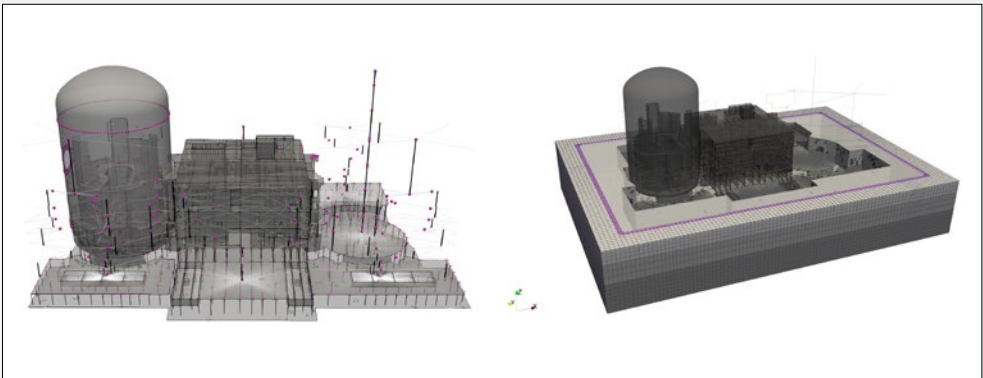


Figure 4:
FE models by ENSI
team ETH in Real-ESSI
(fixed base model on
the left and DRM
model on the right).

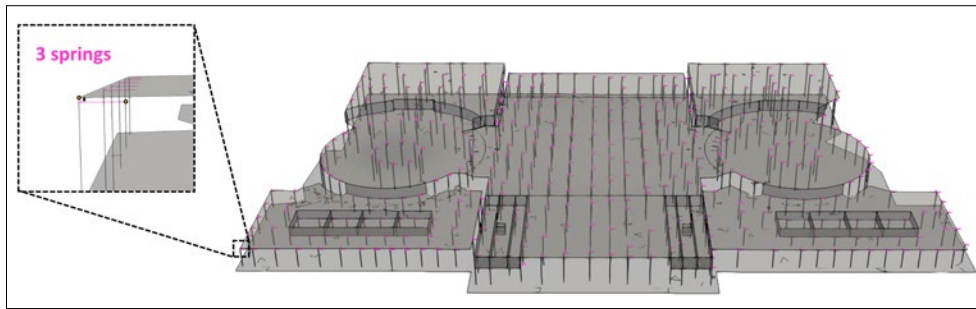


Figure 5:
Seismic isolators
modelled with 3
springs and dashpots
in x, y, and z direc-
tion.

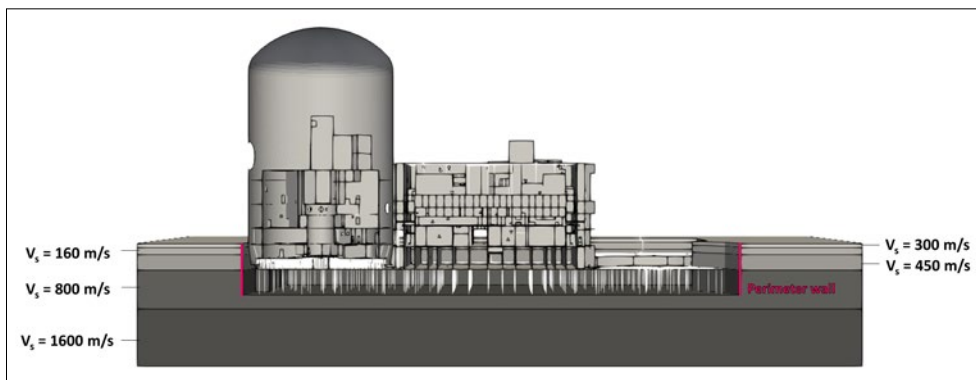


Figure 6:
Cross-section of the
model showing the
horizontal soil layers.

elements based on the provided free-field soil properties (Figure 6). Shell elements, connected to the lower raft foundation, are added as a perimeter wall assuming reinforced concrete properties and thickness of 1m (highlighted in magenta in Figure 6). Bonded contact elements are used to tie the soil to both the foundation and the perimeter wall.

For the linear transient analysis, Rayleigh damping of 2% is applied to the structural components, while 3% damping is assigned to the soil layers. The Domain Reduction Method (DRM) [7] is used to introduce the seismic motion into the model, resulting in a three-component motion at the ground surface that aligns with the provided free-field acceleration time histories in the x, y, and z directions, as recorded by so-called RAN sensor located at the free field. With DRM employed, fixed boundaries are assumed at the lateral and bottom sides of the model. The mesh size was chosen to ensure at least 8 elements per wavelength, enabling the propagation of shear waves up to 20 Hz.

B&H Modell

The third ENSI team (B&H) developed a simplified computational model for use by the FE simulation software **Ansys** [8], in which the foundation slab above the seismic isolation (upper raft) is modelled with shell elements and all buildings are represented by MDOF stick models converted from the stick models provided by the organizers into **Ansys APDL**, see Figure 7. However, the stick model of the auxiliary building was not provided by the organizers and had to be developed independently based on the dynamic properties specified for this structure.

The upper raft foundation was modelled as a rigid body. Under each building, a spring was implemented to represent the stiffness and damping characteristics of the corresponding seismic isolators. These springs allow for a simplified representation of the isolator dynamics in the x, y, and z directions.

The Foundation Input Motion (FIM), identical to that used for the SPI model, was applied at the lower ends of the springs. No additional springs or elements were introduced to account for the impedance of the soil layers beneath the foundation. As a result, the inertial

soil-structure interaction (SSI) effects (like for example radiation damping) were neglected in this model, focusing on the structural and isolator dynamics exclusively. Due to the seismic isolation the SSI effects are expected to be less pronounced compared to common nuclear structures.

Dynamic properties of the seismic isolation

Based on the age dependent dynamic properties of the seismic isolators and an aging curve of the shear modulus of the elastomeric bearings G_d , the distortion γ at the time of the earthquake is calculated with the maximum horizontal displacement of the isolators of $\Delta x = 2.6$ mm. With a total thickness of the elastomer in the bearing $h = 40.5$ mm, this results in the distortion $\gamma = \Delta x/h = 0.065$. The ENSI team SPI determined the shear modulus G_d during the earthquake of November 11, 2019, by first interpolating the three logarithmic distortion curves of the tests in 1979/1980, 1985 and 1990 for $\gamma = 0.065$ shown in Figure 8. These values are then extrapolated to the year 2019 using the provided aging curve. The final averaging results in the value $G_d = 2.54$ MPa. In a consistent manner, the ENSI team ETH determined the value $G_d = 2.6$ MPa and the ENSI team B&H $G_d = 2.53$ MPa.

Since results of the modal analysis were also available in Stage 1, the ENSI teams ETH and B&H considered to calibrate the horizontal stiffness of the isolators targeting the given eigenmodes and eigenfrequencies. By conducting parametric analyses, they concluded that using the horizontal stiffnesses $K_h = 19.6$ MN/m (ETH) and $K_h = 18.81$ MN/m (ETH) listed in Table 2 results in very similar eigenmodes and eigenfrequencies as those provided. That means an assumption of $G_d = 3.175$ MPa (ETH) and $G_d = 3.05$ MPa (B&H). The (vertical) compression stiffness of the bearing pads is determined using different approaches found in literature. The values

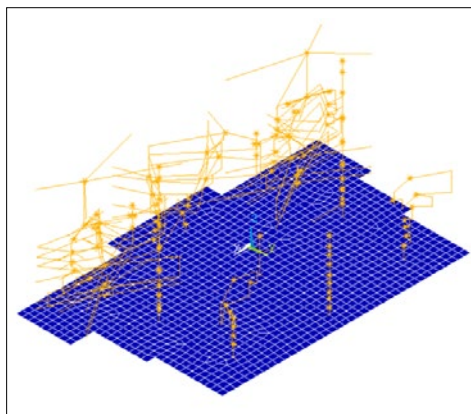


Figure 7:
FE model by ENSI team B&H in Ansys.

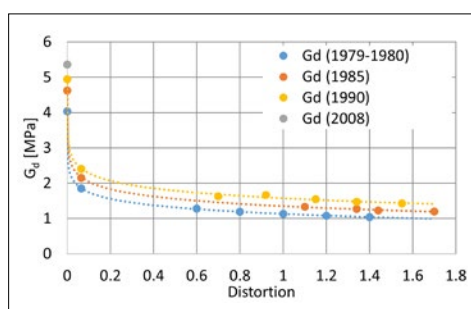


Figure 8:
Progressive distortion tests of elastomeric bearings according to [2].

listed in Table 2 are based on an effective compression modulus E_c which considers the volumetric compressibility of the elastomer as a function of the shear modulus. Based on the organizers' information on corresponding dynamic tests, a damping ratio of the isolators of $\zeta = 7\%$ is assumed both in the horizontal directions and, in the first approach, in the vertical direction.

Numerical analyses and results

The modal analysis of the **SOFiSTiK** model (Team SPI) revealed fundamental frequencies in the horizontal direction between 1.33 Hz and 1.38 Hz, which are determined by the horizontal stiffness of the seismic supports. Since the horizontal stiffnesses of the seismic isolation in the **Real-ESSI**, **OpenSees**, and **Ansys** models have been increased to match the horizontal fundamental frequencies of 1.48 Hz to 1.51 Hz specified by

ENSI-Team	Hor. Stiffness [MN/m]	Vert. Stiffness [MN/m]
SPI	15.68	5,500
B&H	18.81	6,540
ETH	19.6	6,000

Table 2:
Assumed elastomeric bearing stiffnesses.

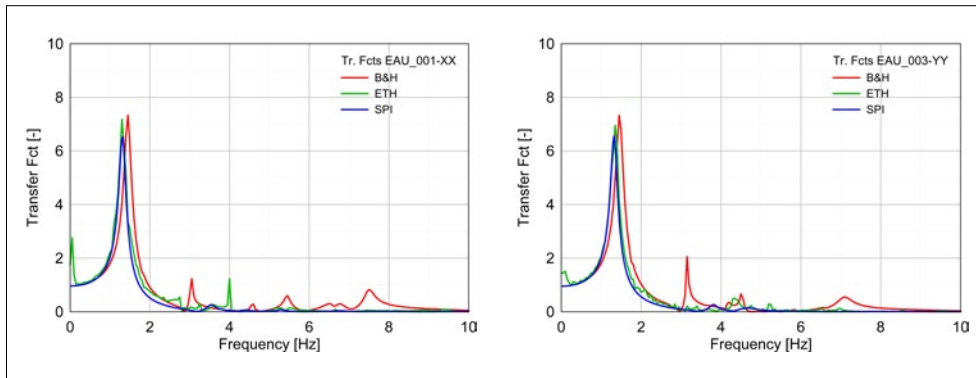


Figure 9:
Transfer functions of
sensors EAU_001 (left)
and EAU_003 (right)
in the horizontal
directions of the NPP
mesh.

the organizers, these models yield results in good agreement between 1.48 Hz and 1.52 Hz as well as 1.45 Hz and 1.47 Hz, as expected. The different results are reflected in the transfer functions shown as examples in Figure 9.

The lowest soil-dependent frequencies between 8.61 Hz and 8.75 Hz calculated with the SOFiSTiK model are vertical eigenfrequencies. The soil-dependent fundamental frequencies in the horizontal directions are above 27 Hz, since only the lower raft is vibrating in this case.

The seismic excitation used in the numerical simulations consists of acceleration time histories measured on the power plant site by the RAN sensor during the Le Teil earthquake. The horizontal and vertical time histories shown in the diagrams in Figure 10 are the result of reorienting the accelerations measured in north-south and east-west directions into the local coordinate system to be used. The resulting response spectra for the damping level of 5% show pronounced maxima of the horizontal accelerations between 9 and 10 Hz, see Figure 11.

The response spectra for a damping of 5% in the directions u, v and w of the local coordinate system of the plant are shown in Figures 11 to 13 for the positions of the sensors EAU_001 to EAU_003. These diagrams compare the response spectra calculated by the three ENSI teams using different programs and FE models with the response spectra determined from the measured accelerations, which were provided by the SMATCH organizers after the completion of Stage 1.

In the horizontal directions u and v, the calculations by B&H and ETH show the best agreement with the measurements in the range of the fundamental frequencies at all sensor positions. This is due to the calibration of the horizontal stiffnesses of the isolators based on the modal analysis. It is noticeable that the calculations for all sensors show different maxima in both horizontal directions, while this only applies to the measurements of the higher sensor EAU_002, see Figure 12. The horizontal response spectra measured in the reactor building in the frequency range 4 Hz and higher are not well captured by the blind predictions, see Figures 11 and 12. Exceptions are the results of the SOFiSTiK calculation of SPI at the sensor EAU_001 in direction u (Figure 11) and at the sensor EAU_002 in direction v (Figure 12). The cause of the excessive vertical acceleration at the EAU_002 sensor according to the SOFiSTiK calculation has not yet been clarified.

The time-frequency graphs of the output signals requested in the benchmark to analyse the frequency content of the acceleration-time histories were determined using continuous wavelet transforms (CWT). Figure 14 shows an example of the time-frequency histories of the EAU_002 sensor in the three spatial directions computed by B&H with **Ansys**. In the graphs of the horizontal directions u and v, the frequency band caused by the fundamental eigenfrequencies is clearly visible at about 1.5 Hz. In the graph of the unfiltered vertical direction w, other structural eigenfrequencies are significant.

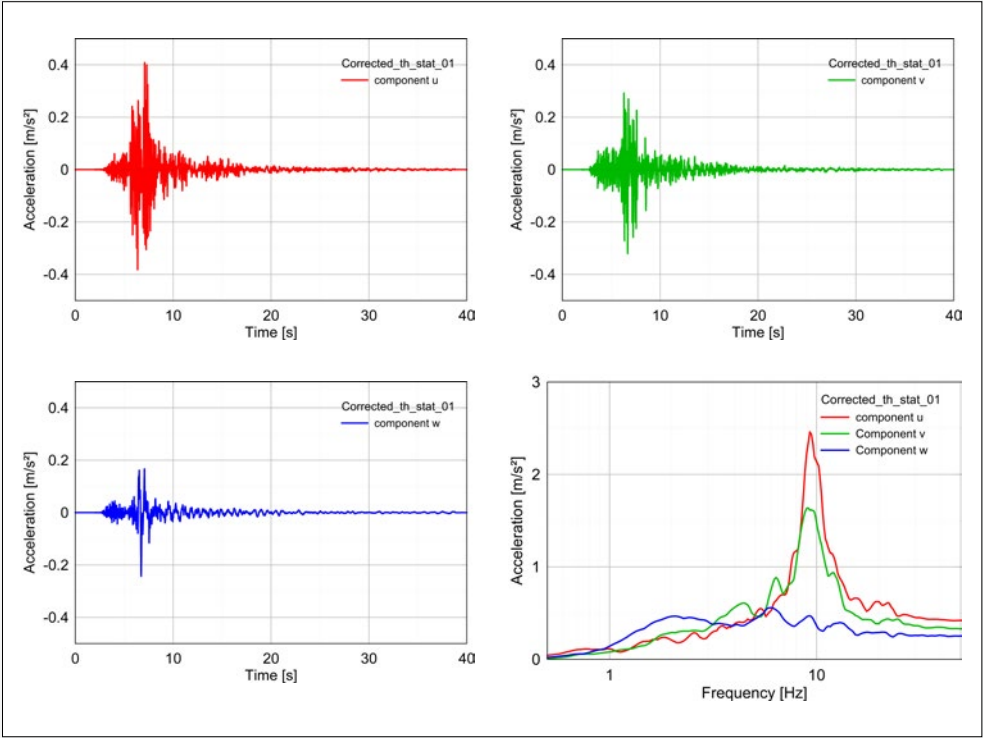


Figure 10: Free-field earthquake excitations measured by the RAN sensor and resulting 5 %-damped response spectra.

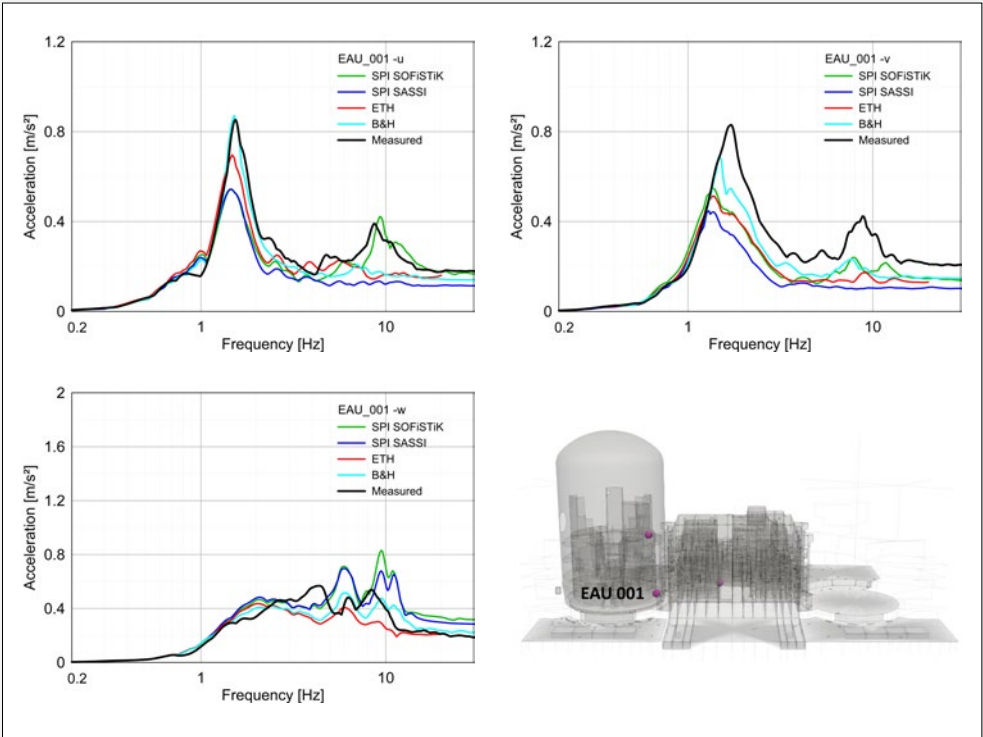


Figure 11: Response spectra $D = 5\%$ of sensor EAU_001 in the directions u, v and w of the local coordinate system.

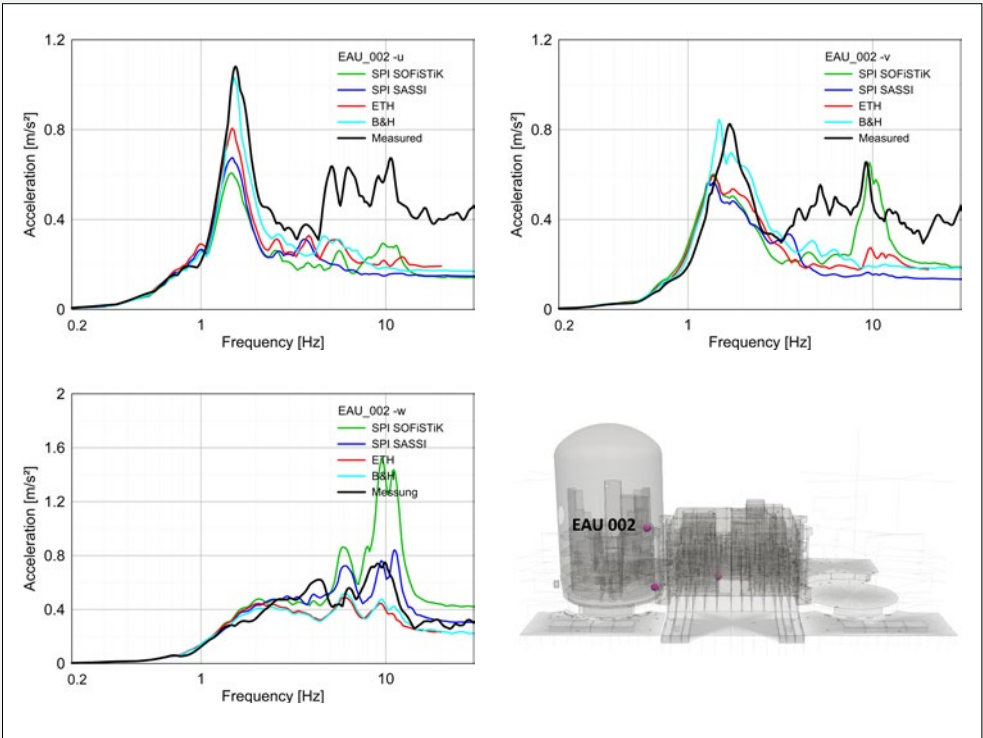


Figure 12:
Response spectra
D = 5 % of sensor
EAU_002 in the
directions u, v and w
of the local coordina-
te system.

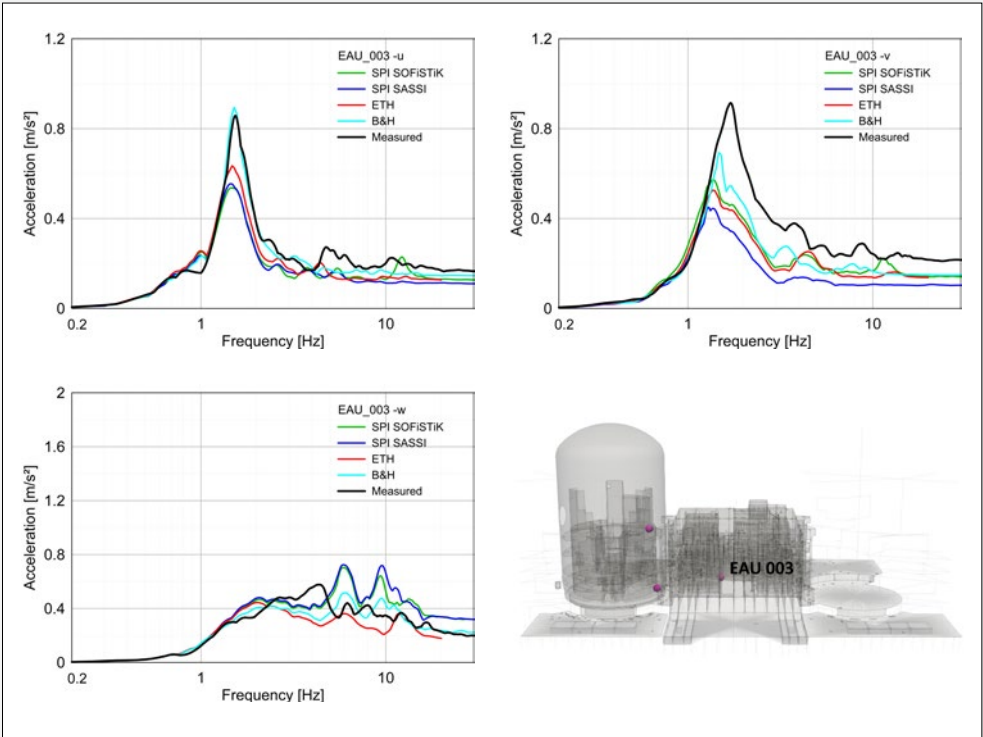


Figure 13:
Response spectra
D = 5 % of sensor
EAU_003 in the
directions u, v and w
of the local coordina-
te system.

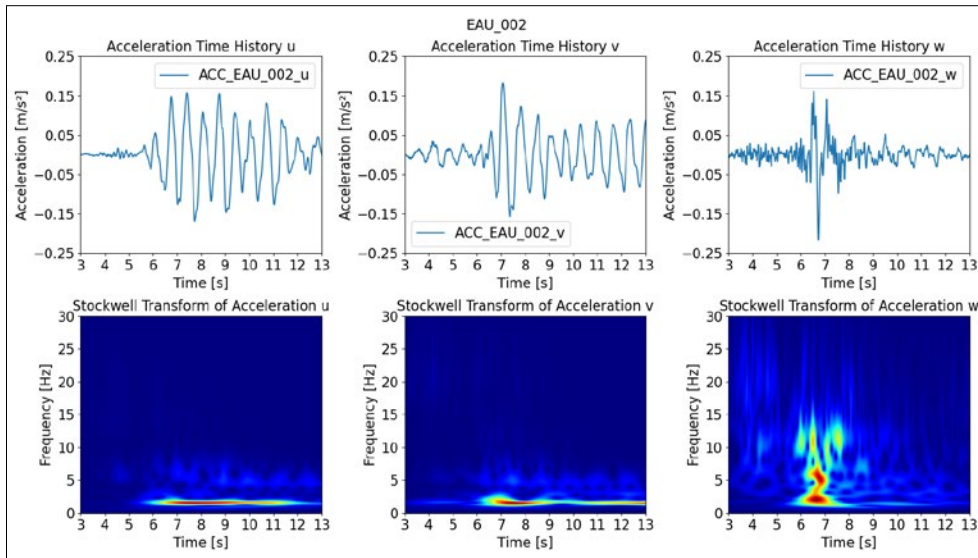


Figure 14: Time-frequency graphs of acceleration-time histories of sensor EAU_002, determined using continuous wavelet transform (CWT).

Conclusion and outlook

The results of the blind predictions in Stage 1 of Phase 3, compared with the accelerations recorded in the Cruas NPP building during the Le Teil earthquake, demonstrated that the conducted numerical analyses are suitable to replicate the dynamic behaviour of the seismically base-isolated NPP.

The comparisons of the response spectra show that the appropriate assumption of the stiffnesses and dampings of the seismic isolators is of utmost importance in the computational determination of the structural accelerations. The derivation of the shear modulus of the elastomer, which is fundamental for the stiffness of the isolators, based on dynamic tests on individual bearings obviously leads to an underestimation of the overall stiffness of the base isolation. This may attribute to the inaccuracy of the interpolation of the logarithmic shear modulus curve for the small distortion during the Le Teil earthquake, see Figure 9. One task in Stage 2 of Phase 3 will therefore be to calibrate the stiffnesses and dampings of the seismic base isolation, including application of a non-linear material law for the isolators and a reduction of their vertical damping from $\zeta=7\%$ to $\zeta=2\%$.

Due to the seismic decoupling, the consideration of SSI is practically irrelevant for the decisive horizontal excitations of the NPP

buildings. In vertical direction the effects of SSI are expected to be more significant. In particular, the ENSI teams plan to consider the flexibility of the continuously embedded lower raft and the incoherence of the earthquake excitation for the calibration calculations in Stage 2.

The ENSI Teams are concerned about the fact, that the recorded free-field motion could be disturbed by the interaction of the passing waves with the nuclear island. This question deserves a profound discussion in Stage 2.

National Cooperation

From Switzerland, Basler & Hofmann AG (Zurich) and ETH Zurich are involved in the NEA SMATCH benchmark.

International Cooperation

The experts from Stangenberg & Partners (Germany) also support ENSI in this benchmark.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

The participation of ENSI together with its three expert teams in Phase 3 of the SMATCH benchmark project has led to a valuable expansion of technical expertise and practical experience with numerical earthquake simulations of nuclear power plants, particularly regarding the effects of seismic base isola-

tion on the vibration transmission to SSCs. The blind predictions in Stage 1 of Phase 3, completed in September 2024, compared with the measurement data recorded during the Le Teil earthquake, showed that the individual FE models, each with different complexity and using different calculation software, are suitable for the numerical simulation of a base-isolated NPP.

Stage 2 of Phase 3, dedicated to improving the NPPs seismic response assessment, began in November 2024 and is scheduled to be completed in February 2025. The ENSI teams see the tasks in phase 3.2, which include the calibration of the calculation models for the determination of the SSC's response, in the adjustment of the stiffnesses and dampings of the base isolation and in the more precise modelling of the lower raft in interaction with its surrounding subsoil.

Publications

ENSI together with its teams submitted three abstracts for contributions to the SMiRT 28 conference in 2025 on seismic response analyses of the base-isolated Cruas NPP subjected to the Le Teil earthquake using different FE simulation software, all of which were accepted.

References

- [1] EDF/IRSN/Egis: SMATCH Benchmark, Seismic Base Isolated Nuclear Power Plant Shaken by a Real Earthquake, <https://smatch-benchmark.org/>.
- [2] Viallet, E., Berger, J., Traversa, P., El Haber, E., Hervé-Secourgeon, E., Hervé-Secourgeon, G., Zuchowski, L., Dupuy, G.: "2019-11-11 Le Teil Earthquake – The Ultimate Missing Piece of Experience Feedback Related to a Nuclear Power Plant Built on Seismic Base Isolation: A Real Earthquake", SMiRT-26, Berlin/Potsdam, Germany, July 10–15, 2022.
- [3] SOFiSTiK AG: SOFiSTiK Analysis Programs, Version 2024-6 Build 905, Oberschleißheim, Germany.
- [4] SASSI 2010, A System for Analysis of Soil-Structure Interaction, F. Ostadan, Version 1.0, May 2010.
- [5] Jeremic, B., Jie, G., Cheng, Z., Tafazzoli, N., Tasiopoulou, P., Pisano, F., et al.: The Real-ESSI simulator system (version 24.04). University of California, Davis, 2024, <http://real-essi.info>.
- [6] McKenna, F., Scott, M. H., and Fenves, G. L.: "Nonlinear finite-element analysis software architecture using object composition", Journal of Computing in Civil Engineering (2010), 24 (1), 95–107.
- [7] Bielak, J., Loukakis, K., Hisada, Y., Yoshimura, C.: "Domain reduction method for three-dimensional earthquake modeling in localized regions, Part I: Theory". Bulletin of the Seismological Society of America (2003), 93 (2), 825–841, <https://doi.org/10.1785/0120010251>.
- [8] Ansys Academic Research Mechanical APDL, Release 2021 R2.

Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading

Author and Co-author(s): Simon Karrer,
Dr. Karel Thoma, Prof. Dr. Walter Kaufmann
Institution: ETH Zürich,
Institute of Structural Engineering (IBK)
Address: Stefano-Franscini-Platz 5
Phone, E-mail, Internet address:
044 633 36 59, karrer@ibk.baug.ethz.ch,
www.kaufmann.ibk.ethz.ch
Duration of project: 2021–2025

Abstract

Recent earthquakes have shown that the performance of reinforced concrete structures, in particular shear walls, differed from what had been anticipated. To date, the international research community still lacks a reliable method for predicting the load-deformation behaviour of reinforced concrete shear walls under cyclic loading. This project, which started in November 2021 and is scheduled to last four years, aims at developing a non-linear finite element analysis (FEA) tool for the modelling of reinforced concrete (RC) members subjected to seismic excitations. In contrast to existing software programs, mainly standard material properties are used as input, and the FEA is based on consistent mechanical models. These models were developed, extended and validated at **ETH Zurich** under the direction of Prof. P. Marti and his successor Prof. W. Kaufmann and enable the simulation of RC shell elements subjected to general loading by eight independent stress components. In this project, the modelling of reinforced concrete structures under cyclic loading will be refined for seismic analysis and design. The quality of the tool will be assessed by the comparison of the simulations against published experiments. Further evaluation aspects of the tool are the computing power and the number of parameters used in the models, where it is desirable to use a small number of parameters that correspond to standard material properties reliably known in structural design or assessment.

In the second work package, simulations on RC shell elements were successfully carried out. Since there are few published RC shell experiments, only a limited validation was possible. Furthermore, the experiments on cyclically loaded RC chord elements conducted in 2023 were evaluated in 2024. The experimental observations highlight the significant influence of the load history and lead to further interesting results improving the modelling of such elements.

Project goals

Importance of the project and outline of the content

This project aims at developing a consistent mechanical material model for reinforced concrete (RC) shells under cyclic loading and at implementing this material model into a non-linear finite element analysis (FEA) framework for the analysis of RC structures. This FEA-tool is intended to be used for the simulation of RC buildings subjected to seismic excitations. The behaviour of shear walls under cyclic loading is particularly interesting since shear walls are commonly used as lateral load-resisting members in structures. Still, their performance in recent earthquakes was not as anticipated [1], [2]. The load-deformation behaviour of these members is often inadequately predicted by existing software programs. Intensive international research is being conducted in this field, and there are promising approaches [3], [4], [5]. Nevertheless, the international research community still lacks a reliable and robust method for predicting the behaviour of RC shear walls under seismic excitation.

The state of the art, on which this project builds up, consists of two pillars. The consistent mechanical models for RC developed, extended and validated under the direction of Prof. P. Marti and his successor Prof. W. Kaufmann at **ETH Zurich** represent the first pillar. The relevant mechanical models are (i)

the **Tension Chord Model (TCM)** [6], (ii) the **Pull-Out Model (POM)** for under-reinforced members [7], (iii) the **Cracked Membrane Model with rotating, stress-free cracks (CMM-R)**, see Figure 1) [8], (iv) the **Cracked Membrane Model with fixed, interlocked cracks (CMM-F)** [9] and (v) the generalisation of these models to layered shell elements for out-of-plane loading and inclined reinforcement [10]. So far, these models have been formulated mainly for unidirectional, i.e., monotonically increasing load.

The second pillar of the project is the implementation of the aforementioned mechanical models as a **unidirectional RC material model (CMM-Usermat-U)** for monotonically loaded shell elements into the finite element solver **Ansys Mechanical APDL** [11]. It was implemented at the **Lucerne University of Applied Sciences and Arts (HSLU)** under the direction of Dr. K. Thoma [12]. Extensive validations of the **CMM-Usermat-U** in combination with a layer model (plane stress state) against experiments on plate, shell and beam tests showed a very good agreement between test and calculation results for monotonically increasing loads [13], [14], [15], [16] (see Figure 2). The observed load-deformation behaviour, the failure mechanisms, the generalised stresses and the local strains of the test specimens matched well with the FE-calculations.

Within the framework of this project, the mechanical models (**TCM**, **POM**, **CMM-R**, **CMM-F**) will be extended for cyclic loading, and the **CMM-Usermat-U** will be evolved to the **cyclic RC material model (CMM-Usermat-C)**.

Goals for the year 2024

The project is divided into five work packages (see Figure 3). The second and third work packages (WP2 and WP3), scheduled to be completed by the middle and the end of 2024, respectively, consist of the implementation of the **cyclic layer model** and the implementation of the **CMM-Usermat-C** into the finite element solver **Ansys Mechanical APDL**.

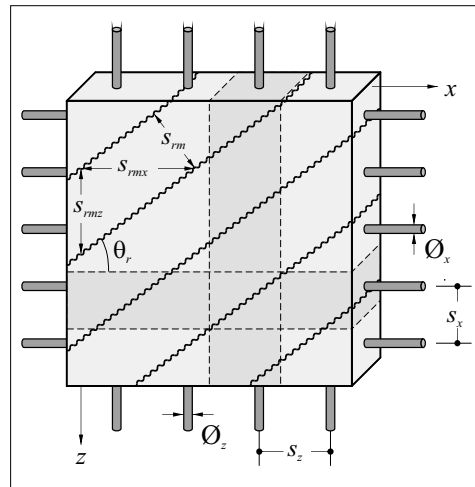


Figure 1:
Representation of
Cracked Membrane
Model with rotating,
stress-free cracks
(CMM-R) [8].

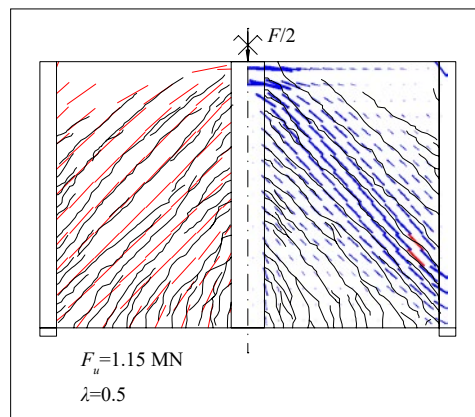
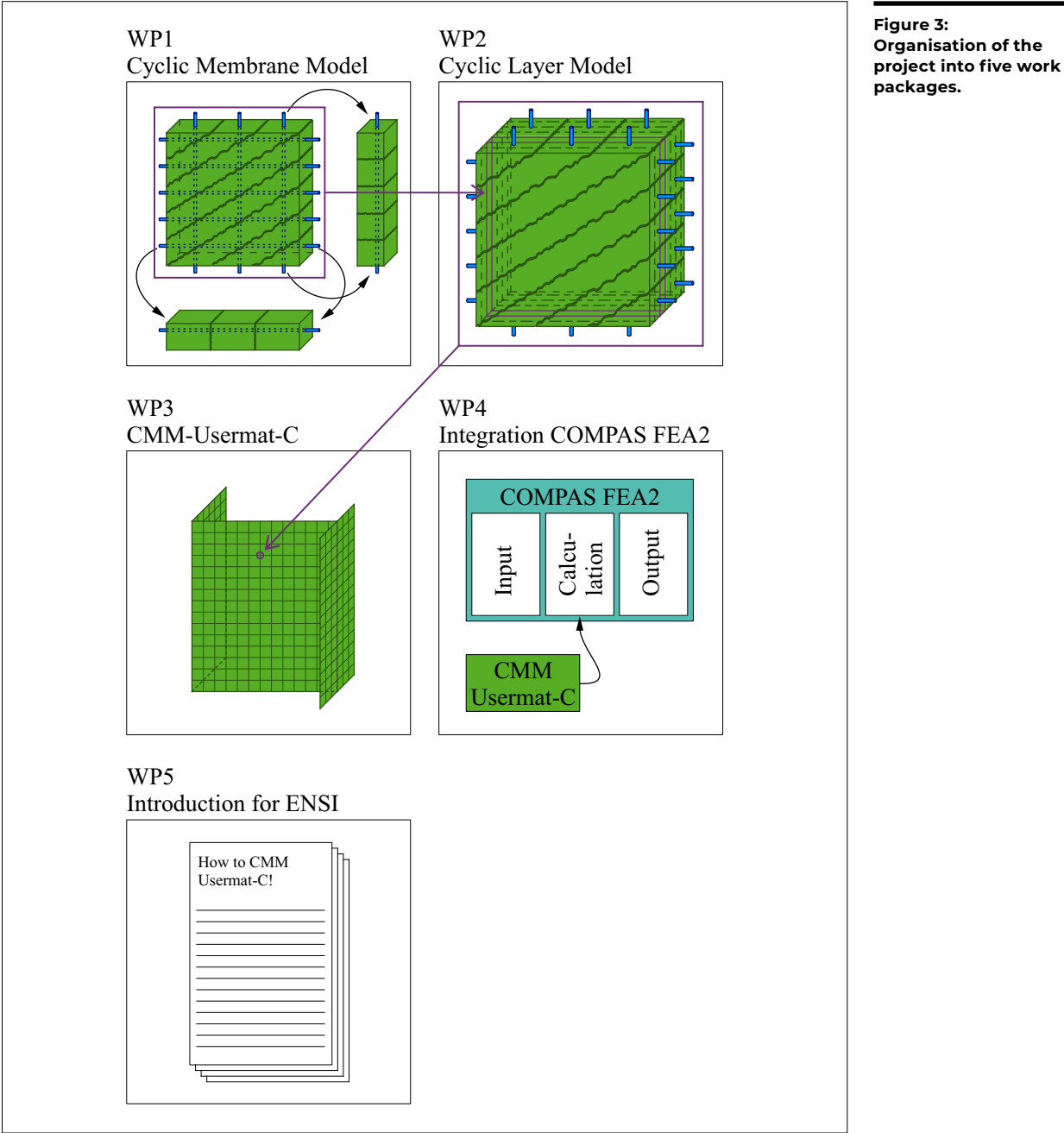


Figure 2:
Simulation of a plate
test carried out by
Leonhardt and
Walther [17]: Crack
pattern and principal
concrete compressive
stress in the main
girder [15].

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 is a good measure to assess the performance of the material model. A significant advantage of implementing the material models **CMM-Usermat-U** and **CMM-Usermat-C** – compared to classical FEA analyses – is the possibility to provide and hence compare detailed results (e.g. steel stresses at the crack σ_{sr} , concrete principal compressive stresses σ_{c3} , principal com-



pressive directions θ and crack spacings s_{rm}). These additional, mechanically based results enable an in-depth interpretation and plausibility checks of the FEA and yield valuable insight particularly regarding failure modes, enabling a detailed validation against corresponding experimental observations.

Number of Parameters: Cyclic non-linear FEA of RC structures has been used for a long time. However, the underlying material models for RC (e.g. [18], [19]) 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 fitted for a specific case, but lead to unsatisfactory results for other structures. This was exemplified by a “blind prediction competition” carried out and evaluated by the **Pacific Earthquake Engineering Research Center (PEER)** at **UC Berkeley** [20], [21]. One of the core statements from the competition

was that the RC material model is of central importance, especially with regard to the consideration or definition of plastic zones. The competition conducted by the **PEER** illustrated the weakness of strongly parameterised RC material models. It is important to note that if parameters have to be estimated, the predictions of different users, calculated with the same material model, typically vary strongly.

Computational Performance: The computational performance of the algorithms is crucial for the extension of the existing **CMM-Usermat-U** to the **CMM-Usermat-C**, as significantly more computing steps have to be executed and more memory capacity has to be available. The algorithm for the **CMM-Usermat-U** generally converges stably and is fast. It can be used as a benchmark for the newly developed **CMM-Usermat-C** algorithm.

Work carried out and results obtained

After last year's implementation of the **TCM** and the **CMM-R** for cyclic loading [22], the generalisation of these models for generic load cases and the implementation of the **CMM-Usermat-C** into the finite element solver **Ansys Mechanical APDL** were on the agenda for the year 2024. In addition, the experimental campaign of cyclically loaded RC chord elements conducted in 2023 was evaluated.

Implementation of the cyclic layer model

The **cyclic layer model** extends the mechanical chord and membrane models to a three-dimensional shell element that can capture eight independent strain states – five more than a membrane element. The **cyclic layer model**, which essentially consists of a stack of kinematically coupled membrane elements, was implemented in spring 2024. There are only few published results of shell element tests with well documented strain states, which can thus be used to verify the model. One such test series is the experimental campaign of Rossi and Thürlimann,

consisting of cyclic four-point bending tests [23]. The simulations of these tests, which did not exhibit complex strain states but only bending around one axis, indicate that the layer model captures uniaxial bending well. The validation of Test B3 is summarised in Figure 4. The comparison between experimental results and simulations of the moment M versus curvature χ diagram provides satisfactory results. In order to check the validity of the simulation, detailed results are presented for a specific time step (inspection point) and specific layers. The strain and stress states over the height of the shell ($h = 230\text{ mm}$) at the inspection point are illustrated in Figure 4b,c, where every line represents one layer. The load history of the bottom layer, which exceeded the concrete strength during the test, is shown in Figure 4d. Figure 4e displays the load history of the top and bottom reinforcement. While the plastic deformation of the top reinforcement was increased for each cycle, the bottom reinforcement remained elastic. The detailed results are plausible and enable an intuitive understanding of the M - χ diagram.

Implementation of the CMM-Usermat-C into the finite element solver Ansys Mechanical APDL

The code of the **CMM-Usermat-C** developed in Python (WP1 and WP2) is currently being translated into Fortran. The translation is progressing, but results of finite element analyses are not yet possible.

Evaluation of experiments on cyclically loaded RC chord elements

Preliminary findings from the experimental campaign were presented at the 15th **fib** PhD Symposium in Budapest [24] and are summarised in excerpts below. A more comprehensive analysis of the test results is currently underway and a publication is in preparation.

Three geometrically identical test specimens, T/C-1, T/C-2 and T/C-3 (see Figure 5a,b), were produced and tested in the laboratory of IBK at ETH Zurich. The tests differed by the loading protocol (see Figure 5c) and the steel

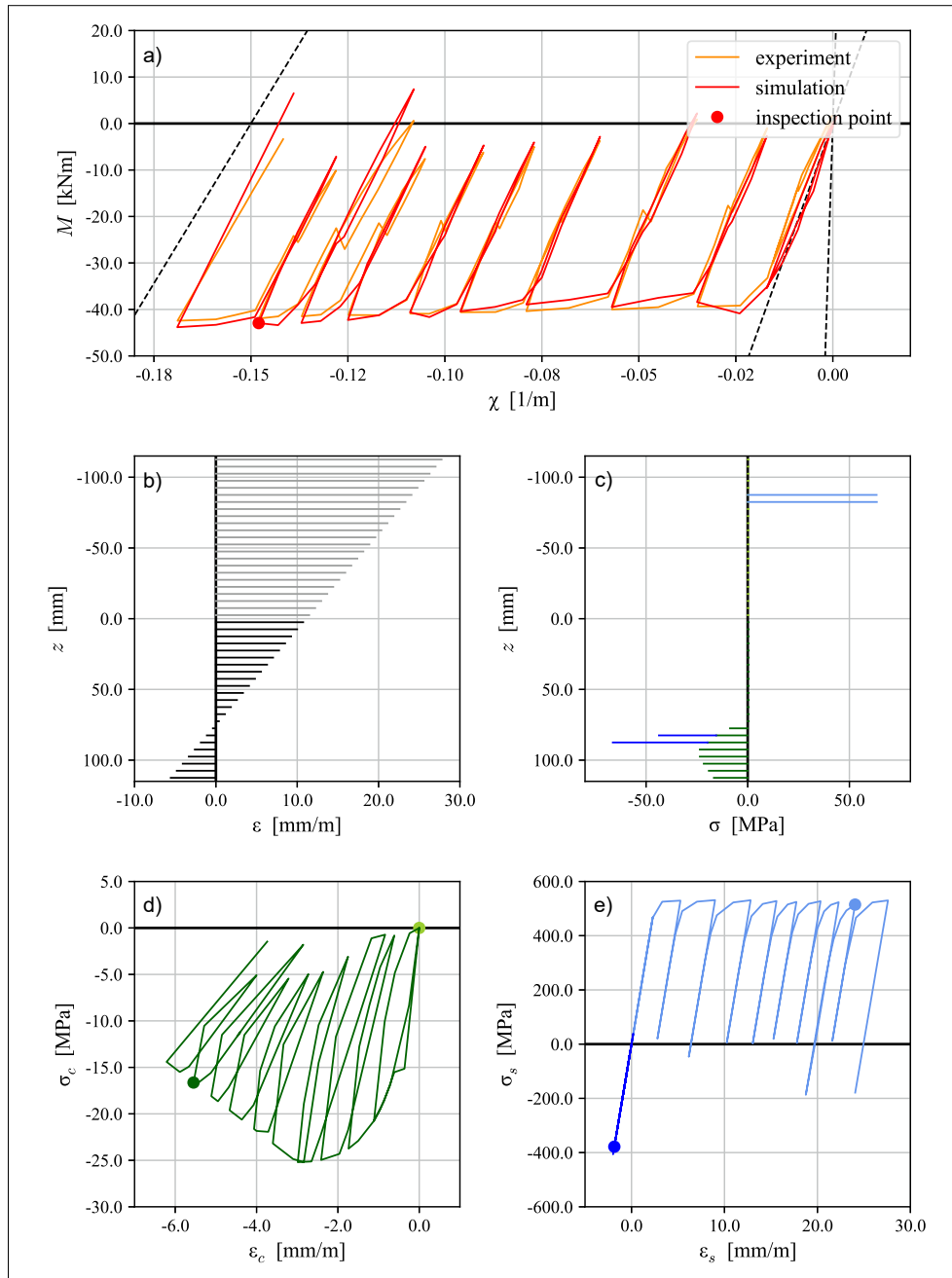


Figure 4:
Simulation of Test B3 [23]: a) M versus χ , b) and c) distribution of strains and nominal stresses over the height of the shell z at the inspection point, d) and e) stress-strain curves of the outer concrete layers and the top and bottom reinforcement, respectively.

type of the longitudinal reinforcement. Test T/C-1, which serves as a reference, was monotonically loaded in compression to the compressive strength, continuing the test until the load decreased significantly. In the tests T/C-2 and T/C-3, the specimens were initially loaded in tension until stabilised cracking (evenly distributed cracks over the specimen length) with crack widths $w_r \geq 0.5 \text{ mm}$ was observed. The specimens were subsequently unloaded and then loaded in compression

until failure. While the longitudinal reinforcement of T/C-1 and T/C-2 was cold-worked, exhibiting a gradual transition from elastic to plastic behaviour, the longitudinal reinforcement of T/C-3 was quenched and self-tempered (QST, so-called Tempcore steel), with a distinct yield plateau.

Figure 6 (a,c,e) shows the load-deformation behaviour of the three specimens. A comparison of Specimens T/C1 and T/C2 reveals that the points of maximum compression show

no significant differences in either force or average strain despite variations in the load history. The load-deformation behaviour in compression of T/C-2 (cold-worked reinforcement) and T/C-3 (QST reinforcement) was also very similar, indicating that the influence of the steel type is marginal for this specific loading protocol.

By differentiating the load-deformation curves, the stiffness (tangent modulus) development can be investigated; see the right column in Figure 6 (b,d,f). As expected, the stiffness of the loading path in tension and the unloading path until the onset of crack closing is approximately $E_c A_c n_p = E_s A_s$, excluding the states I (uncracked) and III (yielding). Remarkably, the maximum stiffness of Specimens T/C-2 and T/C-3 after crack closing was much lower than that of T/C-1. While the latter reached the theoretical maximum stiffness of the element $E_c A_c (1-p+n_p)$, the maximum stiffnesses of T/C-2 and T/C-3 were approximately 40% lower. Most likely, the existing cracks, particularly the longitudinal ones, were responsible for the drop in maximum stiffness. These observations highlight the significant influence of the load history. On the other hand, the stiffness degradation at high compressive load ($F < 500$ kN) was similar for all three tests, and all three failed at similar loads and deformations. This, in turn, indicates that the previously applied tensile load in tests T/C-2 and T/C-3 influenced only the maximum stiffness after crack closing, but neither the peak load nor the deformation capacity.

The experimental exploration of the cyclically loaded RC chord elements will be used to improve the future modelling of such elements.

National Cooperation

The project was presented to a group of civil engineers as part of the **CAS ETH in Seismic Evaluation and Retrofitting 2024–2025**.

International Cooperation

None.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

The developed code is stable and robust, and the simulations of chord, membrane and shell elements reflect the behaviour observed in experiments well. It must be mentioned that the validation of shell elements, in particular, could only be carried out against few well-documented experiments. A significant advantage of the mechanically consistent models **{TCM, POM, CMM-R}** is that they only use few model parameters in addition to the classical material parameters used in conventional design. Since relatively simple subordinate material models for concrete, steel and bond are chosen, the number of parameters is low. The computational performance of the code will be assessed in work package 3 when entire structures are simulated.

The evaluation of the experiments on RC chords subjected to cyclic loading led to interesting results highlighting the significant influence of the load history.

Work package 3 is not yet completed. In addition to the translation from Python to Fortran, the comparison of finite element simulations using CMM-Usermat-C against published cyclic experiments is pending. The fourth and fifth work packages contain the integration of the **CMM-Usermat-C** in the framework **COMPAS FEA2** and the introduction of the software for **ENSI** experts. It is planned to finish these work packages and, thus, the project by the end of 2025.

Publications

Karrer S, Thoma K, Kaufmann W. Experimental investigation of the transition from tension to compression in reinforced concrete chords. 15th fib International PhD Symposium in Civil Engineering, Budapest, 2024.

In 2023, the project was described in a blog post [25] to promote the research at the Chair of Structural Engineering – Concrete Structures and Bridge Design to the public, particularly the engineering community.

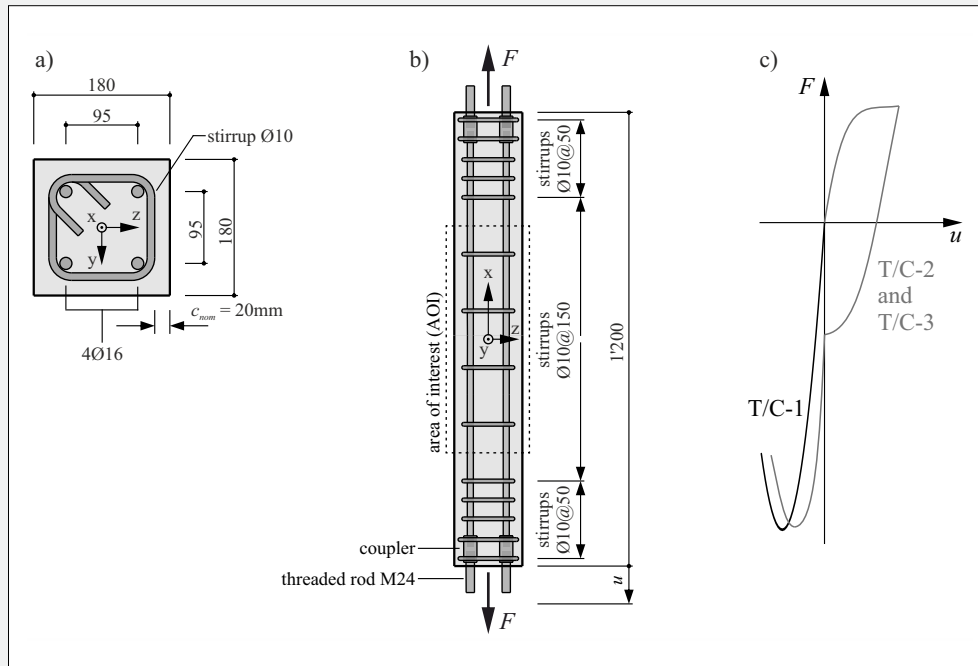


Figure 5: Dimensions, reinforcement detailing and loading protocol of the test specimens: a) cross-section; b) elevation; c) schematic loading protocol.

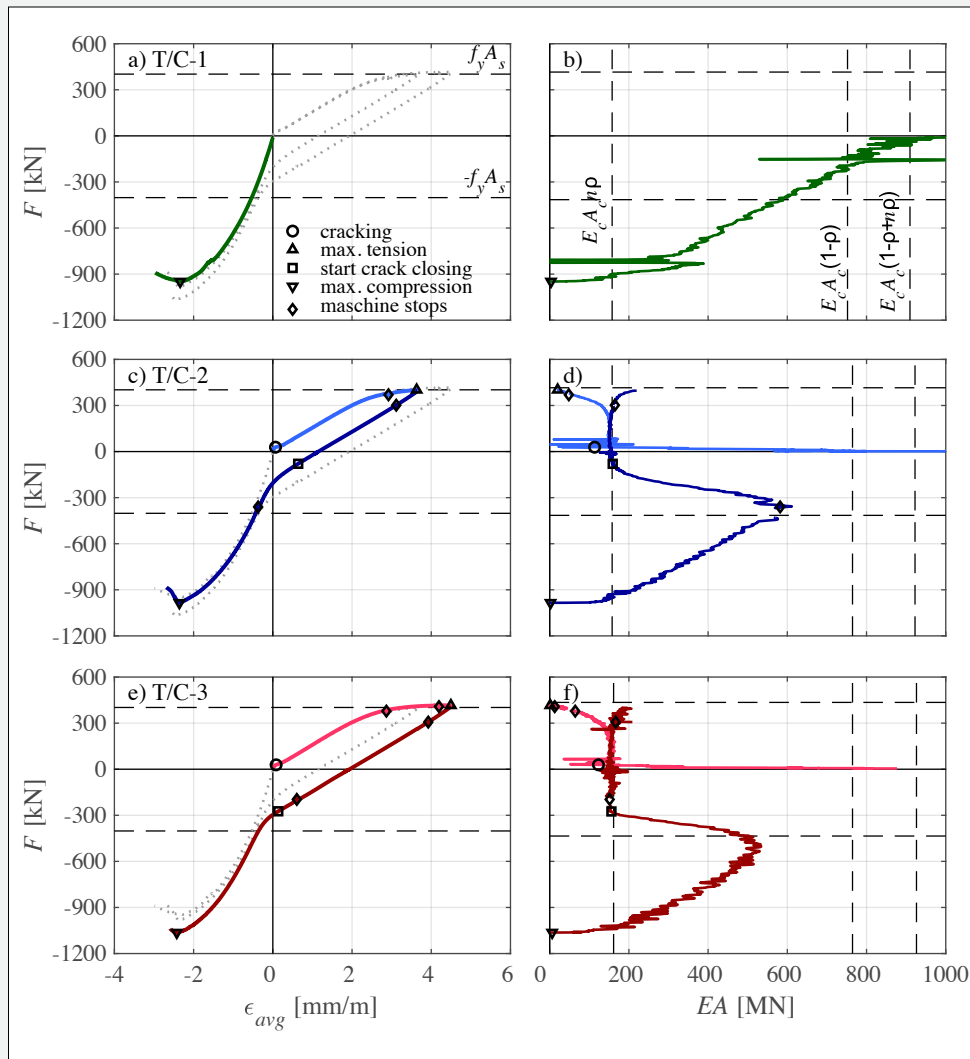


Figure 6: Global load-deformation behaviour of the three specimens T/C-1...3: a), c) and e) F versus ϵ_{avg} ; b), d) and f) F versus EA; in c) to f), the lighter line colour represents the loading path with increasing tension, while the darker line colour represents unloading with subsequent loading in compression.

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 NZSEE Conf, Auckland, New Zealand, 2014, p. 12.
- [4] A. Rosso, J. P. Almeida, and K. Beyer, “Stability of thin reinforced concrete walls under cyclic loads: state-of-the-art and new experimental findings”, **Bull Earthquake Eng**, vol. 14, no. 2, pp. 455–484, Feb. 2016, doi: 10.1007/s10518-015-9827-x.
- [5] D. M. V. Ruggiero, **The Behaviour of Reinforced Concrete Subjected to Reversed Cyclic Shear**. in Dissertation. Department of Civil Engineering, University of Toronto, 2015.
- [6] P. Marti, M. Alvarez, W. Kaufmann, and V. Sigrist, “Tension Chord Model for Structural Concrete”, **Structural Engineering International**, vol. 8, no. 4, pp. 287–298, Nov. 1998, doi: 10.2749/101686698780488875.
- [7] J. Mata-Falcón, D. T. Tran, W. Kaufmann, and J. Navrátil, “Computer-aided stress field analysis of discontinuity concrete regions”, in **Computational Modelling of Concrete Structures**, CRC Press, 2018.
- [8] W. Kaufmann, “Strength and Deformations of Structural Concrete Subjected to In-Plane Shear and Normal Forces”, Doctoral thesis, ETH Zurich, Zurich, Switzerland, 1998. doi:10.3929/ethz-a-001945805.
- [9] A. Beck, “Paradigms of shear in structural concrete: Theoretical and experimental investigation”, Doctoral Thesis, ETH Zurich, 2021. doi: 10.3929/ethz-b-000482684.
- [10] H. Seelhofer, **Ebener Spannungszustand im Betonbau: Grundlagen und Anwendungen**. in IBK-Bericht, no. 320. Zürich: vdf Hochschulverl. an d. ETH, 2010.
- [11] “Ansys Mechanical APDL”. Canonsburg, USA.
- [12] P. Roos, “FEM Modelle für Stahlbetonplatten – Verifizierung des Schichtenmodells anhand von Bauteilversuchen”, Hochschule Luzern Technik&Architektur, Horw, 2014.
- [13] K. Thoma, P. Roos, and M. Weber, “Finite-Elemente-Analyse von Stahlbetonbauteilen im ebenen Spannungszustand”, **Beton- und Stahlbetonbau**, vol. 09, no. 4, pp. 275–283, 2014, doi: 10.1002/best.201300087.
- [14] K. Thoma, P. Roos, and G. Borkowski, “Finite Elemente Analyse von Stahlbetonplatten”, **Beton- und Stahlbetonbau**, vol. 109, no. 12, pp. 895–904, 2014, doi: 10.1002/best.201400047.
- [15] K. Thoma, “Finite element analysis of experimentally tested RC and PC beams using the cracked membrane model”, **Engineering Structures**, vol. 167, no. 15, pp. 592–607, Jul. 2018.
- [16] K. Thoma and F. Malisia, “Compressive membrane action in RC one-way slabs”, **Engineering Structures**, vol. 171, pp. 395–404, Sep. 2018, doi: 10.1016/j.engstruct.2018.05.051.
- [17] F. Leonhardt and R. Walther, **Wandartige Träger. Bericht über Versuche an wandartigen Trägern mit unterschiedlicher Belastung, Lagerung und Bewehrung mit Schlussfolgerungen**. in Deutscher Ausschuss für Stahlbeton, no. 178. Berlin, Deutschland: Ernst und Sohn, 1966.
- [18] V. Birtel and P. Mark, “Parameterised Finite Element Modelling of RC Beam Shear Failure”, p. 15, 2006.
- [19] 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.
- [20] M. Schoettler, “A Full-Scale, Single-Column Bridge Bent Tested by Shake-Table

- Excitation", 2012, doi: <https://datacenter-hub.org/resources/7268>.
- [21] V. Terzic, M. J. Schoettler, J. I. Restrepo, and S. A. Mahin, "Concrete Column Blind Prediction Contest 2010: Outcomes and Observations", p. 145.
- [22] S. Karrer and K. Thoma, "Material Model for Reinforced Concrete under Cyclic Loading", in **Research and Experience Report 2023**, Eidgenössisches Nuklearsicherheits-Inspektorat ENSI, 2024, pp. 217–224. [Online]. Available: <https://ensi.admin.ch/de/dokumente/erfahrungs-und-forschungsbericht-2023-ensi-an-11899/>
- [23] M. Rossi and B. Thürlimann, **Versuche über das Verhalten von Stahlbeton-Balken bei wiederholter Belastung**. in IBK-Bericht, no. 7503–1. Birkhäuser Basel, 1981.
- [24] S. Karrer, K. Thoma, and W. Kaufmann, "Experimental investigation of the transition from tension to compression in reinforced concrete chords", presented at the 15th fib International PhD Symposium in Civil Engineering, Budapest, 2024.
- [25] Simon Karrer, "Developing a material model for reinforced concrete structures subjected to cyclic loading", kfm research. [Online]. Available: <https://concrete.ethz.ch/blog/developing-a-material-model-for-reinforced-concrete-structures-subjected-to-cyclic-loading/>

Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), Phase 1

Author and Co-author(s):

Hunter Bowman¹⁾, Saran Srikanth Bodda¹⁾,
Abhinav Gupta¹⁾, Sara Ghadimi (ENSI),
Tadeusz Szczesiak (ENSI)

Institution: ¹⁾ CNEFS, NC State University,
USA

Address: 915 Partners Way, Raleigh,
NC 27606, United States

Phone, E-mail, Internet address:
+1 919-624-7877, agupta1@ncsu.edu,
<https://cee.ncsu.edu/cnefs/>

Duration of project: 2024 to 2026

Abstract

The functionality of digital control systems and electrical equipment during and after earthquakes is of significant importance. Sensitive equipment, like relays, may be affected by high-frequency excitations even at low accelerations. Few earthquakes worldwide exhibited high-frequency content due to the presence of hard rock soil profile, indicating that a design that may be safe in these regions may not be so in other regions with softer soil profiles. Additionally, high-frequency loads from impacts, such as airplane crashes (APC), need consideration, as vibrations can propagate through structures and influence the functionality of safety-related electrical systems.

The Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI) has started new research with the Center for Nuclear Energy Facilities and Structures (CNEFS) of North Carolina State University on the design of electrical components for earthquake and Airplane impact induced high frequency vibrations based on enveloping the in-cabinet response spectra (ICRS). The scope of work is divided into two phases. The Phase-1 work (2024–2026) will focus on reviewing existing literature and

experiments and on conducting analyses to evaluate appropriate set of motions that realistically represent vibrations resulting from seismic and APC scenarios. This Phase-1 work will also focus on designing a few simplified and at least one large scale experimental tests to further understand the influence of geometric nonlinearities such as gaps at the mounting regions on dynamic response of electrical cabinet.

Typically, control systems are seismically qualified using generic shake table testing, which allows typical models to be verified rapidly. In these tests, high acceleration values account for most failures. However, a major drawback is the limitation of shake table test frequencies, which are typically in the low-frequency range. High-frequency accelerations, on the other hand, can be influenced by localized nonlinearity within the equipment due to gaps and corresponding potential secondary physical impacts. Experimental data obtained from Sine Sweep tests that include high-frequency motion can capture this localized nonlinear behavior. This highlights the importance of realistic modeling and simulating the nonlinear behavior within control systems. One of the first steps in validating the results includes matching the natural frequencies. However, enabling nonlinear effects such as gap-closure in finite element analysis can lead to inaccurate results within the process of calculating equivalent linear eigenfrequencies and eigenvectors. In the reporting year 2024, a set of simplified models is considered to show the effects of gap-closure and localized nonlinearities on dynamic characteristics of the system. Additionally, an approach to obtain realistic eigenfrequencies by analytically simulating the Sine Sweep test and utilizing

Fast Fourier Transformation (FFT) is recommended.

Project goals

The aim of this project is to understand the behavior of electrical equipment when subjected to seismic and APC induced high frequency vibrations. The vibrations propagate through the structure into electrical cabinets and can affect the functionality of safety-related electrical systems and relays. Therefore, current practice and methods in generating and treating in-cabinet response spectra (ICRS) for high-frequency floor motions at the location of the cabinet induced both by seismic and APC loads for both integrity and functionality verification need to be studied [1]. The scope of work is divided into two phases. The Phase-1 work (2024–2026) will focus on reviewing existing literature and experimental studies and on conducting multiple analyses to evaluate appropriate set of motions at the location of the components that realistically represent vibrations resulting from different seismic and APC scenarios. This Phase-1 work will also focus on designing a few simplified and at least one large scale experimental tests that could be used to further understand the influence of geometric nonlinearities such as gaps at the mounting regions of an electrical cabinet or other equipment. The total duration of the Phase-1 work is proposed as 2 years starting in 2024.

The primary objective for the reporting year is to develop a set of simplified models that illustrate the effects of gap closure and localized nonlinearities, which are crucial for evaluation of the dominating frequencies.

Work carried out and results obtained

Finite Element Modeling

Finite element models (FEM) are often utilized to simulate the vibration behavior of electrical cabinets. If an adequate model of a cabinet can be constructed, it can help in determining which components or designs are most vulnerable. These models can pro-

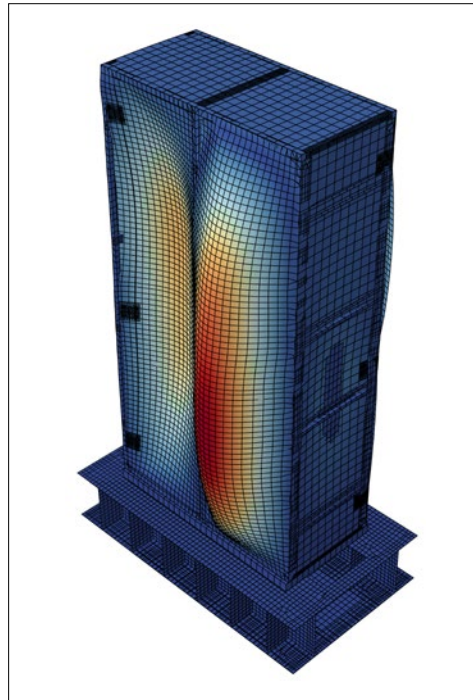


Figure 1:
Example of a FEA
Model with Modal
Analysis (upscaled
displacements).

vide valuable data on relevant dynamic properties like frequencies of vibration without needing to conduct time consuming and cost intensive experiments. In this study, the widely used Abaqus software for finite element analysis (FEA) is chosen to create these models. While changing the design may be challenging on site or in a testing lab, changes can be made quickly within the FEA model to simulate the effect of changes in properties and configurations of structural members. An example can be found in Fig. 1, where an electrical cabinet is shown with displacements resulting from a modal analysis. Thus, these models have been widely used by the industry to help assess and evaluate the functionality and integrity of these systems. The built-in frequency (eigenvalue) solver is commonly used to assess a model's natural frequency of vibration content; however, this approach is restricted to linear systems and cannot be used when enabling certain nonlinearities of the system.

Proposed Approach

To illustrate the significance of support nonlinearities such as gap closure on dynamic properties of the system and frequency con-

tent and the dynamic response of the system, a series of simplified three-dimensional models are developed by varying contact and gap conditions. The 3D model examined in this study is shown in Fig. 2, where all degrees of freedom are constrained except for displacement along the horizontal X-axis. This model includes two single degree-of-freedom (SDOF) systems stacked vertically. The lower system is adjacent to a rigid wall, which provides a contact surface but does not extend to the upper system. This configuration facilitates observation of impact behavior due to gap-closure and enables contact interactions. The two SDOF systems are constrained by assigning same rotational and translational degrees of freedom across both sides of the interface, effectively bonding the connected nodes. Each SDOF system comprises an elastic column representing the spring of the SDOF system, and a box composed of shell elements attached to the top of the column representing its mass. This study primarily focuses on analyzing and observing global dynamic response within each system.

Dominating frequencies are initially evaluated for each SDOF system individually before they are combined. Subsequently, frequencies are computed for the model under three primary configurations: (i) no contact and no gap-closure, (ii) with contact and no gap-closure, and (iii) with contact while introducing a small gap of 1 mm between the lower system and the wall. In the first configuration, no interaction with the wall occurs, as there is no contact between the wall and the system considered in the model. The dominating frequencies of the system are calculated using two approaches: linear eigenvalue analysis and a simulation-based Sine Sweep base excitation time history analysis and Fast Fourier Transformation (FFT) of the dynamic response of the system. FFT is a classic signal processing algorithm that identifies the frequency content of time history data [2]. In this study, the Sine Sweep base motion ($\ddot{x}(t)$) is chosen to cover a frequency range from 1 to 20 Hz, with time step of 0.01 seconds over a duration of 5 seconds. In Eq. (1) describing

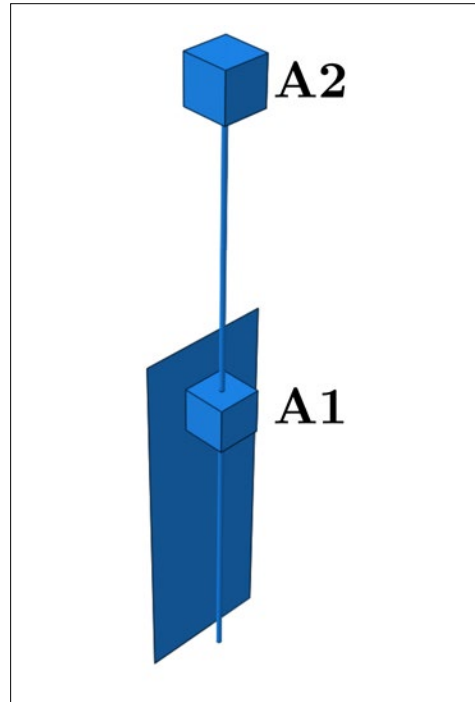


Figure 2:
Abaqus FEA Model
and Accelerometer
Locations.

the base acceleration, the starting frequency is represented by f_0 and the ending frequency by f_1 , the total duration by T , and the time step by t .

$$\ddot{x}(t) = \sin \left(2\pi \left(f_0 t + \frac{f_1 - f_0}{2T} t^2 \right) \right) \quad (1)$$

The bottom of the column of the lower SDOF system is restrained at its base for two different cases. For the linear modal analysis, the base is completely fixed, whereas for the Sine Sweep time history analysis, translational displacement is prescribed in the x-direction. A rigid body constraint is applied to the rigid wall, incorporating a reference point and an additional boundary condition to prevent any translation or rotation. Accelerometer data is extracted as total acceleration using dynamic implicit analysis. Two accelerometers are virtually placed in the model by specifying two nodes at the top of each box to maintain consistent locations across analyses, as shown in in Fig. 2. This data is exported at each input time step and a Python script reads the data to perform a Fast Fourier Transform (FFT) before plotting graphs for each accelerometer. Additionally, there is a third location designated as "A0", which

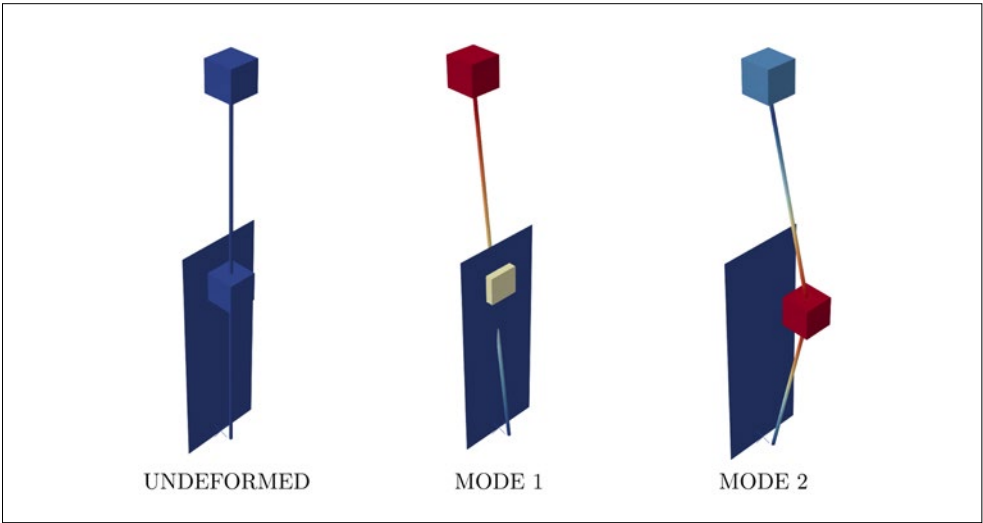


Figure 3:
Configuration 1: No
Contact and No Gap.

Configuration	Mode 1	Mode 2
No Contact and No Gap	3.3 Hz	13.9 Hz
With Contact and No Gap	4.7 Hz	–
With Contact and With Gap	3.3 Hz	13.9 Hz

Table 1:
Frequencies for each
configuration from
eigenvalue analysis.

represents the FFT of the base motion input itself, serving for control purpose. The resulting graphs exhibit various dominating frequencies and trends, which are discussed in the subsequent section.

Baseline Data

To fully comprehend the FFT data, baseline outputs are necessary to provide context to the model. Each component of the model is investigated independently as previously outlined, and the complete model is subsequently analyzed under three conditions mentioned above. The natural frequency of the lower SDOF system is 9.6 Hz, while that of the upper SDOF system is 4.7 Hz. The first mode primarily corresponds to the displacement of the upper box, whereas the second mode primarily corresponds to the displacement of the lower box. Fig. 3 illustrates this configuration with upscaled displacements resulting from a modal analysis for each mode. It is important to note that, in this configuration, the box partially visually intersects with the wall as there is no contact condition introduced between them. The frequencies for each configuration from the eigenvalue analysis are shown in Table 1.

As previously described, enabling contact within the eigenvalue analysis suppresses a displacement of the lower box, resulting in only the one mode being present in Configuration 2. This occurs because the lower DOF system becomes constrained to the rigid wall, thereby lacking translational degree of freedom. Consequently, the top system encounters a condition similar to a completely fixed base, aligning with the first mode frequency of 4.7 Hz.

FFT outputs

Eigenvalue analysis serves as the baseline for interpreting the outputs obtained from the Fast Fourier Transform (FFT). In Configuration 1, as shown in Figure 4, the output aligns with expectations. In the absence of gap-closure or nonlinear behavior, the peaks observed closely match the values shown in Table 1. However, this observation differs when examining Configuration 2. In Fig. 5, a prominent peak is observed near the natural frequency of the upper system, while a smaller peak appears near the natural frequency of the lower system. However, the most notable outcome begins at 14 Hz. A gradual range of amplitudes are produced,

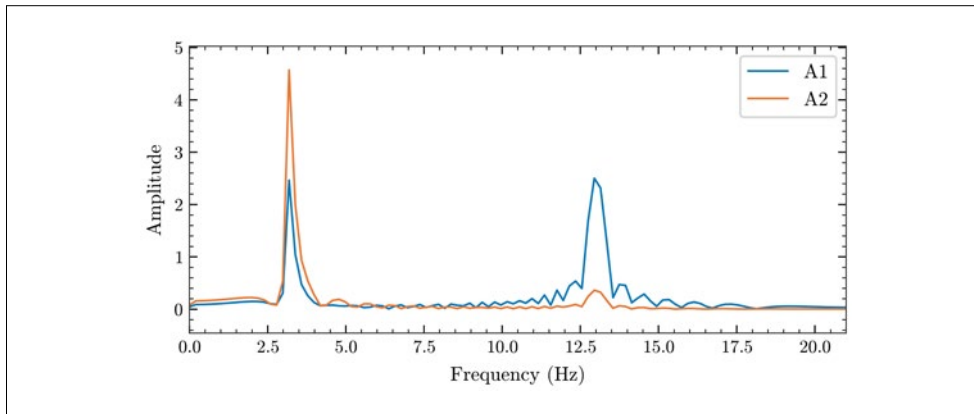


Figure 4:
Configuration 1:
FFT With No Contact,
No Gap.

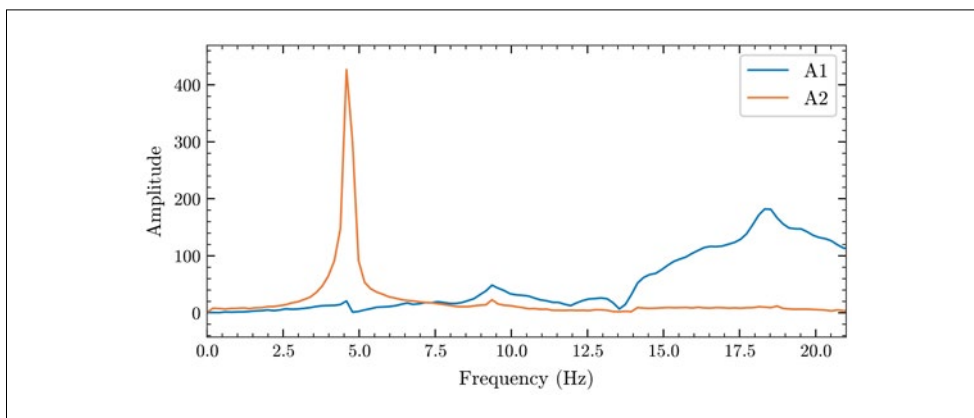


Figure 5:
Configuration 2:
FFT With Contact,
No Gap.

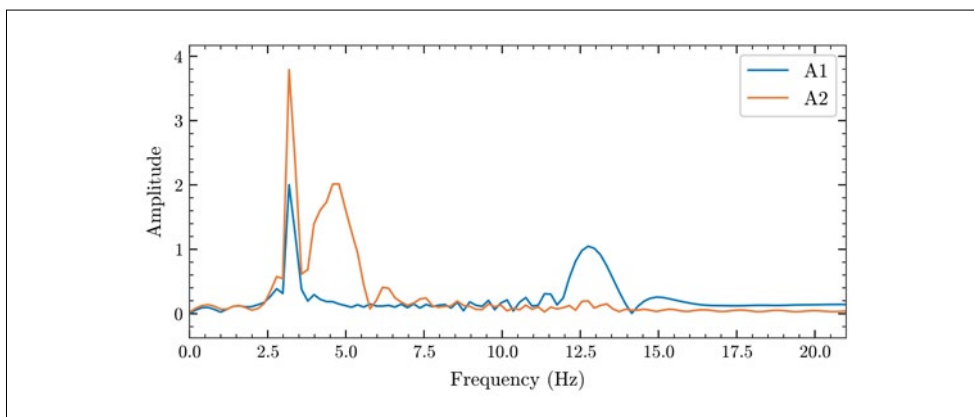


Figure 6:
Configuration 3:
FFT With Contact
and Gap.

reflecting presence of high frequency system response. This phenomenon is likely due to the impacts between the two surfaces leading to higher frequency content of the response. Although the model initially assumes no gap between the box and the wall, the oscillating nature of the Sine Sweep time history creates small gaps between both surfaces, which open and close during the Sine Sweep time history. This behavior

closely aligns with the larger sweeps observed in the experimental data [3]. The final configuration shown in Fig. 6 introduces a small initial gap of 1mm in the analysis. The base motion can accelerate the system before causing impact due to gap-closure, resulting in a more pronounced response. Two significant peaks can be observed: one at the first mode of the combined model and another close to the nat-

ural frequency of the upper SDOF system. As the second peak is detected only at location of “A2”, it suggests that this peak occurs during contact, when the lower system compresses against the wall while the upper system remains free to move. An additional peak is observed near the model’s second mode, but the model does not demonstrate significant high-frequency motion. Overall, the FFT results offer a more comprehensive understanding of the model’s behavior, which cannot be reproduced by solving the linear eigenvalue problem.

National Cooperation

None.

International Cooperation

This project is conducted in collaboration with the Center for Nuclear Energy Facilities and Structures at NC State University, USA.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

This report examines the drawbacks of linear frequency analyses when introducing gap-closure interactions. To address these nonlinear phenomena, we propose performing a time history analysis using a Sine Sweep base motion to generate acceleration data, followed by a Fast Fourier Transform (FFT) to obtain a more comprehensive output in terms of dominating frequencies of the investigated system. This approach is particularly beneficial for analyzing nonlinear interactions, such as repeated impacts at support locations due to gap-closure, as it reveals additional frequencies of the dynamic response of the system. It is suggested that adjusting the mass and stiffness of investigated systems will introduce a broader range of frequencies, and applying this method to FEA models of electrical cabinets will reveal more complex dynamic behavior exhibiting presence of additional dominating frequencies. In conclusion, the linear eigenvalue problem is inadequate for determining the natural frequencies of electrical cabinets when considering nonlinear interactions, including gap-closure. Over the next year, we

intend to validate the presented approach using experimental results from a realistic cabinet.

Additionally, we have concentrated on several aspects of Phase 1 of this project, which include: (1) identifying high-frequency seismic ground motions, (2) reviewing key lessons from existing experimental programs such as the NEA IRIS Phase-3 project, and (3) reviewing literature related to aircraft impact on containment buildings while evaluating appropriate impact force time histories.

In the next reporting year, alongside the above aspects, we will validate the IRIS-3 results using a simplified model and investigate the effects of gap mounting conditions. We will develop simple and moderately complex Multiple Degrees of Freedom (MDOF) systems to represent the dynamic characteristics of realistic nuclear power plant containment buildings. The aim is to use these systems to understand and interpret the propagation of high-frequency vibrations into the structure at various locations. We will utilize existing models and analyses of nuclear power plant structures, such as containment and/or auxiliary buildings, to determine realistic seismic and impact in-structure response spectra (ISRS) and corresponding displacement response spectra calculated for the cabinet location and the response spectra calculated for the component location within the cabinet (i.e., in-cabinet response spectra, ICRS). Numerous seismic analyses have been conducted for high-frequency ground motions during recent seismic probabilistic risk assessments for existing nuclear plants in the United States. The floor motions from these analyses will be considered in this study. The same models can also be used for aircraft impact analyses as needed. The goal is to extend and confirm observations made in the previous task (using MDOF systems) to an actual building model.

Publications

■ Ghadimi Khasraghy, S., Szczesiak, T., Gupta, A., Rangelow, P., High Frequency Impact Induced Vibrations: A Review of State-of-

the-Art and Issues Related to the Design of Components, TINCE 2023 – Technological Innovations in Nuclear Civil Engineering, October 23–25, 2023.

■ Ghadimi Khasraghy, S., Szczesiak, T., Gupta, A., Rangelow, P., and Wilding, B., Impact Induced High Frequency Vibrations: Options for a Unified Approach for the Design of Components, Transactions, SMiRT 27 – 27th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, March 3–8, 2024.

■ Gupta, A., Bowman, H., Bodda, S. S., Ghadimi Khasraghy S., & Szczesiak T., Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High-Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS). 2024 DOE/NRC Natural Phenomena Hazards Meeting, October 29–30, 2024.

References

- [1] Ghadimi Khasraghy, S., Szczesiak, T., Gupta, A., Rangelow, P., and Wilding, B.: **Impact Induced High Frequency Vibrations: Options for a Unified Approach for the Design of Components**, Transactions, SMiRT 27 – 27th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2024.
- [2] Heideman, M., Johnson, D. and Burrus, C.: **Gauss and the History of the Fast Fourier Transform**, IEEE Assp Magazine, 1984, 1(4), pp. 14–21.
- [3] Son, H., Jeon, B. G., Kwag, S., Jung, W., and Ju, B. S.: **Reconciliation of Dynamic Characteristics of Electrical Double Door Cabinet based on Experimental and Numerical Analysis**, Transactions, SMiRT 26 – 26th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 2022.

Responsibility and Nuclear Safety

Beyond the Binary: Rethinking Safety-I and Safety-II

Author and Co-author(s):

Joshua Samuel Schibli

Institution: Institut für Sozialethik ISE,
Universität Luzern

Address: Frohburgstrasse 3, 6002 Luzern

Phone, E-mail, Internet address:

+41 41 229 57 77, joshua.schibli@unilu.ch

[https://www.unilu.ch/fakultaeten/tf/](https://www.unilu.ch/fakultaeten/tf/institute/institut-fuer-sozialethik-ise/)

[institute/institut-fuer-sozialethik-ise/](https://www.unilu.ch/fakultaeten/tf/institute/institut-fuer-sozialethik-ise/)

Duration of project: 3 years

Abstract

This report examines the intersection of safety frameworks – particularly Safety-II – and philosophical perspectives on responsibility, focusing on Derrida's aporias of responsibility. Safety-II introduces valuable insights by accounting for broader operational timeframes compared to traditional approaches and emphasizing the active role of humans in creating safety. However, its focus on "what goes well" and its implicit prioritization of continuity leave critical questions underexplored – specifically, how people take responsibility for actively creating safety amid uncertainty, unpredictability, and undecidability. Drawing on Derrida's framework, this report critiques these gaps and proposes refinements to Safety-II by examining how responsibility manifests in navigating competing demands, the interpretation of rules, the handling of undecidability, and decision-making under urgency.

Rather than seeking to replace or fundamentally redefine existing approaches, this report aims to enrich the understanding of safety by integrating philosophical and ethical perspectives. While acknowledging the strengths of Safety-II, it advocates for a broader framework that explicitly incorporates the uncertainties and risks inherent in all safety-critical contexts, which manifest in particularly distinct ways within the nuclear safety domain. This includes addressing the

tendency of Safety-II analyses to make premature normative judgments about operations and its potential to obscure the role of deviations from norms in maintaining safety. As part of the broader "Responsibility" project – which investigates how decision-making processes in the nuclear safety sector can be designed and supervised to ensure decisions are made responsibly – this report focuses on deepening the conceptual understanding of safety and responsibility in nuclear contexts. Future work will build on these insights to develop practical strategies for navigating uncertainty, fostering adaptability, and advancing resilience in nuclear safety.

Project Goals

The first phase of the "Responsibility" project was guided by three central objectives: clarifying the meaning and implications of responsibility in the context of nuclear safety; developing a deeper understanding of what safety is, how it is conceptualized in the nuclear industry, and whether dominant interpretations might require critical reassessment; and exploring how humanities-based concepts of responsibility can contribute to a more precise understanding of safety, particularly by illuminating the role of humans in its creation.

Building on these objectives, the initial phase concentrated on examining how professionals in the nuclear safety sector encounter responsibility and contribute to the creation of safety. Rather than advancing new solutions or practices, this phase focused on critically analysing existing perceptions and frameworks. These insights form a conceptual foundation for the next phase of the project, which will shift the focus toward practical applications, particularly in response to the overarching inquiry: **How can decision-making processes in the nuclear safety sector**

be designed and supervised in such a way that subjects make responsible decisions?

Work carried out and results obtained

To address the objectives outlined above, the project followed a structured, phased approach that also serves to organize this report. In the first phase, the challenges posed by responsibility were examined in great depth, along with their implications for the nuclear safety sector. The French philosopher Jacques Derrida's concept of responsibility provided valuable insights, particularly by exploring how to responsibly engage with conflicting demands, rules, undecidability as well as urgency that precludes complete information.

Building on this foundation, the second phase aimed to gain a clearer understanding of how safety is conceptualized within the nuclear safety domain, investigating why certain perspectives dominate and exploring alternative ways of thinking. This involved an analysis of Hollnagel and Shorrock's Safety-I and Safety-II concepts. While Safety-II, despite its 20-year history, offers a promising framework, the analysis identified areas where further refinement could improve its ability to address the complexities of real-world safety challenges.

Finally, the third phase integrated the developed concept of responsibility into the Safety-II framework. While Safety-II already emphasizes the role of humans in safety creation, this phase specifically addressed the often-overlooked question of how uncertainties – an inherent aspect of safety itself – are managed in practice. By focusing on this gap, the project provided a refined perspective that positions these challenges as central to, yet navigable within, the ongoing production of safety.

The Uniqueness of Responsibility in Nuclear Safety

The concept of responsibility employed in this project goes beyond mere "accountability". As ethicist Peter G. Kirchschlaeger points out, "accountability" lacks several crucial as-

pects of responsibility: the characteristics of care, the temporal dimension of care as ongoing, and the ethical self-binding essence of responsibility [1]. For example, when we speak of a parent's responsibility for a child, we do not merely attribute the child's actions to the parent. Instead, we refer to a caring relationship that is not limited in time (a parent's responsibility does not end after 5 p.m.) and involves an ethical commitment.

This broader understanding of responsibility provides a framework for analytically addressing the challenges responsibility presents. The central aporia of responsibility, as described by Derrida, arises from the fact that one is not engaged in a single relationship of care but multiple, often conflicting ones. Derrida expresses this as follows:

First Aporia: "I cannot answer the call [...] of another without sacrificing [...] the other others to it [2]."

In other words, we are confronted with demands from different sides that cannot be harmoniously reconciled, that remain contradictory, and that we cannot meet all at once – and yet we must respond, yet we must take responsibility. This underscores the central tension of responsibility: it is never entirely resolvable, and yet it demands action. This ethical complexity is not an abstract issue but a practical reality, particularly in the nuclear safety domain.

What makes this tension unique in nuclear safety is the kind and scale of the risks involved. Professionals in this field must navigate not only immediate, visible demands but also those arising from hypothetical, low-probability scenarios with catastrophic potential. In this context, some of Derrida's "other others" take a particularly distinct form: they represent the distant and abstract potential victims of a failure that may never occur, yet whose possible suffering must guide decisions made today. This dual focus creates a distinct ethical burden, requiring professionals to balance concrete, immediate responsibilities with far-reaching and probabilistic ones.

For instance, consider the issue of approving routine maintenance schedules. A decision to extend the maintenance interval of critical components might seem responsible from the standpoint of efficiency and resource allocation, particularly under budgetary or staffing constraints. However, this same decision introduces a small but significant risk that could, under exceptional circumstances, result in a potential failure. Balancing the immediate, practical concerns of resource management against the abstract but potentially devastating consequences of a low-probability event illustrates the profound ethical complexity inherent in nuclear safety.

Responsibility resists simplification into fixed rules or blind adherence to established protocols. A decision deemed responsible in one instance – such as extending maintenance intervals – could be deemed irresponsible in another, depending entirely on the specific context and demands of the situation. Responsibility requires professionals to transcend predefined guidelines, not in the sense of disregarding rules, but by interpreting and applying them in ways that do justice to the specific demands of each situation.

At its core, responsibility is about doing justice to the rule-transcending uniqueness of the concrete. It requires a careful, context-sensitive engagement that embraces the complexity and inherent uncertainties of every decision. While responsibility concepts cannot offer universally applicable rulebooks, they can sharpen our understanding of where ethical challenges arise, what demands these situations impose, and how conflicts of responsibility can be navigated. These insights not only illuminate the dynamics of decision-making but also deepen our understanding of how safety is actively created – a theme that will be further explored in the following sections.

Further Aporias of Responsibility

Philosophers understand aporia to mean the impossibility of solving a philosophical question because contradictions lie within the matter itself or the concepts used to clarify it. When we speak of aporias of responsibility,

we refer to unsolvable questions that we must nonetheless engage with – questions that arise from the very essence of responsibility. One such aporia, already discussed, is: I cannot answer the call of another without sacrificing the other others to it. This aporia draws attention to situations where individuals must formulate their own ethical responses, navigating conflicting demands. A second aporia is the following:

Second Aporia: The singular rule must require and affirm the general case [3].

In nuclear safety, rules such as the Nuclear Energy Act, Radiation Protection Act, Environmental Protection Act, ENSI Guidelines, and emergency plans etc., provide the framework for action. These rules are indispensable for ensuring consistency and predictability in addressing safety concerns. Yet, everyday practice often reveals the limitations of rigid adherence to them. Responsible professionals in nuclear safety cannot operate as automatons, applying rules mechanically. Instead, they must interpret and adapt these rules to the unique demands of the situation at hand, taking the risk of acting in the here and now.

Professionals are confronted with the fact that the temporal structure inherent in decision-making compels a dual responsibility: to the continuity of past practices and to the integrity of future safety outcomes. This balancing act requires them to engage with rules as if inventing them anew, allowing the specific case to reaffirm the underlying principle of the rule itself. In doing so, they must consider both the uncatchable past and the uncertainties of the future.

This dynamic approach to rules necessarily excludes a simplistic continuity. In a rapidly changing world, responsibility requires professionals to constantly reinterpret and find new ways of engaging with established norms. A decision that might seem justified under current conditions may need to be re-evaluated as circumstances evolve. Responsibility in this sense demands that rules be both adhered to and creatively reinter-

puted to meet the unique demands of the moment.

Swiss regulatory practice illustrates this challenge well. Compared to more rigid systems, such as in Germany, Swiss regulations more often allow for well-founded exceptions when justified. These moments of deviation from established rules, far from undermining safety, exemplify responsible decision-making. They show how professionals actively create safety by navigating the tension between adhering to established practices and adapting to new challenges. At the same time, such moments are not without risk: deviations introduce the possibility of failure, underscoring the dual nature of taking responsibility in relation to safety – it can either strengthen safety or lead to unintended consequences.

If we aim to understand how people create safety, it is precisely these moments – where professionals engage with the tensions between continuity and reinvention – that deserve our attention.

Third Aporia: I must decide and at the same time consider an essential undecidability [4].

People who work in nuclear power plants develop a uniquely close relationship with their workplace – an almost intuitive familiarity. Many have spent years or even decades in the same plant, learning to notice subtle cues: the way a room feels, smells, or sounds when everything is running smoothly, and when it isn't. This intimate knowledge often allows them to sense that something is wrong before they can rationally explain why. These moments underscore the third aporia of responsibility: decisions in nuclear safety must not only rely on calculated, rational deliberations but also account for an essential undecidability – an element of uncertainty and intuition that resists full rationalization. This aporia reveals itself in situations where something feels “off” but cannot yet be quantified or proven. Such moments call for professionals to take responsibility, acting on both their technical expertise and a non-rational sense of the situation. While cal-

culations, risk assessments, and protocols remain indispensable, these alone cannot fully capture the complexity of safety decisions. Responsible action in these cases requires acknowledging the limits of knowledge and embracing the necessity of acting despite them.

Beyond individual intuition, this aporia highlights a broader challenge: every decision involves ignorance, inability, and uncertainty. In nuclear safety, this challenge is compounded by the high stakes and the illusion of control often fostered by well-established rules and procedures. The Fukushima disaster serves as a stark reminder of this. The Director General's report analysing the causes of the disaster points to a widespread belief in Japan at the time that nuclear power plants were inherently safe and could withstand even rare, high-impact external events. This overconfidence led to a failure to introduce necessary safety improvements in a timely manner. As the report notes: “Because of the basic assumption that nuclear power plants in Japan were safe, there was a tendency for organizations and their staff not to challenge the level of safety [5].”

This belief in infallibility reflects the danger of ignoring undecidability in decision-making. Responsible action requires not only following protocols but continually questioning them. Professionals must actively resist the comfort of self-assured knowledge and cultivate a mindset of critical awareness. This includes acknowledging that decisions are never made with perfect knowledge or certainty and that responsibility can never be fully realized. Instead, responsible decision-making demands ongoing reflection on one's assumptions and actions, as well as a willingness to adapt in the face of new information or changing circumstances.

Fourth Aporia: I must decide under the conditions of an urgency that blocks the horizon of knowledge [6].

In nuclear safety, decisions in particularly safety-critical moments are often made under conditions of urgency that block the ho-

hizon of knowledge. This urgency demands immediate action, leaving no time to gather complete information or fully deliberate potential outcomes. Professionals must act despite the impossibility of knowing all the consequences – a challenge similar to the one that Derrida calls an “experience of the impossible” [7]. This experience is not merely an absence of knowledge but an active confrontation with the limits of what one can calculate, predict, or understand, particularly within the constraints of a given timeframe. This aporia is most pronounced in emergency scenarios, where decisions must be made under extreme time pressure. For example, during a sudden system malfunction, operators may need to decide whether to initiate a shutdown or continue operations. In such moments, the urgency to act overshadows the ability to fully analyse the situation, forcing professionals to rely on immediate judgment and limited data.

However, this aporia is not confined to emergencies. In routine contexts, the same urgency arises in subtler forms. Consider an engineer tasked with approving a maintenance strategy for a critical component. While protocols and available data provide a basis, operational deadlines often require decisions before further analysis can be completed. Similarly, a regulatory body evaluating a new safety protocol must act within a limited timeframe, balancing the need for thoroughness with practical constraints.

In both cases, urgency actively shapes decisions, not just by limiting what can be known in principle but by constraining what can realistically be known within the available time. Gaining insight into how individuals navigate decision-making under such conditions is essential for advancing our understanding of safety.

Summary: Responsibility confronts us with the necessity to respond to conflicting demands that cannot be fully reconciled. It requires us to continually critique our thought patterns and actions, knowing that responsibility is never fully discharged. We must follow rules, and yet adapt them to the singu-

larity of the moment. At the same time, we must navigate undecidability – what cannot be fully calculated, predicted, or known – and act under an urgency that blocks the horizon of knowledge.

Safety: A Term Defined by Absence

What is safety? The definitions that engineers use to work with are often quite vague. Jim Armstrong distinguishes two approaches: safety is defined either as freedom from “unacceptable risk” or as “freedom from risk that is no greater than the marginal risk.” However, what is meant by “unacceptable” or “limit” is rarely specified in terms of necessary and sufficient conditions. And even when such conditions are defined, they are almost always controversial, as evidenced by the vast amount of literature on “acceptable” risk [8].

Leveson offers a different approach, defining safety as “freedom from accidents and losses.” Yet, this definition provides little clarity: is a system safe because it has not yet caused any accidents or losses, or because it cannot? And what does it even mean to claim that a system cannot cause accidents or losses [9]? Armstrong concludes that the noun safety refers to a nebulous and moving target. There is always a degree of dislocation in the relationship between the words “acceptably safe,” “absence of accidents,” etc., and what they are supposed to describe. Furthermore, these words are context-dependent: they vary in their meaning from one area of human activity to another, in relation to history, points of view, and thus also in relation to changes in moral standards [10].

And yet, we need the term. It provides a way to address something (what?) that we can influence, lower, and increase. But how should we talk meaningfully about safety? The concepts of Safety-I and Safety-II provide insights.

Safety-I & Safety-II: How to Speak and Think About Safety

While most statements about safety involve a degree of epistemological uncertainty, one case stands out: when a system fails – or al-

most fails – we can say with certainty that it was unsafe at that moment. Unsurprisingly, this has led to a dominant perspective where safety is understood as the absence of accidents: a system is safe when as little as possible goes wrong. This view, while valid, raises an important question: how do we achieve this?

Traditionally, safety improvements have relied on analysing accidents. The key questions are: What happened? Why did it happen? What can we do to provide it in the future? Over time, the focus of these analyses has shifted: from technological failures to human errors and, more recently, to organizational shortcomings. Despite these shifts, the underlying approach has remained consistent: examine what went wrong, learn from past mistakes, and implement measures to prevent recurrence. This method aligns actual practice – “work-as-done” – with what is expected – “work-as-imagined”.

This approach corresponds to what Hollnagel and Shorrock refer to as Safety-I [11]. Safety-I prioritizes the analysis of errors and adverse events to identify their causes and develop preventive measures. Over the past decades, this approach has contributed to making systems in various fields demonstrably safer. However, it is inherently focused on rare and often random events, which means it provides insight into only a small fraction of a system’s overall functioning. As Marit de Vos aptly illustrates, this is akin to trying to understand what makes a happy marriage by studying divorces alone [12]. While analysing failures provides valuable lessons, it overlooks the vast majority of time when things go well.

In response to these limitations, Hollnagel and Shorrock introduced a different perspective, which they call Safety-II. This concept shifts the focus to understanding how systems operate successfully most of the time. It emphasizes “work-as-done”, examining the variability and adaptability in everyday processes that enable systems to function under a range of conditions. Safety-II defines safety not as the absence of failures but as the ability to ensure that as much as possible goes

well. This approach looks at the factors that contribute to successful outcomes, such as resilience, flexibility, and collaboration within systems.

A key aspect of Safety-II is its focus on the role of humans. Rather than viewing people primarily as sources of error, this approach emphasizes their contributions to creating safety.

While Safety-II broadens the understanding of safety, it does not replace Safety-I. Both approaches address different aspects of safety: Safety-I focuses on understanding and preventing failures, while Safety-II seeks to learn from and enhance successful practices [13].

Summary: Safety is often defined as the absence of accidents, failures, or unacceptable risks. This definition inherently involves epistemological uncertainty, except when a system fails or nearly fails – moments where safety can be clearly assessed. Safety-I focuses on learning from these adverse events to prevent recurrence by addressing their causes. Safety-II, by contrast, examines how systems function successfully most of the time, emphasizing the role of human adaptability and the conditions that allow for effective performance.

Safety-I & Safety-II: Beyond the Binary

At first glance, Safety-II and the concept of responsibility presented in this report appear to align closely. Both emphasize extending the scope of what is considered relevant to safety into everyday activities. Both stress the importance of continuously improving systems, and both highlight that employees are active creators of safety rather than merely potential sources of error. However, a closer examination reveals two distinct issues where the concepts diverge: the tendency to make judgments about whether operations are good or bad, and the strong focus on continuity. Both concern the handling of uncertainties, which Safety-II tends to ignore on a conceptual level [14].

Problem 1: Normative Judgments About Operations

Safety-II emphasizes understanding and reinforcing what goes well, which can lead to hasty judgments about whether certain practices are good or bad. For example, before the Fukushima disaster, one could have argued that hierarchical structures in Japan's nuclear industry contributed to safety by providing stability and clear decision-making processes. However, after the disaster, these same hierarchies were criticized for suppressing dissent and delaying critical responses, ultimately contributing to the disaster. Similarly, in Switzerland, decision-making by consensus is often praised for fostering collaboration, multi-perspectivity and stability. Yet, this process could also introduce risks, such as slow decision-making, false consensus, or compromises that inadvertently undermine safety.

A responsibility-based perspective avoids such normative evaluations. Instead, it seeks to understand how safety is produced through specific mechanisms while remaining critically aware of the uncertainties and potential risks that accompany them. This approach focuses on the complexity of navigating uncertainties rather than assuming that established processes necessarily equate to safety.

Problem 2: Emphasis on Continuity

Safety-II places a strong emphasis on continuity and predictability, aiming to ensure systems function consistently under varying conditions. While this focus could theoretically support resilience, in practice it also tends to obscure some of the ways in which deviations contribute to safety in unexpected ways.

For instance, transparent and honest communication is often highlighted as a key lesson from Safety-II in nuclear safety contexts. Employees are encouraged to report errors openly and provide complete information to enable swift corrective action. In practice, however, informal agreements, opaque decision-making processes, and unspoken oversight often play significant roles in

maintaining safety. Consider the following real-world examples: an experienced employee assures a younger colleague that they are solely responsible for a task but discreetly double-checks their work without informing them, or a team is informally structured to account for interpersonal dynamics while providing official explanations that obscure the real reasons. Similarly, during emergencies, informal networks frequently coordinate tasks outside officially defined chains of command, facilitating smoother operations. While these practices conflict with the ideals of transparency and honesty, they are integral to how safety is currently achieved. Ignoring these deviations risks undermining safety, as incomplete understandings of how safety is established can lead to flawed decisions.

Summary: Our analysis has revealed conceptual weaknesses in Safety-II, particularly its limited engagement with uncertainty, unpredictability, and incalculability. By applying the concept of responsibility presented in this report, we can address these gaps and gain deeper insights into how safety is actively created. This requires examining three key areas.

1. Responding to Conflicting Demands:

How do professionals prioritize when faced with competing and often contradictory requirements? What strategies do they use to navigate tensions between immediate operational needs and long-term safety objectives? How do they balance the expectations of various stakeholders, including colleagues, regulatory bodies, and the public?

2. Navigating Rules:

How do individuals interpret and adapt rules to specific contexts without undermining the stability of established norms? What processes enable professionals to balance the need for continuity with the necessity of reinvention? When and why do deviations from rules occur, and how do they contribute to – or potentially undermine – safety?

3. Managing Undecidability:

In situations where no clear resolution is possible, how do professionals make decisions? What role does intuition play in navigating such uncertainties? How is critical awareness developed, and what factors might inhibit it?

4. Acting Under Urgency:

How does the urgency of a situation influence decision-making processes? What resources, experiences, and frameworks support individuals in making responsible choices under severe time constraints? How are immediate pressures reconciled with the broader, long-term demands of safety?

Safety-II often struggles to assess processes neutrally, frequently leaning toward premature judgments about what constitutes “good” or “successful” practices. This tendency underscores the need to complement Safety-II with perspectives that critically evaluate how safety is actually produced, including a deeper understanding of the uncertainties inherent in these processes. Additionally, Safety-II can obscure practices that are integral to safety, such as informal agreements and intentional lying for positive outcomes, which play a role that should not be underestimated in real-world operations. This issue is particularly relevant for ensuring an effective knowledge and experience transfer – not only of formal knowledge and practices but also of informal ones. The responsibility framework presented here encourages not only a deeper understanding of these practices but also the essential step of recognizing and examining them in the first place.

National Cooperation

In addition to the exchange with ENSI, an active exchange with operators of nuclear power plants is being sought.

International Cooperation

At the moment there is no international co-operation.

**Assessment 2024
and Perspectives for 2025**

The project is progressing ahead of schedule, with the first phase nearing completion. Preliminary results, as presented here, will now be refined through exchanges with ENSI and nuclear power plant operators to define specific measures based on these findings. The next phase will focus on the concept of organizational resilience, as it emerged from Safety-II, exploring not only how safety can be understood but also how it can be actively enhanced. Alongside the concept of responsibility discussed in this report, the project will integrate insights from Niklas Luhmann's systems theory and Bini Adamczak's reflections on relationships and their dynamics. This interdisciplinary approach seeks to provide a robust foundation for developing targeted strategies to improve nuclear safety. Entering a critical phase, the project will translate theoretical insights into actionable measures, aiming to address both human and organizational dimensions effectively. By doing so, it aspires to make a meaningful contribution to advancing safety and resilience in nuclear operations.

Publications

There are no publications as part of the project thus far.

References

- [1] P. G. Kirchschlaeger, “Verantwortung aus christlich-sozialethischer Perspektive,” in *Ethica*, 22/1 (2014), pp. 29–54.
- [2] J. Derrida, “Den Tod geben,” in Anselm Haverkamp (Ed.), *Gewalt und Gerechtigkeit. Derrida – Benjamin*, Frankfurt am Main: Suhrkamp, pp. 331–445, here p. 395.
- [3] J. Derrida, *Force de loi: Le Fondement mystique de l'autorité*, Paris: Galilée, 1994, p. 51.
- [4] *ibid.*, p. 54.
- [5] IAEA, *The Fukushima Daiichi Accident: Report by the Director General*, 2015, available at: <https://www-pub.iaea.org/mtcd/publications/pdf/pub1710-report-bythedg-web.pdf> (last accessed December 11, 2024).

- [6] J. Derrida, **Force de loi**, p. 78.
- [7] *ibid.*
- [8] J. Armstrong, "Danger: Derrida at Work", in **Interdisciplinary Science Reviews**, 28/2 (2003), pp. 83–94, here p. 88.
- [9] N.G. Leveson, **Safeware: System Safety and Computers**, MA: Addison-Wesley, 1995, paraphrased after JJ. Armstrong, **Interdisciplinary Science Reviews**, 28/2 (2003), p. 88.
- [10] J. Armstrong, **Interdisciplinary Science Reviews**, 28/2 (2003), p. 88.
- [11] E. Hollnagel, S. Shorrock, From Safety-I to Safety-II: A White Paper, **Eurocontrol (Technical Report)**, 2013, available at: https://www.researchgate.net/publication/282441875_From_Safety-I_to_Safety-II_A_White_Paper (last accessed December 11, 2024).
- [12] M.S. de Vos, **Healthcare Improvement Based on Learning from Adverse Outcomes**, Doctoral Thesis, Leiden University, 2018, available at: <https://scholarlypublications.universiteitleiden.nl/handle/1887/67419> (last accessed December 11, 2024).
- [13] E. Hollnagel and Steven Shorrock, **From Safety-I to Safety-II: A White Paper**.
- [14] In terms of emphasizing uncertainty, the approach presented here has some similarities with the concept of "sécurité construite" developed by Working Group D of COFSOH: Comité d'orientation sur les facteurs sociaux, organisationnels et humains (COFSOH), Groupe de travail D, **Développer la sécurité**, 2019, available at: <https://www.asn.fr/Informer/Actualites/Developper-la-securite> (last accessed December 11, 2024).

STARS

Safety Research in relation to Transient Analysis of the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-020-24

Author and Co-author(s): H. 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,
www.psi.ch/stars

Duration of project: 1.1.2023–31.12.2025

Abstract

During 2024, the research collaboration with ENSI in the framework of the STARS program was continued with emphasis on the development and validation of best-estimate plus uncertainty as well as high resolution multi-physics computational schemes for safety analyses of the Swiss LWRs.

On the side of plant system and multi-scale thermal-hydraulics, several validation tests for the US-NRC system thermal-hydraulics code TRACE were completed within the context of OECD/NEA projects and benchmarks. Development work on the modelling of the multiple droplet fields continued this year. Regarding sub-channel analyses, assessments of the CTF code were focused on critical heat flux and dryout. In the area of CFD analysis, PSI contributed to the OECD/NEA T-Junction benchmark, and developments in the area of coarse mesh CFD continued. In the area of UQ for thermal-hydraulics, STARS collaborated with the Laboratory for Nuclear Materials (LNM) at PSI on the propagation of uncertainties from system thermal-hydraulics through to fracture mechanics.

For core physics, the work on validation of the CMSYS tools was continued with a focus on CASMO depletion simulations and analysis of post irradiation examination measurements. For that purpose, coupled CASMO-5/CTF modelling was employed for better ac-

counting of the coolant void fraction effects. In addition, comparison of the CASMO5/SIMULATE5/SNF results against a set of available gamma scan data for KKL fuel assemblies was done. Furthermore, verification and validation of SIMULATE5 and nTRACER was continued using the OECD/NEA TVA Watts Bar 1 Benchmark. On the side of the code developments, the work on enhancements, optimisation and verification of the in-house finite element method FEMCORE code was realised along with testing with various advanced computational methods.

Within the area of fuel behaviour, developments and studies on the effects of Cr-doping were conducted. Further developments and studies in the area of burst fission gas release were completed. Development of the comprehensive Fuel Management System (FMSYS) was completed. PSI continues to collaborate with EPFL on the OFFBEAT code development; here efforts focused on hydrogen behaviour and coupled simulations. Also, work aimed at development of a data assimilation methodology to enhance and calibrate fuel temperature models for transient codes was continued using OFFBEAT. For multi-physics, the work on optimisation of the coupled nTRACER/CTF modelling was finalised for the TVA Watts Bar 1 benchmark analysis. In addition, machine learning models were developed and tested for the prediction of coolant properties to overcome large computational costs of high-resolution high-fidelity multi-physics simulations. In line with that, STARS participated to the WPRS/EGMUP Task Force Benchmark on AI/ML for CHF Predictions.

Project Goals

The STARS collaboration with ENSI aims at scientific support and research related to multi-physics multi-scale modelling and simulations of Light-Water-Reactors (LWR)

Plant System and Thermal-Hydraulics	Participation in OECD/NEA RBHT 2 project and the development of multiple droplet field capabilities in TRACE
	Further validation of CTF based on the Columbia University HTRF experiments
	Continue development of coarse-mesh techniques for CFD simulations of core flows and downcomer mixing
	Further development and application of uncertainty methods for CHF within the OECD/NEA ATRIUM Project
Core Behaviour and Reactor Physics	Evaluate SIMULATE-5 neutronic model and method refinements on accuracy for BWR simulations
	Development and validation of CMSYS model for Cycle 1 depletion analyses of Watts Bar benchmark
	Verification and Validation of IMPACT for 2-D depletion and 3-D transport calculations of modern BWR fuel designs
	Development of a consolidated CMSYS/SNF framework for nuclide and decay heat source term estimations
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Qualification of effects from doping on transient fuel behaviour including PCMI
	Development and implementation of matrix cracking model for SiC cladding in Falcon
	Develop restart scheme between Falcon and OFFBEAT and complete development of OFFBEAT/HYPE coupling
	Test advanced data assimilation methodologies for fuel performance simulations
Multi-Physics	Development of CFD model for coupled neutronics/thermal-hydraulics depletion analysis of modern BWR fuel assembly design
	Establishment of a methodology for gap conductance perturbations in S3K and testing for OECD/NEA LWR UAM-III benchmark

Table 1:
Perspectives 2024.

with emphasis on best-estimate safety analyses with uncertainty quantifications for the Swiss reactors. For 2024, the anticipated objectives of the STARS/ENSI research project were as shown in Table 1.

Multi-Scale Thermal-Hydraulics and Plant System Analyses

Assessment and validation of the US-NRC system thermal-hydraulics code TRACE continued this year with contributions to two international projects: the OECD/NEA ETHARINUS project and the OECD/NEA RBHT-II project. Related to ETHARINUS, PSI also contributed to the OECD/NEA International Standard Problem (ISP-52) benchmark, focusing on assessing thermal-hydraulics code performance for multiple steam generator tube rupture (MSGTR) events. Figure 1 shows the experimental and predicted pressures for Run 1 of ISP-52. In general, the code reasonably predicted all key phenomena during the MSGTR scenario. In the framework of the OECD/NEA RBHT project, significant enhancements have been incorporated into the TRACE code by PSI to enable modelling of multiple droplet fields. In the current TRACE implementation, a log-normal distribution is assumed for the droplet diameters. The number of droplet fields, a user-defined parameter, determines how this distribution is divided into discrete zones. Figure 2 illustrates the log-normal distribution and the corresponding zones. During the development of the multi-droplet field feature in TRACE, several parameters were identified as having

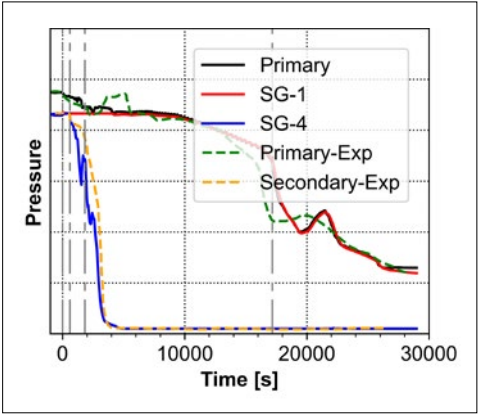


Figure 1:
TRACE code validation in the context of the OECD/NEA ISP-52 (MSGTR).

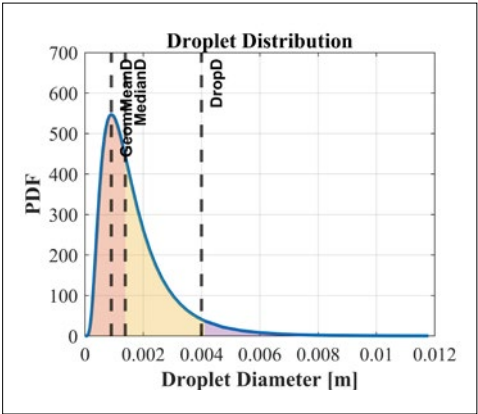


Figure 2:
Multi-droplet field distribution in TRACE.

a significant impact on the prediction of the quench front and rod surface temperatures. These include minimum film boiling temperature, post-critical heat flux (CHF) heat transfer, geometric standard deviation of the log-normal distribution, and droplet breakup mechanisms over wet-surface spacer grids. These findings highlight the importance of accurately modelling droplet behavior to improve the predictive capabilities of TRACE in

simulating complex thermal-hydraulic phenomena. The implementation of separate energy equations for each droplet field was started and will be continued in 2025.

In the area of subchannel thermal-hydraulics, work on validation of the CTF code continued this year. To further assess CTF's capabilities for predicting critical heat flux and dryout, experiments from the Columbia University Heat Transfer Research Facility (HTRF) were studied. Around 900 test points for a 4x4 rod bundle similar to a typical BWR fuel assembly, at BWR operating conditions, were analysed using CTF. The simulation results show that there is a consistent overestimation of CHF and thus critical power ratio (CPR) by CTF (see Figure 3). Several sensitivity analyses were also considered, and it was found that the code predictions are not sensitive to model parameters and nodalization. The general over-estimation and large uncertainty in CPR means that we cannot rely on CTF for independent safety assessments, however the code is still valuable for scoping simulations.

In the area of computational fluid dynamics (CFD), research and validation have continued with PSI's participation in the OECD/NEA benchmark exercise "Thermal mixing and fatigue in a T-junction with a dead leg." The benchmark is intended to provide a deeper understanding of the current CFD modeling capabilities and limitations by looking at the temperature fluctuations caused by turbulent penetration in dead legs. PSI's contribution to the benchmark exercise was focused on the validation of OpenFOAM. The validation activities were divided into two main phases. In the first stage, numerical simulations of flow and heat transfer in a T-Junction with a dead leg, under specific flow conditions, were conducted. In particular, the temperature distribution over the dead leg was compared with the provided experimental measurements and used to identify the most appropriate turbulence model and boundary conditions. Additionally, a separate effect test (SET) experiment involving complex simulations of isothermal flows with moving meshes, was studied as

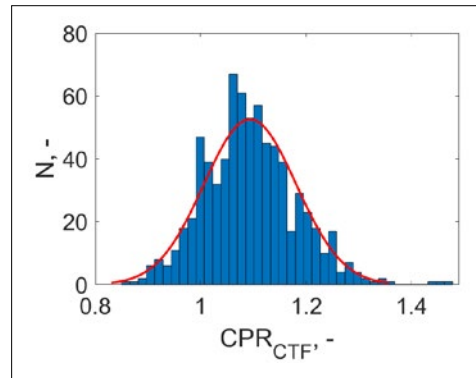


Figure 3:
Distribution of CPR predictions by CTF for HTRF bundle experiments.

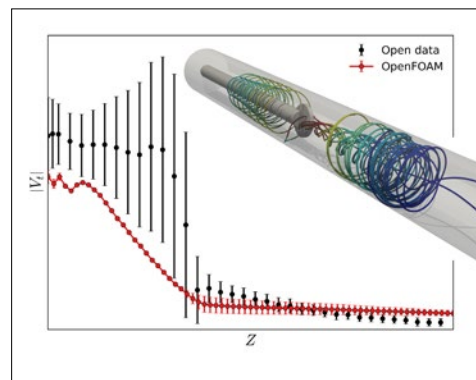


Figure 4:
CFD Validation for the OECD/NEA T-Junction Separate Effects Test.

part of a master thesis project from EPFL under PSI supervision (see Figure 4). The results from the first stage of the benchmark showed that the selected turbulence models and numerical schemes can capture the temperature distribution in the dead leg and the turbulent penetration length, with a turbulent-to-laminar flow transition characterized by an abrupt decrease in the tangential velocity (V_t). The agreement between the simulations and the experimental results reinforces the selection of OpenFOAM as a high-fidelity simulation tool.

In recent years, STARS have started focusing on the possible reduction of the large computational cost of CFD simulations using coarse mesh techniques. Our proposed methodologies aim to fill the gap between standard CFD and subchannel modelling, targeting a balance between the accuracy of the numerical solutions and a reduced computational effort. This year, different numerical techniques were combined into a unified solver within the OpenFOAM CFD framework. Wall models for the simulation of turbulent

flows were incorporated to produce reliable simulations without the mesh refinement at the walls required in traditional CFD. It was shown that significant reductions in the computational time can be achieved for the same level of accuracy (see Figure 5). Specific numerical schemes were implemented to handle discrete changes in pressure across selected locations, mimicking the behavior of unresolved, subscale effects. This approximation can be used to model spacer grid effects in rod bundle configurations. Work has begun on evaluating numerical techniques to solve different equations (e.g. pressure and momentum) on different meshes; here, additional gains can be expected by solving the most time-consuming part of a simulation on coarser meshes. This work will continue in 2025.

In the area of uncertainty quantification (UQ) for thermal-hydraulics, STARS collaborated with the Laboratory for Nuclear Materials in PSI on the propagation of uncertainties from system thermal-hydraulics through to fracture mechanics. The goal of this effort was to assess the effect of thermal-hydraulic uncertainties on fracture mechanics quantities of interest for a pressurized thermal shock (PTS) relevant scenario. The TRACE code was used to predict the pressure, coolant temperature and heat transfer coefficient in the reactor pressure vessel (RPV) for a representative four loop PWR during a postulated small break LOCA scenario, after which the 1D deterministic code Fracture Mechanics of Vessels (FAVOR) was used to predict the resulting stress distribution and maximum allowable adjusted reference temperature (max. all. ART), which characterizes the likelihood of crack propagation in the ferritic RPV alloy. In addition to a reference conservative scenario, uncertainties for 17 thermal-hydraulics parameters, whose probability distribution functions (PDFs) were derived from expert judgement or from inverse UQ (IUQ) on selected experiments, were sampled (see Figure 6). A conference paper describing the work was awarded best of session in the Best Estimate Plus Uncertainty (BEPU) 2024 conference.

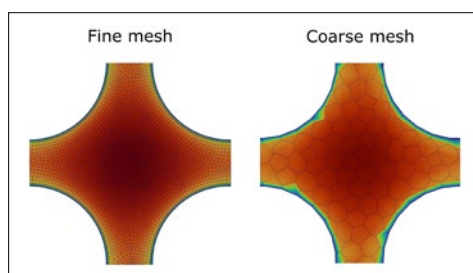


Figure 5:
CFD Simulations of
flow in a rod bundle
using coarse meshes.

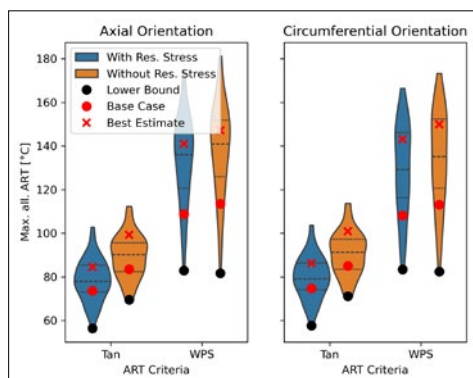


Figure 6:
Maximum allowable
adjusted reference
temperature for a
postulated through
cladding crack;
Distribution resulting
from the propagation
of thermal-hydraulic
uncertainties.

Reactor Physics and Core Behaviour

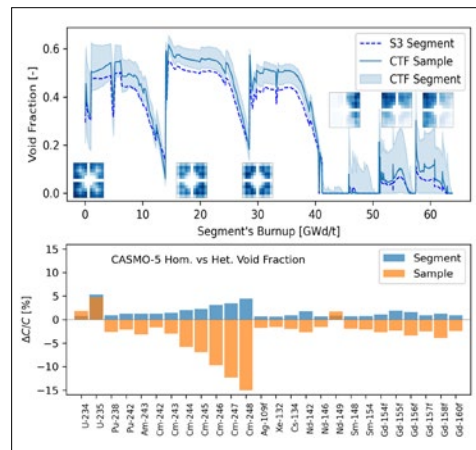
As a part of CMSYS validation efforts, CASMO-5/CTF modelling of KKL PIE samples “B1” and “B2” continued in 2024. Previous studies revealed a strong sensitivity of nuclide number densities to the coolant void fraction. Preliminary analysis of radial void fraction distribution from CTF and its impact on CASMO-5 depletion results was presented for BOC of the 11th cycle at the Studsvik User Group Meeting in 2023. The recent study extends the analysis for 7 core cycles, from 11th to 17th, during B2 sample irradiation.

The upper part of Figure 7 shows the radial distribution of coolant void fraction across all cycles at elevation of sample B2. It depicts the average void fraction calculated by SIMULATE-3 (S3 Segment), the average void fraction around the sample calculated by CTF (CTF Sample), and the variation limits within the fuel assembly’s segment (CTF Segment). CTF implements steady-state calculations of 3D SVEA-96+ model at each burnup step using the CMSYS operational data. The graphics show that SIMULATE-3 consistently underestimates the void fraction in comparison to CTF due to the model simplifications. The radial distribution of the void

fraction from CTF was used for depletion analysis of the B2 sample by CASMO-5. The lower part of Figure 7 shows the variation of nuclide concentrations across fuel segment and sample calculated using homogeneous and heterogeneous void distributions. The figure shows only the nuclides whose variation is above 1.5%. Next, participation in the OECD/NEA TVA Watts Bar 1 Benchmark was continued in 2024. The benchmark includes seven exercises; the first two of them referred to the HZP and HFP conditions of the beginning of the 1st cycle were calculated by CASMO-5/SIMULATE-5 toolchain. A comparison of the computed power distributions with the VERA code results is shown in Figure 8. Overall, the RMS and MAX differences are about 1% and 2%, respectively.

Moreover, a validation of CASMO5/SIMULATES/SNF results against gamma scan data for Swiss BWR fuel rods was performed and the solutions were compared to corresponding HELIOS/PRESTO results. In total, 63 assemblies were analysed using available ¹⁴⁰La gamma measurement data. To this aim, the CMSYS-UQ module was updated in order to handle the required SVEA FA design types. The measurements concern a gamma-line from the decay of ¹⁴⁰La performed between 10 and 15 days, which allows to obtain the ¹⁴⁰La concentration profile for the 25 axial segments of the 63 assemblies. A typical validation case is presented in Figure 9. Similar results were obtained for all the other assemblies.

Parallel to this, efforts were invested in the development of the in-house FEMCORE code, along with testing various computational methods within this framework for solving multi-group diffusion eigenvalue and transient equations using the finite element method (FEM). The code implements Anderson's method to accelerate the convergence of in-step equations, backward-differentiation formula (BDF) with arbitrary time step and order selection for time stepping, and preconditioning acceleration based on the low-precision and "Single Instruction – Multiple Data" (SIMD) techniques. The in-group linear system of equation is solved us-



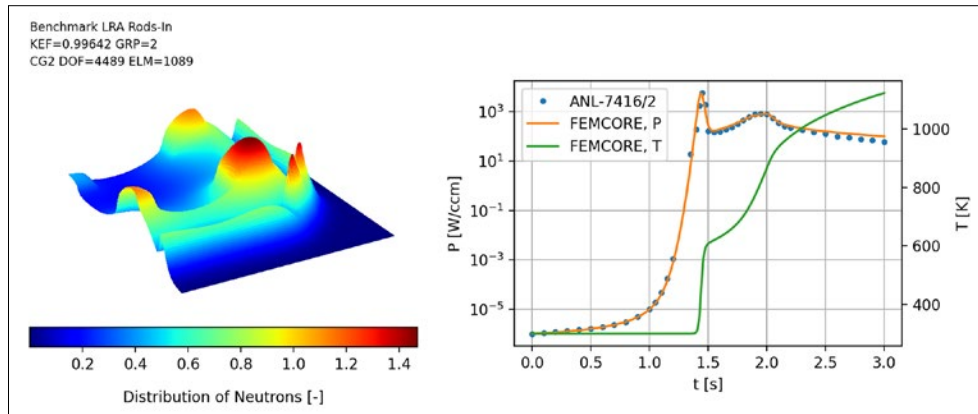


Figure 10: Distribution of thermal neutrons over space (left), and power and temperature variations in time (right) in comparison to the LRA 2D ANL-7416/2 benchmark.

and temperature distributions calculated for the LRA2D transient benchmark. The benchmark is designed to simulate an asymmetric peripheral control rod drop accident, resulting in a prompt supercritical reactivity excursion. Its computational complexity arises from severe flux tilts and gradients, demanding a highly accurate spatial neutronics model. Additionally, the power excursion of approximately ten orders of magnitude introduces complexity to the time integration process. A comparison of the power and temperature distributions shows good agreement between FEMCORE and the reference solution calculated by a finite-difference method and provided by in ANL-7416/2 report. This code is envisioned for future applications in tasks involving non-regular geometries, such as the analysis of fuel assembly bending deformations and flow-induced vibrations in PWR and BWR cores. Additionally, to enhance computational efficiency, it is planned to leverage low-precision and in-memory computing techniques to address bandwidth limitations associated with the large memory costs of FEM matrices.

Fuel Modelling and Safety Criteria

A focus for this year in the area of fuel modelling has been the effects of Cr-doping of UO₂ fuel. The effects of Cr-doping have been simulated using the in-house coupled code system Falcon-to-Frelax (F2F). The calculations are in good agreement with the experimental data on cladding failure/non-failure (see Figure 11). Based on the predicted additional

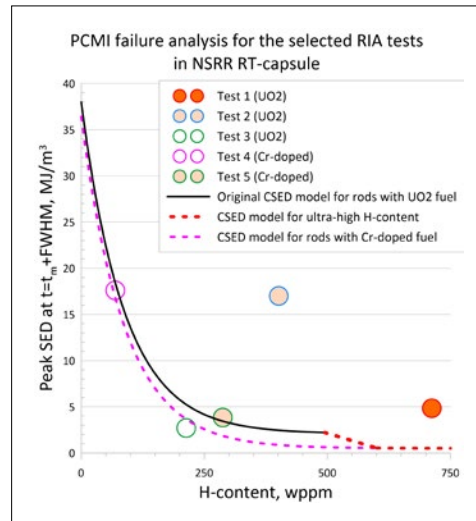


Figure 11: Calculated peak cladding SED against original and modified CSED limits for the selected tests in the NSRR Room-Temperature capsule.

localization of cladding Strain Energy Density (SED) resulting from the experimentally observed features in cracking of the doped fuel pellets, a slightly reduced level of Critical SED (CSED) is proposed for the standard analysis of cladding failure by PCMI in rods with Cr-doped fuel in RIA (e.g. Test 5). Another rod, with standard UO₂ fuel pellets, but having ultra-high-level of hydrogen content (Test 1) failed at a very low level of enthalpy increase too. On that basis, a modification in the model for Critical SED (CSED) has been proposed to be applied for the affected fuel types. Explanation of the detrimental effects in question is suggested based on the available experimental observations and modelling.

Moreover, the evolution of the burst fission gas (BFG) and rod internal pressure (RIP)

during base irradiation was studied, aiming at selecting times at which the RIA could be critical with respect to current operating conditions and the amount of released BFG. A sensitivity study on an 8-cycle BWR power history has been carried out in this work, considering the order of the cycles, the increase/decrease of power during cycles and the increase/decrease of power during a single cycle. This allowed identifying a critical scenario, which was simplified for faster calculations. The calculations show that the maximum RIP is reached at the end of the 3rd cycle, and a transient at this time (Transient 1) could be more critical than at the end of irradiation (Transient 3) where the irradiation damage on the fuel and material is maximized. Also, since a RIA can occur in cold state and result in severe PCMI on the cladding, another critical time is chosen (Transient 2) at the end of the shutdown period following Transient 1. The three critical times Transient 1, 2 and 3 at which the RIA will be simulated are shown in Figure 12.

PSI continue to collaborate with EPFL on the development of the open-source 3D fuel behaviour solver OFFBEAT. This year, the implementation, testing and validation of hydrogen behaviour modelling was completed. The implementation is based on the Hydride Nucleation-Growth-Dissolution (HNGD) model, including the effects of both temperature and stress-driven diffusion and the uptake of hydrogen due to cladding oxidation. The hydride reorientation model of Desquines was implemented to estimate the fraction of radial hydrides. The current implementation also supports liner claddings, which are widely used in Swiss reactors (see Figure 13). Testing and validation of the implemented models was done against data available in open literature. Implementation of a failure criteria for delayed hydride cracking and embrittlement, complemented with validation studies in the future will further facilitate OFFBEAT's capabilities as a comprehensive hydrogen behaviour modelling tool.

The work aiming at development of a data assimilation methodology to enhance and

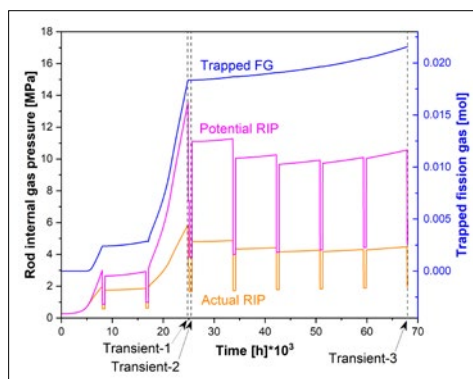


Figure 12: Proposed times at which the RIA should be studied, showing the RIP (orange), derived potential RIP (pink) and trapped FG (blue).

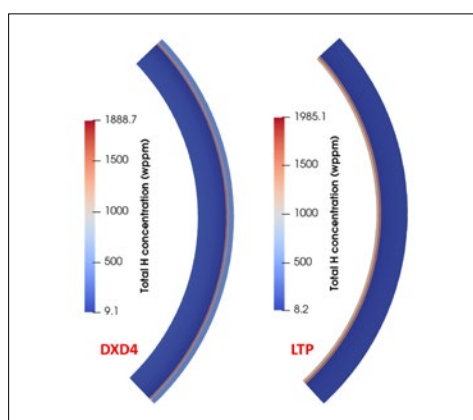


Figure 13: Migration of hydrogen to the substrate-liner interface in the outer (DXD4) and inner (LTP) liner claddings, as modelled in OFFBEAT.

calibrate fuel temperature models for transient codes, by integrating fuel experimental databases with uncertainty assessments from fuel behaviour codes, was continued. The focus is on modelling time-dependent outputs for the IFA-432 assembly rods from the IFPE database using OFFBEAT, with fuel centerline temperature as the quantity of interest (QoI). To address computational challenges, Gaussian Process surrogate models accelerate simulations, while principal component analysis (PCA) reduces the dimensionality of time-dependent data, preserving critical features. A preliminary sensitivity analysis identified non-influential parameters, streamlining calibration efforts by focusing on two impactful parameters: the gap heat transfer coefficient (HTC) and relocation correlation parameter. A “vanilla model calibration” was conducted using the Affine Invariant Markov Chain Monte Carlo (MCMC) algorithm. Posterior distributions, shown in Figure 14a, were estimated using experimental data from rods 1, 2, and 3. However, Fig-

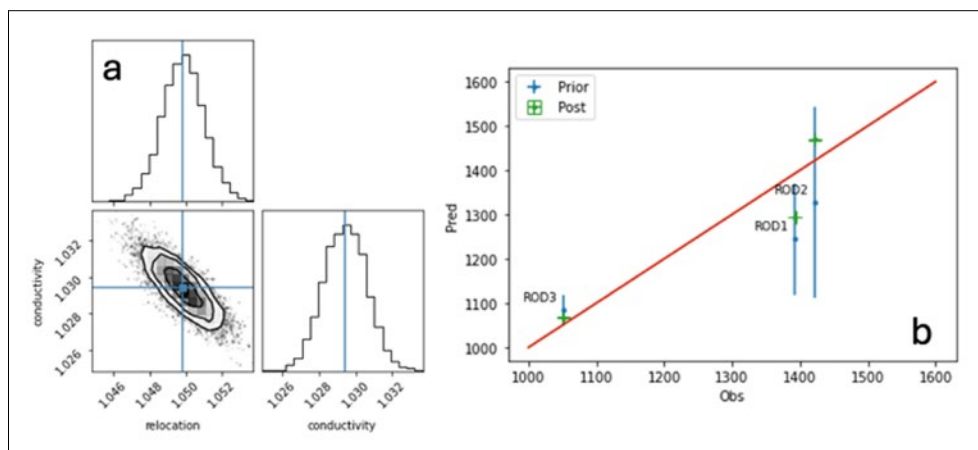


Figure 14:
a) Posterior distribution of the input model parameters;
b) 1 σ uncertainty bands generated by propagating the posterior model parameter uncertainty to the output (blue) and the prior (green).

Figure 14b reveals that propagated uncertainties do not encompass the residual spread, indicating model inadequacies. Future work will explore uncertainty inflation strategies to address this gap, enhancing calibration reliability and alignment with experimental observations.

Multi-Physics Simulations

During 2024, STARS team participated in the WPRS/EGMUP Task Force Benchmark on AI/ML for CHF Predictions. The first results were prepared and submitted to the benchmark coordinators. The results include the evaluation of the CHF for various coolant pressures P , mass fluxes G , inlet temperatures T , outlet quality X , and geometrical parameters (section diameter D and heated length L) using an artificial neural network (ANN). The ANN, accounting for 4 hidden layers of 518 neurons each, has been trained on the experimental measurements performed during a span of 60 years based on various CHF identification methods and summarized in the description of the benchmark. Overall, the results of the ANN look satisfactory for many points although the performance for the blind test dataset was not satisfactory. The reason is that it contains points far from the training data, resulting in the negative CHF predictions for 62 out of 560 data points. To mitigate this issue, the ANN architecture must be updated e.g. using another activation function in the last layer. A sample of the results obtained so far is shown in Figure 15.

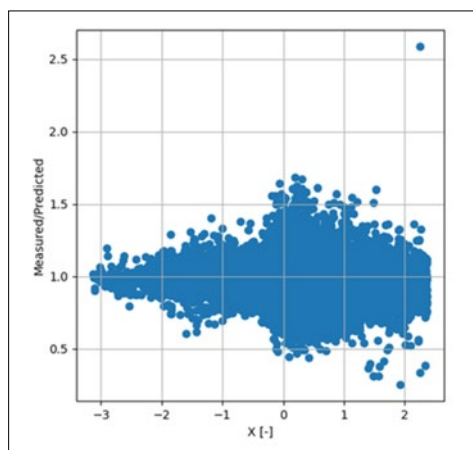


Figure 15:
Results of the OECD/NEA EGMUP critical heat flux (CHF) benchmark.

Concerning high-resolution high-fidelity simulations for core behaviour analysis in general, they can be used to tackle important issues for existing reactors and improve the design and safety of new reactors. Their large computational costs constitute multi-physics high resolution solvers unsuitable for routine production calculations, however. Their use can be facilitated with auxiliary low-cost solvers modelling of the non-dominant physical phenomena at the same resolution as the novel solvers but with lower fidelity. The coupled solutions are less accurate compared to the results of high-fidelity tools; however, they can be used as guidelines, minimizing the number of high-fidelity multi-physics calculations required for specific studies. LRT is developing, in collaboration with the North Carolina State University (NCSU), a high-resolution multi-physics core

solver for Cartesian PWR analysis with the 3D neutron transport code nTRACER and two Machine Learning (ML) models for the calculation of the coolant and fuel properties respectively. The ML model for the prediction of coolant properties is based on specific benchmark specifications, specifically the abovementioned OECD/NEA TVA Watts Bar 1 Benchmark and the obtained results are shown in Figure 16. However, the methodology for its development is designed so that it can be applied to any PWR core, to produce, with relatively low computational cost, ML models capable of high-resolution Thermal-Hydraulic (T/H) predictions. This methodology includes the selection of quantities of interest, the construction of the ML database and all necessary steps for the training of the final ML model. On the other hand, the ML model for the prediction of fuel temperature can only be applied for the Watts Bar 1 Benchmark.

National Cooperation

To complement the research project with ENSI, the STARS program also collaborates with ESB for fuel safety criteria as well as swissnuclear and NAGRA for operational and waste management issues. The project also collaborates with other PSI laboratories as well as with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL for the elaboration and supervision of MSc and/or PhD theses as well as for the realisation of courses for the Nuclear Engineering Master Program including the “Nuclear Computation Laboratory” course on reactor simulations.

International Cooperation

At the international level, STARS collaborates with international organisations (OECD/NEA, IAEA) as well as with other research units through international projects within primarily the EU/H2020 framework supported by SBFI, including EVEREST (reactor pressure vessel fluence assessment), EASI-SMR and SANE (R&D on Small Modular Reactors), EURAD-II (used nuclear fuel), APAL (pressurized thermal shock), APRENDE (nuclear data), SCORPION (advanced nuclear fuels)

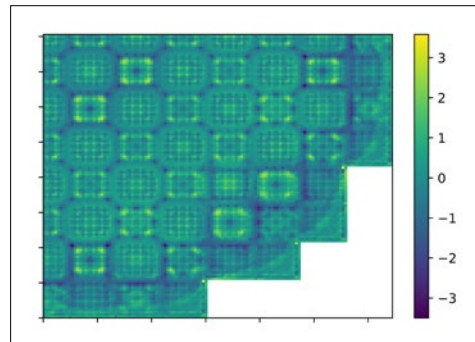


Figure 16:
Absolute difference (%) of CTF vs the ML model for the sub-channel temperature at the core outlet for the OECD/NEA TVA Watts Bar 1 Benchmark quarter core at HFP power.

and OperaHPC (fuel behaviour). In addition, STARS collaborates on safety research with other technical safety organisations of the ETSON network. Concerning thermal-hydraulic code development and validation, STARS primarily collaborates with the US NRC (TRACE) and North Carolina State University (COBRA-TF). For core analyses and higher-order pin-by-pin transport, STARS collaborates with Studsvik (CASMO/SIMULATE/SIMULATE-3K), Seoul University (nTRACER), Oak Ridge (VERA) and University of Michigan (MPACT). On the fuel modelling side, STARS continued to collaborate with EPRI on Falcon V1 code development and the with EPFL on the development of the 3-D solver OFFBEAT.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

During 2024, satisfactory progress was achieved with regards to most of the project research goals. Some of the objectives could however not be achieved, especially with regards to some of the planned core modelling and multi-physics activities due to limited resources. On the other hand, new paths of research could be strengthened, in particular regarding the coupling of artificial intelligence and machine learning techniques to nuclear safety related modelling and simulations, noting that this area of research is planned to be strengthened in the next years.

Plant System and Thermal-Hydraulics	Further development of multi droplet field capabilities in TRACE code through the participation in OECD/NEA RBHT II project
	Verification and Validation of condensation models in TRACE through the participation in OECD/NEA projects
	Code-to-code comparison for passive safety system modelling with the TRACE and APROS system codes
	Further development of coarse-mesh CFD models for the simulation of rod bundles with spacer grids effects
Core Behaviour and Reactor Physics	Further development and application of uncertainty methods for integral test facilities within the OECD/NEA ATRIUM Project
	Conduct separate-effect test assessment of SIMULATE-5 neutronic and thermal-hydraulic models for BWRs
	Continue with MPACT 2-D and 3-D Verification and Validation for KKL Analyses using available experimental data
	Development and validation of CMSYS Watts Bar-2 Cycle Depletion model
Fuel Modelling and Thermo-Mechanics	Consolidate CMSYS/SNF framework and validation for KKL gamma scan measurements
	Studies on the effects of cracking pattern in a pellet on PCMI-induced stress during fast transients
	Continue development and verification of a restart scheme between Falcon and OFFBEAT
	Implementation, verification and validation of liner and ATF cladding models in OFFBEAT
Multi-Physics	Development of nTRACER/CTF calculation scheme for Swiss PWR
	Establishment of a methodology for gap conductance perturbations in S3K and testing for OECD/NEA LWR UAM-III benchmark

Table 2:
Perspectives 2025.

Publications

- [1] O. Al-Yahia, I. Clifford, H. Ferroukhi, Assessment of TRACE code for modeling of passive safety system during long transient SBO via PKL/SACO facility, Nuclear Engineering and Technology (2024), <https://doi.org/10.1016/j.net.2024.02.050>
- [2] O. Al-Yahia, Safety Analysis of Long Transient SBO with Natural Circulation as the Main Cooling Mechanism, PSI Technical Report, TM-41-23-20 V.0, May 20, 2024
- [3] O. Al-Yahia, PASTELS WP4 Task4.4 Post-test delivery: Modeling PASI facility using TRACE code, PSI Technical Report, TM-41-23-18 V.0, May 20, 2024
- [4] I. Clifford, Revised COBALT.core2trace. bwr Version 2 Tools for BWRs, PSI Technical Report, TM-41-23-02 V.0, May 20, 2024
- [5] K. Nikitin, Simulation of HTRF experiments with CTF subchannel code, PSI Technical Report TM-41-24-27, 2024
- [6] A. Pelletier, CFD simulations of turbulent penetration in a T-Junction, PSI/EPFL Master Thesis Report, August 9, 2024
- [7] E. Fogliatto, Assessment of wall models for coarse-mesh RANS simulations, Annals of Nuclear Energy 209 (2024) 110807, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110807>
- [8] E. Fogliatto, Assessment of GeN-Foam for two-phase flow sub-channel simulations, PSI Technical Report, TM-41-22-23 V.0, June 28, 2024
- [9] G. Perret, I. Clifford, D. Mora Mendez, Pressure Thermal Shock Analysis with Uncertainty Propagation PSI contribution to the APAL project, Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2024), Real Collegio, Lucca, Tuscany, Italy, May 19–24, 2024
- [10] G. Perret, I. Clifford, H. Ferroukhi, Choked-flow model parameter uncertainty determination using hierarchical calibration, Annals of Nuclear Energy 207 (2024) 110672, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110672>
- [11] A. Cherezov, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, Application of Backward Differential Formula and Anderson's method for multigroup diffusion transient equation, Annals of Nuclear Energy 210 (2025) 110837, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110837>
- [12] A. Cherezov, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, Low Precision Preconditioning for Solving Neutron Diffusion Eigenvalue Problem by Finite Element Method, Annals of Nuclear Energy 206 (2024) 110575, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110575>
- [13] D. Rochman, A. Koning, S. Goriely, S. Hilaire, What to expect from microscopic nuclear modelling for keff calculations? Nucl. Phys. A 1054 (2025) 122979, <https://doi.org/10.1016/j.nuclphysa.2024.122979>
- [14] A. Dokhane, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, Stability and bifurcation analysis of Oskarshamn-2 event with nuclear data and kinetic parameter uncertainties, Nuclear Engineering and Design 430 (2024) 113678, <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2024.113678>
- [15] D. Rochman, et al, An introduction to Spent Nuclear Fuel decay heat for Light Water Reactors: a review from

- the NEA WPNCS. EPJ Nuclear Sci. Technol. 10, 9 (2024), <https://doi.org/10.1051/epjn/2024010>
- [16] S. Maccario, A. Scolaro, E. L. Brunetto, A. Vasiliev, M. Hursin, Bayesian Model Calibration Methodology based on Markov Chain Monte Carlo for Fuel Performance Calculations, Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2024), Real Collegio, Lucca, Tuscany, Italy, May 19–24, 2024
- [17] M. Hursin, F. Xia, D. Rochman, Assessment of the JEFF Nuclear Data Libraries, Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2024), Real Collegio, Lucca, Tuscany, Italy, May 19–24, 2024
- [18] M. Papadionysiou, T. Albagami, G. Delipei, M. Avramova, A. Vasiliev, H. Ferroukhi, K. Ivanov, A. Pautz, Multi-Physics Sub-Pin Resolution Analysis of a PWR Core with nTRACER/CTF for the OECD/NEA TVA Watts Bar 1 Benchmark, International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR 2024), Hilton Hotel, San Francisco, US, April 21–24, 2024
- [19] S. Maccario, A. Scolaro, A. Vasiliev, M. Hursin, Comparison of Bayesian Model Calibration Techniques for Future Application to Fuel Performance Behavior Models, International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR 2024), Hilton Hotel, San Francisco, US, April 21–24, 2024
- [20] M. Hursin, D. Rochman, S. van der Marck, Improved Evaluated Nuclear Data in the Resonance Region by Combining Energy Dependent Measurements and Depletion Calculations: Application to Pu-239+n, Pu-240+n and Pu-241+n, International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR 2024), Hilton Hotel, San Francisco, US, April 21–24, 2024
- [21] O. Buss, H. Ferroukhi, K. Ivanov, Updates on the OECD NEA Working Party on Scientific Issues and Uncertainty Analysis of Reactor Systems (WPRS), International Conference on Physics of Reactors (PHYSOR 2024), Hilton Hotel, San Francisco, US, April 21–24, 2024
- [22] M. Hursin, JEFF Evaluated Nuclear Data Assessment, PSI Technical Report, TM-41-24-04 V.0, May 21, 2024
- [23] A. Dokhane, BWR Neutron Noise Modelling using SIMULATE-3K: Capabilities and Limitations, PSI Technical Report, TM-41-23-07 V.0, May 20, 2024
- [24] G. Khvostov, Interpretation of the online measurement data for selected tests of the RISOE-III project, Journal of Nuclear Materials 599 (2024) 155219, <https://doi.org/10.1016/j.jnucmat.2024.155219>
- [25] C. Cozzo, Performance assessment of SiC cladding with cracking threshold in Falcon, TopFuel 2024, Grenoble, France, September 29–October 3, 2024
- [26] P. Konarski, C. Cozzo, FMSYS – rod design database for fuel performance simulations, PSI Technical Report, TM-41-23-26 V.0, September 25, 2024
- [27] P. Konarski, A. Cherezov, Falcon – CMSYS Coupling for Automated Model Preparation, PSI Technical Report, TM-41-23-27 V.0, June 28, 2024
- [28] L. Verma, I. Clifford, A. Scolaro, H. Ferroukhi, Extending the validation database of OFFBEAT fuel performance code for LOCA scenarios, TopFuel 2024, Grenoble, France, September 29–October 3, 2024
- [29] L. Verma, I. Clifford, P. Konarski, A. Scolaro, H. Ferroukhi, OFFBEAT V&V studies for REBEKA tests on cladding ballooning and burst during LOCA conditions, Annals of Nuclear Energy 208 (2024) 110773, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110773>

JEFFEAT

Complementary Studies on Nuclear Fuel Thermo-Mechanics and Neutronics



SB-MNG-REP-029-24

Author and Co-author(s): I. Clifford,
L. Verma and M. Hursin

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: Forschungsstrasse 111,
CH-5232 Villigen PSI

Phone, E-mail, Internet address:
056 310 3468, ivor.clifford@psi.ch,
<http://www.psi.ch/stars>

Duration of project: 1.7.2023–29.02.2024

Abstract

The JEFFEAT project, launched in July of 2023, includes studies towards enhanced neutronic and thermo-mechanical modelling capabilities for LWR fuels. The project considers two aspects of advanced analysis of LWRs in two separate work packages: high fidelity analysis of nuclear fuel behaviour using the OpenFOAM Fuel Behaviour Analysis Tool (OFFBEAT) code, and performance assessment of novel nuclear data libraries (JEFF, ENDF/B).

In the area of fuel behaviour (work package 1), validation of the OFFBEAT code for selected REBEKA tests on LOCA conditions for both 2D and 3D geometries was completed, including comparisons against Falcon results. The coupling between OFFBEAT and an OpenFOAM-based compressible single phase CFD solver was further developed to address several issues and demonstrated for a relevant 3D test case. In the area of neutronics (work package 2), the technical reporting for all neutronics assessments was released. The JEFFEAT project was finalised in the first quarter of 2024.

Project goals

The JEFFEAT project is a complementary project to ongoing research collaboration projects between LRT and ENSI, including additional studies towards enhanced neu-

tronic and thermo-mechanical modelling capabilities for LWR fuels. The project considers two aspects of advanced analysis of LWRs in two separate work packages: high fidelity analysis of nuclear fuel behaviour using the OFFBEAT code, and performance assessment of novel nuclear data libraries (JEFF, ENDF/B).

Work Package 1 (WP-1) of JEFFEAT seeks to fill the gap in the assessment status of the OpenFOAM Fuel Behaviour Analysis Tool (OFFBEAT) fuel behaviour solver with dedicated assessments of both the development status and the performance of OFFBEAT as a complementary code to Falcon. The key goals of this work package are to gain a comprehensive understanding of the current state of development of OFFBEAT in relation to the current state-of-the-art, to assess how OFFBEAT compares with Falcon for some representative 3D cases, to better understand how we can complement our future activities using OFFBEAT, and to extend the verification and validation (V&V) matrix of OFFBEAT.

Work Package 2 (WP-2) seeks to produce an in-house deterministic computational scheme for a subset of LWR applications where the complete computational chain, from the evaluated nuclear data files to the reactor physics calculations, is carried out in a well-defined manner. The goal is to provide early feedback to PSI analysts, and the nuclear data community as a whole, when new evaluated nuclear data files are released.

OFFBEAT Assessments

Understanding fuel behaviour for macroscopic phenomena occurring in the nuclear fuel is essential for maintaining fuel rod integrity and for safe operations of nuclear reactors. With improved computational arsenal and high-performance computing, multi-dimensional fuel performance codes

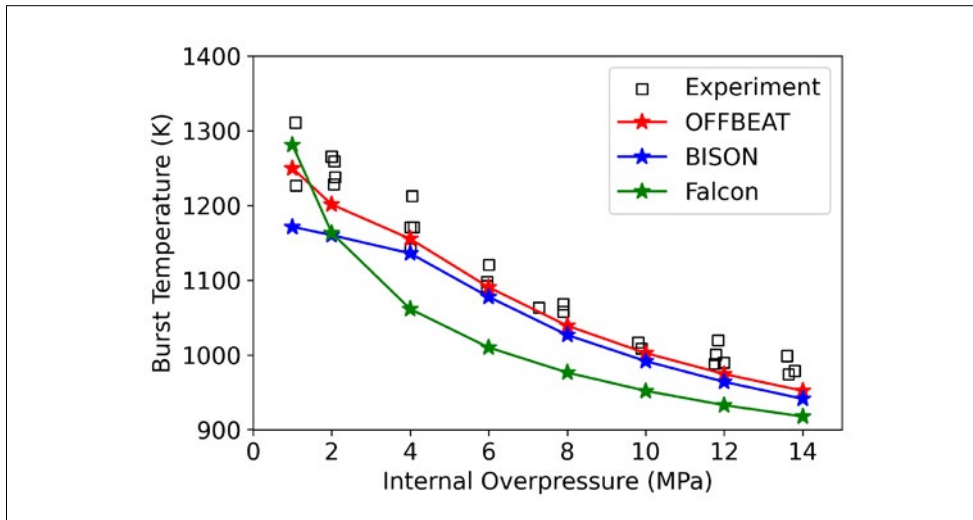


Figure 1:
Comparison of
OFFBEAT results
against experimental
data, Falcon, and
BISON results for
burst temperature vs
internal rod pressure
for pressures in the
range of 1–14 MPa and
a heating rate of 1 K/s.

are being developed to analyse the fuel behaviour in normal as well as extreme accidental conditions. The OFFBEAT open-source 3D fuel behaviour code is developed jointly by PSI and EPFL. The code provides us with the opportunity to study phenomena that cannot be considered using legacy codes. Historically, the validation of OFFBEAT has focused on comparing integral parameter values like the fuel centreline temperature (FCT) and the fission gas release (FGR). This year, validation studies of OFFBEAT were completed for the REactor typical Bundle Experiment Karlsruhe (REBEKA) tests, which consider cladding ballooning and burst under LOCA conditions. Two- and three-dimensional models of the REBEKA experimental geometry were created and transient simulations completed for 8 separate cases with different internal rod pressures. The large strain updated Lagrangian approach was used for the mechanical solver. The creep model used is based on Limbäck and Anderson model for the standard temperature region and the Erbacher model for the high temperature region. The Overstrain criterion was adopted as the failure criterion with the hoop strain limit set at 33.6% true strain, which is equivalent to 40% engineering strain. The results obtained by OFFBEAT (see Figure 1) are found to be in good agreement with the experimental data with a slight underprediction for most of the cases, and also in good agreement with pre-

vious BISON results from the study of Pastore et al. Complementary analyses using Falcon yielded earlier cladding ballooning and burst, highlighting a conservatism in the high temperature creep model of Falcon. A conference paper describing the validation based on the REBEKA tests was presented at TopFuel 2024 [2]. Further, a journal article on the same topic was published in Annals of Nuclear Energy [3].

In 2023, a preliminary coupling between OFFBEAT and a compressible single-phase Reynolds-averaged Navier Stokes (RANS) computation fluid dynamics (CFD) solver (rhoPimpleFoam) was presented. This year, several issues in the coupled solver were addressed; these included several problems running OFFBEAT in parallel, as well as problems with processing large models. Additional time-dependent boundary conditions were implemented to allow for time-dependent axial temperature profiles. Following these corrections and developments, the highest burnup rod from the OECD/NEA BEAVRS Benchmark (presented in 2023) was simulated assuming generic mixing vane spacer grid geometry and representative boundary conditions from the BEAVRS core follow data. Two cycles were simulated. In general, the performance of the coupled solution was satisfactory, although some stability improvements should be considered in the future. The results of this analy-

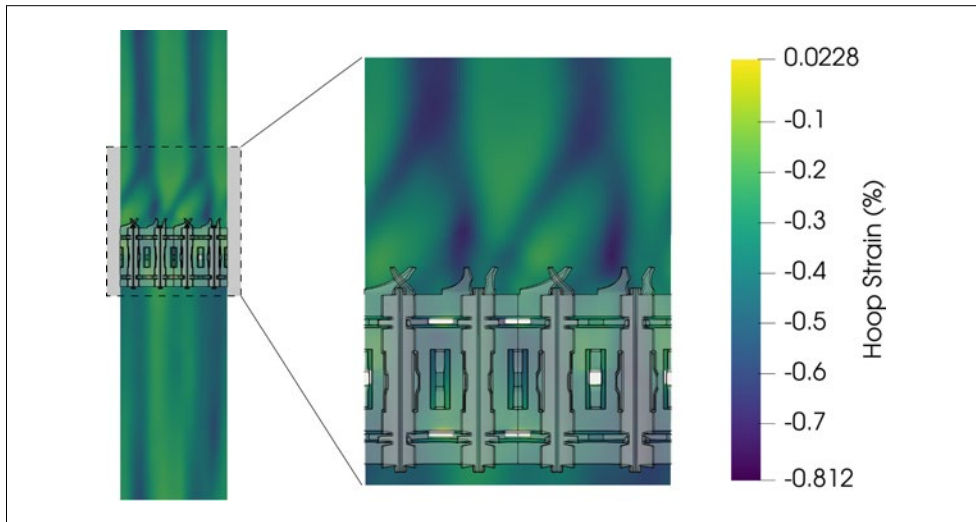


Figure 2:
Unwrapped Contour
Plot of the Hoop
Strain on the
Cladding Outer
Surface of the
BEAVRS Rod
Segment after
920 Days.

sis are quite interesting since they highlight potential 3D phenomena that are typically not modelled. The mixing vanes cause large heterogeneities in the flow distribution, which affects the heat transfer, cladding temperatures and eventually also the stresses and strains in the cladding. The magnitude of these effects is surprisingly large when accumulated over time (see **Figure 2**). The final technical report describing all developments and analyses in work package 1 was released [4].

Evaluated Nuclear Data Assessments

Evaluated nuclear data is the basis for reactor physics analysis. Extensive validation activities are necessary before an evaluated nuclear data library can be used for industrial applications. By combining the open source WLUP scripts tools to process the Nuclear Data Library (together with the formatting code NJOY2016) and the open-source neutron transport code DRAGON to perform transport calculations, this work package aims at developing a quick and efficient way to test the performance of new nuclear data files, especially for fuel evolution type simulations where many isotopes and reaction channels are involved simultaneously.

In 2024, the reporting of all analyses from 2023 was completed and the technical report for work package 2 released [6]. The re-

port describes the installation and testing of a computational scheme linking NJOY, the deterministic transport code DRAGON, and a set of scripts to generate its microscopic cross section libraries. Besides the JEFF-3.1.1 library, DRAGON libraries were produced for the JEFF-3.3 as well as the JEFF-4T2.2 and JEFF-4T3.0 test libraries. Then fuel rod models representative of modern PWR fuel were established for DRAGON and the Monte Carlo code Serpent2. They were depleted to 50 MWd/kg with consistent modelling options. The discrepancies between DRAGON and Serpent2 can be large (up to 500 pcm) in terms of k_{inf} . However, these discrepancies do not affect the conclusion of a comparison between two DRAGON calculations using two nuclear data libraries as similar trends are observed when doing the same analysis with Serpent2.

An assessment of various JEFF library (3.3, 4T2.2 and 4T3.0) results against a reference based on the JEFF-3.1.1 nuclear data library was carried out. JEFF-3.1.1 is chosen as reference as it is widely used by the industrials in France. All modern JEFF libraries suffer from the same issue with respect to JEFF-3.1.1: there is an overestimation of the reactivity loss with exposure; together with an underestimation of the Pu-239 buildup. Both aspects have precluded the use of these libraries by the industry so far. It should be noted that there was a consistent improve-

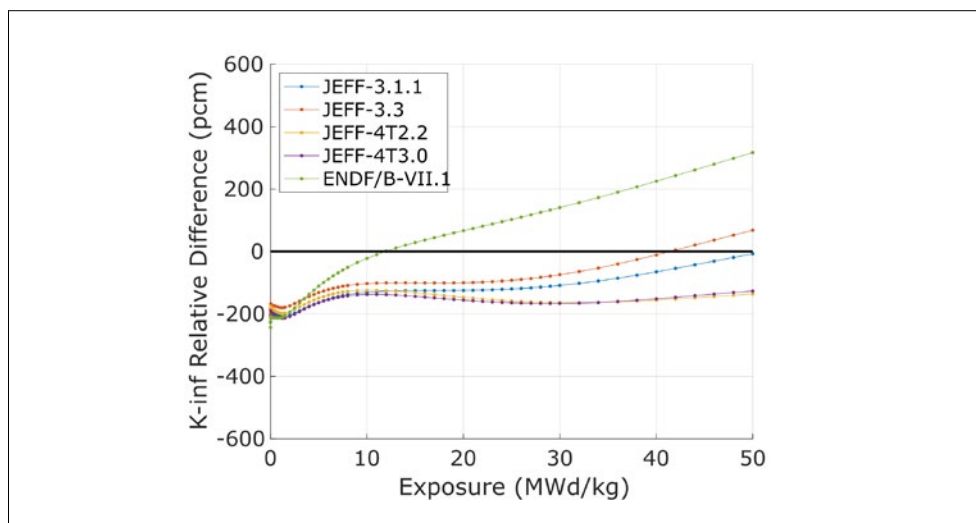


Figure 3
Evolution of the relative difference in terms of k_{inf} with exposure between various nuclear data libraries with respect to JEFF-3.1.1 considering DRAGON calculations with WIMSD libraries.

ment with the recent JEFF test libraries. The overprediction of reactivity loss with exposure appears significantly reduced with the latest JEFF-4T3.0 library (see **Figure 3**). The same can be said about the underprediction of the Pu-239 production.

National Cooperation

The development, verification and validation of the OFFBEAT fuel behaviour code is conducted in collaboration with École Polytechnique Fédérale de Lausanne (EPFL).

International Cooperation

The development, verification and validation of the OFFBEAT fuel behaviour code is partly conducted within the framework of the OperaHPC European Project.

Assessment 2024 and Future Perspectives

All major objectives of the JEFFEAT project have been achieved.

Publications

- [1] L. Verma, State-of-the-art for multi-dimensional macroscopic fuel behaviour analysis, PSI Technical Report TM-41-23-25, 2023.
- [2] L. Verma, I. Clifford, A. Scolaro, H. Ferroukhi, Extending the validation database of OFFBEAT fuel performance code for LOCA scenarios, TopFuel 2024, Grenoble, France, September 29–October 3, 2024
- [3] L. Verma, I. Clifford, P. Konarski, A. Scolaro, H. Ferroukhi, OFFBEAT V&V studies for REBEKA tests on cladding ballooning and burst during LOCA conditions, Annals of Nuclear Energy 208 (2024) 110773, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.110773>
- [4] L. Verma, I. Clifford, JEFFBEAT Project: Final report for WP-1, PSI Technical Report, TM-41-24-07 V.0, May 21, 2024
- [5] M. Hursin, F. Xia, D. Rochman, Assessment of the JEFF Nuclear Data Libraries, Best Estimate Plus Uncertainty International Conference (BEPU 2024), Real Collegio, Lucca, Tuscany, Italy, May 19–24, 2024.
- [6] M. Hursin, JEFF Evaluated Nuclear Data Assessment, PSI Technical Report, TM-41-24-04 V.0, May 21, 2024

Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation

Author and Co-author(s): Inés Mateos Canals, Tanja Eraerds, Jürgen Hartung
Institution: Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
Address: Schwertnergasse 1, 50667 Köln, Germany
Phone, E-mail, Internet address:
 +49 (89) 32004-417,
Ines.MateosCanals@grs.de, www.grs.de
Duration of project:
 January 2020 to February 2025

Abstract

Probabilistic safety assessments (PSA) of nuclear power plants (NPP) reveal that accidents during non-power operation in pressurized water reactors (PWR) of western design contribute to a large extent to the integral core damage frequency. In this context, mid-loop operation is of particular interest for reactor safety for the following reasons: a permissible and partially necessary decoupling of the reactor protection system (RPS); the partial or complete unavailability of instrumentation and control (I&C) systems; an increased probability of errors or mistakes of the operating personnel due to high workloads together with a high importance of human actions within the scenario. A quantitative determination of the effectiveness of operator actions and the effect of their potential errors or mistakes on the thermal-hydraulic plant conditions are therefore one aim of the presented research activities. Such analyses require both deterministic and probabilistic investigations of the accident scenario.

By applying advanced dynamic PSA methods to perform an Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA) quantitative assessments of the effectiveness of operator actions for an accident in mid-loop operation are to be made. In order to demonstrate and enhance the **Monte Carlo**

Dynamic Event Tree (MCDET) method, it is applied for the event “failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system”. Corresponding deterministic simulations are carried out using the thermal-hydraulic model of a generic 1300 MW PWR of western design and utilising the system code **ATHLET**.

The main topics addressed, and the results obtained in 2024 are:

- Development of IDPSA tools
- Final MCDET-ATHLET simulations
- Assessment of IDPSA results

Project goals

In the past, PSA of NPP revealed that there is a high contribution of accidents during non-power operation in PWR of western design to the integral frequency of hazardous states [1]. Since it is permissible to decouple the RPS in the operating states “cold subcritical/primary system pressure-tight closed” (C) and “cold subcritical/primary system not pressure-tight closed” (D) [2] in German plants, automatic interventions from numerous subsystems are strongly reduced in case of demand. In consequence the relevance of operator actions rises accordingly. Furthermore, a spurious actuation of the RPS can lead to a failure of the residual heat removal (RHR) during mid-loop operation when the RPS is not fully decoupled.

The coolant inventory in the primary system is significantly reduced during the mentioned non-operational states compared to system states in full operation. This boundary condition as well as the partial or complete unavailability of I&C systems and a possibly increased error probability of the plant operators due to high workload make the investigation of the operating states C and D and especially the system state mid-loop operation particularly relevant from a safety

perspective. Because human actions are of high relevance in this situation, a quantitative assessment of the effectiveness of operator actions and their impact on the thermal-hydraulic phenomena within the plant is of high importance for reactor safety.

Such analyses require both deterministic and probabilistic analyses of the accident scenario. In current research activities ([3],[4]) the dynamic PSA method **MCDDET (Monte Carlo Dynamic Event Tree)** has been developed for performing an Integral Deterministic-Probabilistic Safety Analysis (IDPSA). **MCDDET** 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 **MCDDET** 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 **MCDDET** 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 MWe, adapted for mid-loop operation

and a residual decay power of 26.07 MW, that is, around 20 hours after reactor shutdown. The project is subdivided into the following four phases:

Phase 1: Adaptation of a generic 4-loop PWR thermal-hydraulic model to carry out MCDDET 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 **MCDDET** analysis. This incorporates the parameterisation and integration of interfaces for an external control via the **MCDDET** analysis tool. This project phase also includes quality assurance of the thermal-hydraulic model as well as performing plausibility control simulations to verify the expected system behaviour and simulation stability.

Phase 2: Assessment of aleatory uncertainties of relevant human action times of a suitable accident scenario and specification of probabilistic input data for the MCDDET tool

The accident scenario “failure of residual heat removal due to spurious actuation of the reactor protection system” was identified and chosen since it has a high level of safety relevance in the sense of a major contribution to hazardous state frequency and which is furthermore characterised by operational sequences with sufficient complexity. An operator action model was derived including aleatory uncertainties for the execution times of human actions, human error probabilities (HEP) and dependencies of human actions on stochastic influences and/or system and process states.

These human action sequences which generally depend on stochastic influences were decomposed into activities that are carried out by the plant operators involved. The specified activities are assigned with corresponding execution times the operators need to carry them out. Basis of the quantification of HEPs are the human reliability methods “Accident Sequence Evaluation Program

(ASEP)” [5] and “Technique for Human Error Rate Prediction (THERP)” [6]. The assessment of execution times was performed by expert judgement in combination with ASEP. Due to the random temporal variations, the execution times of relevant activities which affect the ongoing physical process are usually considered as random variables (aleatory uncertainties) that follow a certain probability distribution. These probability distributions are to be determined for the operator action model (OAM) in this project phase using the **Crew-Module**. Relevant dependencies of action sequences on stochastic influences and/or system and process states were identified and modelled for the analysis in the OAM. The result of **Crew-Module** calculations provides one part of the **MCDet** input for the subsequent IDPSA in combination with the deterministic system code **ATHLET**.

Phase 3: Performance and evaluation of the **MCDet** analyses

The time related probability distribution functions determined in project phase 2, are used as aleatory uncertainties which are specified as input in **MCDet** to analyse the influence of time variations of human actions on the process dynamics. By using a suitable sampling process, random samples from these distributions are incorporated in the dynamic simulation process by integrating the simulated data in the revised input deck of the thermal-hydraulic model from project phase 1. The IDPSA is then carried out with **MCDet** combined with the deterministic simulation code **ATHLET**. The output data of the IDPSA will be statistically analysed focusing to specific targets related to the safety of the plant and the effectivity of carried out measures. The influence of discrete and continuous aleatoric uncertainties on the targets will be studied, together with the conditional probability density functions associated to the variables described above. The results of the post-processing will be prepared for documentation and publication.

Phase 4: Development of the IDPSA methodology and tools

The high level of complexity of the present IDPSA demands better tools and methods for creating and evaluating an IDPSA. In this newly added phase, these tools and methods are conceptualised and developed: First, the **EventTreeViewer**, a tool to simplify the evaluation of a simulation, allowing faster feedback loops in the development of customized IDPSA models; second, the **Mock-up Simulator**, a tool to detect logic errors in the definition of branches more quickly and third, an improved methodology or systematization of the approach to an IDPSA with **MCDet**.

Work carried out and results obtained

Towards Phase 3

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. Like a deterministic simulation of the postulated event [7], a sequence is a particular course of events but, in contrast, it is automatically generated by the interaction between the **MCDet**-scheduler and the **ATHLET** thermal-hydraulic model. The different DETs of this IDPSA are influenced by discrete aleatoric uncertainties, such as action success or failure and system availability and failure modes, and continuous aleatoric uncertainties, such as the duration of operator actions (OAs), system failure times or opening cycles [8]. The sequences of a particular DET are based on the same sample of values (random selection from probability density functions calculated by **Crew-Module** [9]) for the continuous aleatoric uncertainties and differ from one another in the discrete aleatoric variables.

In the early stages of the project, once the postulated initiating event was selected and deterministically assessed, the following

Absorption windows: Conditions	# Seqs.
time > 820 min	1815
PCT > 1200°C	3696
Primary pressure > 220 bar	418
Secondary pressure > 116 bar	614
ECCC bypassed & RPS reset & RHR requested & time > 240 min	131
ECCC bypassed & RPS reset & HDR opened & RHR requested & time > 406 min	437
EFWP requested and available & time > 573 min	3262

Table 1:
MCDET absorption
windows with
number of simuli-
ons.

points were defined to be assessed by the present IDPSA:

- amount of coolant that may be released to the containment,
- time of initiation of a possible release to the containment,
- time of failure of the primary circuit due to overpressure,
- time of failure of the secondary circuit due to overpressure,
- onset of core uncovering and damage,
- probability distributions associated with the above parameters.

At the time of writing this report, the simulation of 88 out of the 100 generated DETs, was concluded successfully, leading to over 10,000 sequences. The assessment of the results is ongoing, some important considerations to correctly interpret the results, together with the first findings are summarized below. The final conclusions will be presented in the next (and final) annual research report.

The first of the aspects that should be considered is that various so-called “absorption windows” were defined in the **MCDET** input to limit the necessary run time for each DET by stopping a simulation if certain conditions are met. The absorption conditions used are presented in Table 1, as well as the number of simulations stopped by each of these windows. In addition to primary and secondary design pressure (228 and 116 bar, respectively) and high peak cladding temperature (PCT, 1200°C), three “time out” windows were defined to abort simulations that have supposedly reached a controlled state. The first of these windows ends simulations approximately 240 min after the start of the incident if the emergency core cooling crite-

ria (ECCC) are bypassed, the reactor protection system (RPS) signals are reset, the extra borating pumps (EBPs) are off, the extra borating system overflow valves (EBVs) are available, and the commission of the residual heat removal system (RHR) and low pressure letdown (LPLD) has been requested by the operators. The second absorption window is like the first, but it considers the additional OA of opening the HPLD to lower the primary pressure. In this scenario simulations were stopped approximately 406 min after the incident begins. The third absorption window is triggered if the emergency feed water pump (EFWP) is demanded and available. In this case, simulations are stopped after 573 min. If no absorption window is triggered, simulations are stopped about 820 min after the start of the incident. The absorption condition triggered the most is the “High PCT” (or “core damage”) absorption window. It has to be clarified that the number of triggered absorption conditions does not represent a measure of the probability of these paths. The absorption conditions with the highest probabilities are those with supposedly controlled end states.

The three absorption windows related to the PCT, the primary and the secondary pressures match the corresponding end states exactly, that is, “core damage”, “primary design pressure” and “secondary design pressure”, respectively. The remainder absorption windows have been grouped together under the umbrella term “time out”. These four resulting end states are evaluated together, while the questions that were raised in relation to the coolant entry into the containment is studied separately, since it is not related to the reason why sequences end.

It has been found that, if the RHR is successfully commissioned, neither core damage nor primary or secondary design pressure states are reached. In relation to this and according to the OAM, the operators check the primary pressure to then commission the RHR and LPLD directly or to open the HPLD first if the pressure is too high for the RHR pumps. The results revealed that, in the first case, the delay in this pressure check has a big impact on the success of the OAs "RHR/LPLD commission" if the HPLD isn't deemed necessary. If the pressure control takes place later than 67 min after the event starts, the primary pressure increases too rapidly above 37 bar and the attempts at restarting the RHR and opening the LPLD are unsuccessful. Sequences that were absorbed even though the commission RHR and LPLD was not actually successful are treated separately in the final analysis because they would tamper with the assessment of the results.

Another finding is the influence of the decision not to switch off the RHR (or low pressure) pumps. Contrary to the referenced PSA [1], the OAM didn't include this action in any case, a modelling decision that was based on expert judgement. In cases in which a pressuriser (PRZ) relief or safety valve fails open, the primary pressure drops below the working pressure of the RHR pumps, allowing them to inject water into the cold leg. An open cooling circuit is thus created, where liquid water enters the reactor cooling system through the cold leg and steam leaves it through the open PRZ valves. While the risk of core damage is reduced, the amount of coolant released to the containment increases significantly.

One of the main goals of the analysis is to identify the factors that have the most significant influence on the end state that the sequences reach and to quantify this influence. The input uncertainties, related to both OAs and system availabilities, that have the biggest influence on the end state have been identified with the help of decision trees and the feature importance of the machine learning algorithm Random Forest (RF) [11], which reveals how each feature contributes to the

OA/System uncertainty	RF importance
PRZ valves failure time	0.49
PRZ valves failure mode	0.23
EBPs switch-off time	0.1
HPLD opening time	0.07
HPLD opening	0.05
RHR pump injection	0.04
EBPs switch-off	0.03
MS valves failure time	0.01

Table 2 end state: Main influence factors with their RF importances.

accuracy of a random forest meta-model using Gini-impurity. Table 2 gathers the most influential factors, along with their RF importances. The list includes discrete (e.g. whether the HPLD is opened or not) and aleatory (e.g. time when the EPBs are switched off) uncertainties.

Efforts have been made to identify the key sequences leading to the different end states, bridging the gap between the realism of deterministic simulations and the uncertainty coverage of probabilistic analysis. These sequences may include thresholds for the timing of OA execution and for the timing of component failure. In these cases, the OA execution or component failure leads to different end states if it occurs before or after the identified threshold.

The main factors influencing the damage time and the time available between the last OA and core damage are also studied. Figure 1 shows, for open and closed PRZ valve (PRZ-V) failure, the cumulative proportional density core damage times relative to the start of the postulated event (left) and the cumulative proportional density time between last OA and core damage (right). An open PRZ valve failure would significantly reduce both the time before core damage and the available time between the last OA and core damage. If any PRZ valve fails open, 80% of the DETs reach core damage in less than ~640 minutes, 10% of the DETs reach core damage in less than ~560 minutes. If a PRZ valve fails closed, the mean core damage times across the DETs are less variable and centred around ~750 minutes. It can also be observed that in the case of an open failure of a PRZ valve, for ~0.1% of the DET, the

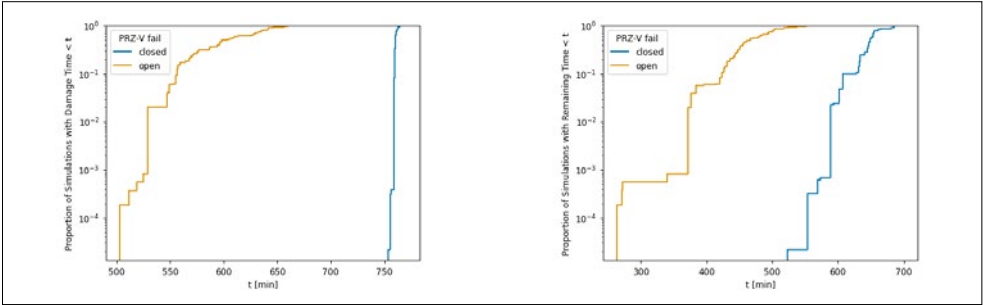


Figure 1: Weighted proportion of simulations per DET resulting in core damage for open (orange) and closed (blue) Failure of a PRZ Valve, shown versus damage time (left) and versus remaining time after last OA (right).

available time between the last OA and damage is less than 300 minutes. The evaluation of the results also deals with whether a sequence leads to coolant entry in the containment or not and, in case it does, when and how much coolant is released. The most relevant of the considered uncertainties, related to OAs and systems are summarized in Table 3 together with their RF importances.

The PRZ valves are demanded in succession with rising pressure, through them, the coolant flows into the PRZ relief tank, until the rising pressure causes the burst disks to burst open and release the excess coolant to the containment. On the one hand, the more opening cycles, the more steam will be vented through the PRZ valves. On the other hand, if a PRZ valve fails to close (i.e. is stuck open), the coolant flow to the relief tank and, if the burst discs burst, to the containment is limited only by the cross-sectional area of the open valve. It is therefore important which valve fails, if any, and how it fails (failure mode, open or closed).

The most significant OAs are, in this case, switching off the EBPs, opening at least one HPLD station and successfully recommissioning the RHR. The effect that not switching off the RHR pumps has on the coolant release is reflected by the RF importance of the RHR pumps injection, as was explained above. It was also observed that the probability of coolant release was indirectly related to the time when the EBPs are switched off, also on Table 3.

Further analysis of the influential factors for coolant entry in the containment, along with an assessment of the timing of coolant entry

OA/System uncertainty	RF importance
PRZ valves opening cycles	0.41
EBPs switch-off	0.16
EFWP demand and availability	0.10
HPLD opening	0.08
PRZ valve failure and failure mode	0.06
RHR commission	0.04
RHR pumps injection	0.03
EBPs switch-off time	0.02

and amount of coolant released will be summarized in the next research report.

Towards Phase 4

The first tool developed intends to simplify the process of analysing the generated sequences and enable the user to quickly identify errors in the structure of the generated DET and understand their cause. Based on previously defined requirements [10], a configurable MCDET dashboard has been developed, the EventTreeViewer.

The tool consists of multiple tabs which allow the user to inspect a DET. The first tab is the configuration tab. In this tab the directory of the MCDET output hdf5 file can be entered. The second tab (see exemplary view in Figure 2) shows the event tree itself. Each knot corresponds to one (or sometimes more) branching points. Once a branching point is selected by clicking on it information about the selected knot is shown in the table on the upper right of the page. Information about all transitions which happened in the event sequence leading to the knot are displayed in the table on the lower right side of the page. The three plot windows on the lower part of the page serve to show the time distribution of two different parameter values (the first

Table 3: Coolant release in the containment: main influence factors with their RF importances.

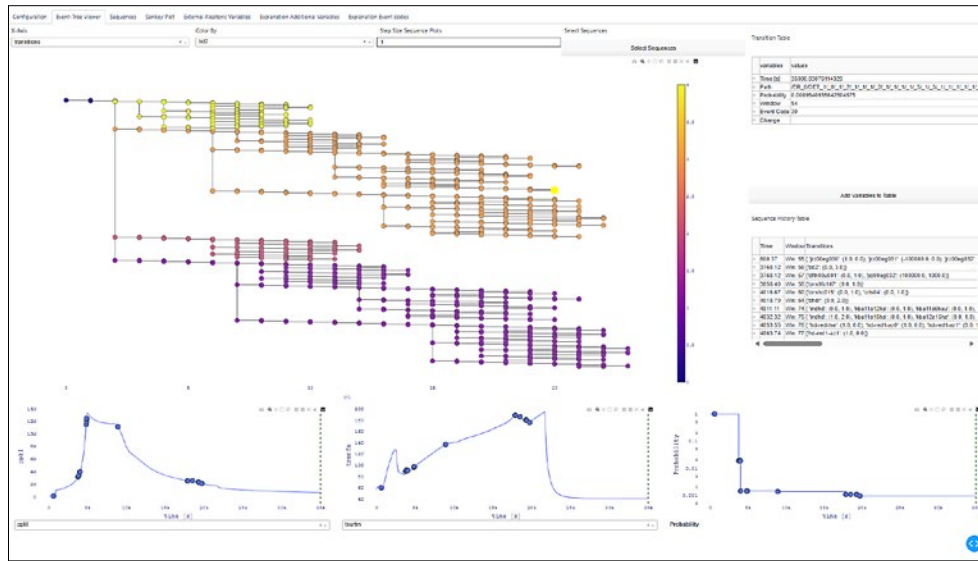


Figure 2: Developed EventTree-Viewer dashboard for interactive analysis of MCDet generated dynamic event trees.

and second plot window from the left) and the development of the sequence probability (shown in the plot window on the right). Selection fields beneath the first and second plot window from the left allow to change the parameter for which a time distribution is shown. Three entry fields are available above the event tree: one on the left for choosing between showing the event tree as a function of branching encountered (Transitions) or as a function of time (Time), the entry field in the middle can be used to choose which parameter should determine the color of the displayed event tree knots.

The intended purpose of the second tool developed is to reduce the time required to create a **MCDet** input without logical errors. Such a logical error could be, for example, the triggering of a branching several times due to the inter-dependence of the modelled branch conditions, when it should only be triggered once.

An investigation was conducted to find the best approach and it was determined that a hierarchically extended statechart model called via a new interface in **MCDet** would be a good choice and meet the identified requirements [10]. Various tools were compared and narrowed down to those that offer an intuitive graphical user interface and the ability to translate the generated statechart model into Python code, which in turn can

be coupled with **MCDet**, the tool **itemis CREATE** from **YAKINDU** was chosen. The hierarchical approach allows even complex dynamics such as the mid-loop scenario to be modeled in a way that encapsulates its complexity and allows the user to view each subsystem on its own. The tool is called **Mock-up Simulator**. It should be noted that the **Mock-up Simulator** is not a simulator in the sense of a thermal-hydraulic system code like **ATHLET**, but rather a logical model of the system. **itemis CREATE** has been used to model parts of the logic of the **ADAMO ATHLET** simulator. The available simulation capability has been used to check the created model. Continuous variables like pressure have been modelled in a simplified way. The objective was to model just accurately enough to be able to reach and test the various branching conditions included in the **MCDet** input. For this reason a linear approximation was chosen. The parameters of the linear approximation were set depending on the state of the various system-components. Each time the **itemis CREATE** model is run the value of these variables increases by a factor tint times a prefactor depending on the component states. For discrete variables the values are set once a specific state is entered.

The developed **itemis CREATE** model has been translated into python code using the inherent capability of **itemis CREATE**. An in-

terface in **MCDET** is used to run and steer the generated statemachine. Since the created statemachine is used together with **MCDET** like a deterministic simulator the resulting output is the standard **MCDET** output format and can be opened for example with the newly created **EventTreeView**.

With regard to the input file few adaptations are necessary to adapt the **MCDET** input file generated for a **MCDET/ATHLET** run to work also in the **MCDET/statemachine** combination. This adaption is the path to the parameter read and modified by **MCDET**. These paths have to be given in the **MCDET** input so that **MCDET** can find the corresponding variables in datamap shared between **MCDET** and the thermohydraulic simulation code. The **MCDET** – statemachine interface defines the parameter storage paths for an **MCDET** – statemachine run, these storage path differ however from those of the **MCDET/ATHLET** run and make an adaption of the input necessary.

Since there is no predefined way of translating a thermohydraulic model into a logic statechart model the freedom and the responsibility remains with the user. Future projects could aim to give guidelines for such a translation.

Given the already quite mature state of the ADAMO analysis when **Mock-up Simulator** and **EventTreeView** were introduced the full systemic method described above has not been utilised for ADAMO, but the groundwork has been laid to adapt and test this method in potential future projects.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

The evaluation of the IDPSA results is ongoing and the first results are presented in this report. The tools **EventTreeView** and **Mock-up Simulator** have been developed according to the requirements defined in 2023 and are ready to be used in future IDPSAs or dynamic PSAs.

The assessment will be completed in 2025. In addition, the final conclusions of the work, together with the lessons learned, will be de-

rived, and summarised in a final annual research report in the coming year.

References

- [1] S. Babst, et al.: **Sicherheitstechnische Bedeutung von Zuständen bei Nicht-Leistungsbetrieb eines DWR**, GRS, Technical Report, GRS-A-3114, 2003.
- [2] German Federal Ministry for the Environment, Nature Conservation and Nuclear Safety (BMU): **Safety Requirements for Nuclear Power Plants**, Standard BAnz AT 30.03.2015 B2, 2015.
- [3] M. Kloos, J. Peschke: **Improved Modelling and Assessment of the Performance of Firefighting Means in the Frame of a Fire PSA**, Science and Technology of Nuclear Installations, 2015.
- [4] J. Peschke, et al.: **MCDET – Methode zur Integralen Deterministisch-Probabilistischen Sicherheitsanalyse**, GRS, Technical Report, GRS-520, 2018.
- [5] A. D. Swain: Accident sequence evaluation program: **Human reliability analysis procedure**, No. NUREG/CR-4772; SAND-86-1996. Sandia National Labs., Albuquerque, NM (USA); Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA). Office of Nuclear Regulatory Research, 1987.
- [6] A. D Swain, H. E. Guttman: **Handbook of human-reliability analysis with emphasis on nuclear power plant applications**. Final report. NUREG/CR-1278; SAND-80-0200. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC (USA), 1983.
- [7] S. Wenzel, J. Peschke, J. Hartung: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation**, Part I, ENSI Research Report, ENSI-AN-11061, 2020.
- [8] S. Wenzel, J. Peschke, F. Berchtold, J. Hartung: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation**, Part II, ENSI Research Report, ENSI-AN-11284, 2021.

- [9] I. Mateos Canals, J. Peschke, J. Hartung: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation**, Part III, ENSI Research Report, ENSI-AN-11545, 2022.
- [10] I. Mateos Canals, T. Eraerds: **Application of Advanced Dynamic PSA Methods for Assessing the Effectiveness of Human Actions for Accidents in Mid-Loop Operation**, Part IV, ENSI Research Report, ENSI-AN-11545, 2023.
- [11] L. Breiman: **Random Forests**, in: **Machine Learning** 45, S. 5–32, 2001, <https://doi.org/10.1023/A:1010933404324>.

Project COMPARE

Comparison of MELCOR against PANDA Representative Experiments



SB-MNG-REP-022-24

Author and Co-author(s): M. Malicki,
T. Lind, D. Paladino, H. Ferroukhi
Institution: Paul Scherrer Institut (PSI)
Address: Forschungsstrasse 111,
CH-5232 Villigen PSI
Phone, Internet address:
+41 56 310 2111; www.psi.ch
Duration of project: 2022–2026

Abstract

PANDA, a large-scale experimental facility, generates extensive thermohydraulic data valuable for studying passive systems and assessing containment behavior. Its versatile design enables the simulation of various reactor types, such as pressurized water reactors (PWRs) and boiling water reactors (BWRs). While PANDA has primarily been used to evaluate and validate numerical models in the Design Basis Accident domain, it is also well-suited for severe accident analyses. Key phenomena relevant to severe accidents include hydrogen behavior, atmosphere stratification, natural circulation, condensation, and the performance of passive systems. Within the COMPARE project, we utilize PANDA's experimental data to validate severe accident code, MELCOR, models related to containment behavior.

In 2024, MELCOR 2.2 calculations for the HYMERES – HP6_2 test were continued and extended by sensitivity analyses. Moreover, the MELCOR input deck nodalization and heat structures were refined which brings new insights to the analyses and provides background for further analyses of HP6_1 test.

Recently obtained results were compared with experimental data and analysed to develop modelling guidelines. Most important findings are discussed and reported below. Also preliminary analyses of HP6_1 are pre-

sented and briefly analyzed. This work will be continued in 2025.

Project goals

PANDA is a large-scale, thermal-hydraulics test facility designed and used to investigate containment system behavior and related phenomena for different light water reactor designs using large-scale integral and/or separate effect tests. The facility has been used to study different safety systems in various reactor designs. Many experimental conditions have been typical of containment conditions during severe accidents by investigating, e.g., hydrogen distribution and management in the containment, as well as suppression pool response under conditions representative of those encountered in the Fukushima Daiichi unit 3 during the accidents in 2011. Most of the work in the PANDA facility has been performed in the framework of international collaboration projects.

Despite the broad scope of experimental conditions at the PANDA facility, only a limited number of tests have been analyzed with commonly used integral severe accident codes. Therefore, the COMPARE project aims to review PANDA experimental data relevant to severe accidents and, on this basis, select two tests for the validation of MELCOR Thermal-Hydraulic (TH) and containment models [1].

For the third year of the project in 2024, the objectives were to run MELCOR analyses of HYMERES HP6_2 test and validate relevant MELCOR models. Moreover, the HYMERES 6_1 test was calculated and analyzed in a preliminary manner.

Experiment descriptions

Based on the performed review and literature study, two tests were selected for the COMPARE project. HYMERES HP6_1 and HP6_2. The two tests represent two distinct

		HP6_1		HP6_2	
Phase name	Boundary condition	Start [s]	Duration [s]	Start [s]	Duration [s]
Phase 1	Steam injection	0	5100	0	5106
Phase 2	No injection	5100	3000	5106	2994
Phase 3	Helium injection	8100	576	8100	580
Phase 4	No injection	8676	6824	8680	7320
Total time			15500		16000

Table 1:
HYMERES HP6 TEST
Phases

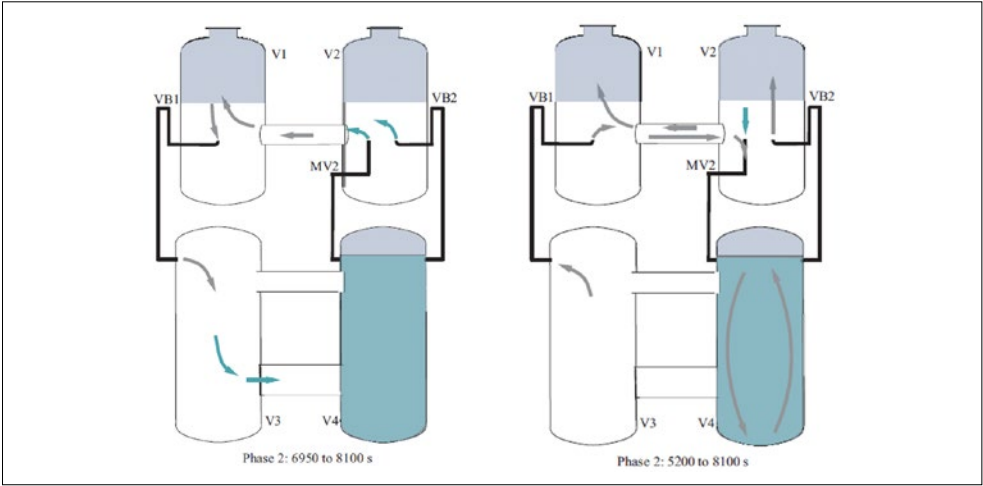


Figure 1:
Example of flow
patterns and
atmosphere stratifi-
cation in all four
vessels for test HP6_1
on the left and HP6_2
on the right.

configurations of containment circulation designed to explore atmosphere mixing and the disruption of atmosphere stratification, which is important for assessing risks related to hydrogen during severe accidents. These tests evaluated the resulting homogenization of the gas mixture composition and the performance of safety systems. Specifically, the experiments simulated configurations representative of two-room containment designs, featuring an inner, inaccessible area and an outer, accessible area where large natural circulation flow loops could develop between the zones. Both tests were divided into four phases described in Table 1. For safety reasons, helium was injected instead of hydrogen, which mimics hydrogen behavior in a containment environment. For the HP6_1 experiment, Vessels 3 and 4 were connected by a small orifice in the lower interconnecting pipe to represent an open rupture disk; see Figure 1. For the HP6_2 experiment, Vessel 3 and Vessel 4 were not connected, i.e., the small orifice in the lower interconnecting pipe was closed [2].

The main features of the two tests were:

- HP6_1, where large flow loops are established between the inner and outer zones by opening rupture and convective foils at the top of the steam generator towers and/or mixing dampers between the bottom of the annular region and the inner rooms.
- HP6_2 is for designs without mixing dampers where large flow loops are established between the inner and outer zones through the steam generator towers.

Modeling and Analyses with MELCOR

Based on the HYMERES documentation, a MELCOR input deck was developed, and multiple nodalization schemes were tested. Results of this work were presented in the annual report 2023. The most recent nodalization of HYMERES HP6_2 input deck, which is also used for HP6_1 analyses, is presented in Figure 2. The current nodalization is much more detailed than the one used in 2023, and it was developed based on various sensitivity analyses to optimize flow patterns for natural circulation. Besides finer nodalization, heat structures responsible for heat transfer and

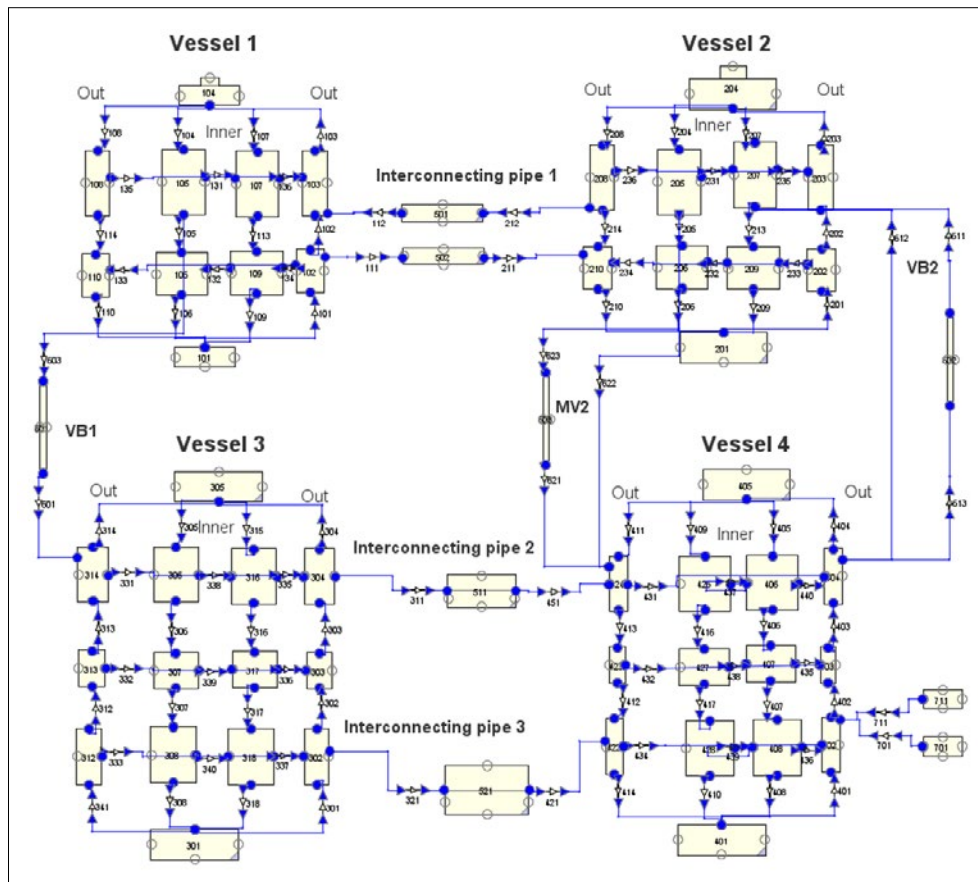


Figure 2:
MELCOR input deck
nodalization of
hymeres HP6 tests.

heat losses were modeled more in detail. Moreover, control volumes were divided into two groups, the inner and outer regions of the vessels, see Figure 2. All aforementioned updates improve input deck capabilities to calculate HYMERES HP6_2 test.

HYMERES HP6_2

The Work Package 3 (WP3) of the COMPARE project focuses on the simulation and MELCOR validation of HP6_2 test. The analyses were done in three phases: thermal stratification, steam behavior (distribution, condensation, and stratification) and the same for helium behavior.

By analyzing the temperature distribution in Figure 3 and Figure 4, one can see that calculated values are much lower than experimental data; however, the stratification of the atmosphere is improved compared to the one from 2023. Major improvements were achieved mainly by the adaptation of the nodalization and flow patterns. The lower

calculated temperature suggests high heat transfer or insufficient circulation from vessel 4, leading to lower steam content in vessels 1 and 2.

The comparison of steam mass in all vessels in Figure 5 shows that there is an overall underestimation of the steam mass at the end of the calculation by around 15%. There are a few potential reasons for those discrepancies, which will be analyzed in the next part of the project. The first potential reason for the underestimation of the steam mass is the high heat loss through vessel walls, which results in higher heat transfer. The second possible reason is insufficient circulation between the vessels. As one can see, there is significantly less steam in vessels 1 and 2, while in vessel 4 the results are close to the experiment. To assess the possible reasons, an uncertainty quantification (UQ) and sensitivity analyses will be performed.

The comparison of helium behavior in Figure 6, shows that helium mass distribution

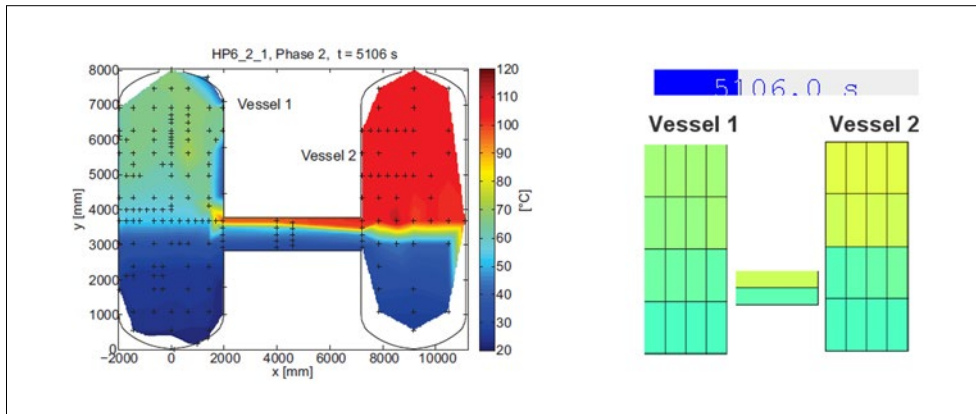


Figure 3: Temperature distribution in Vessel 1 and vessel 2 at 5106s for HP6_2 case, experiment on the left melcor calculation on the right.

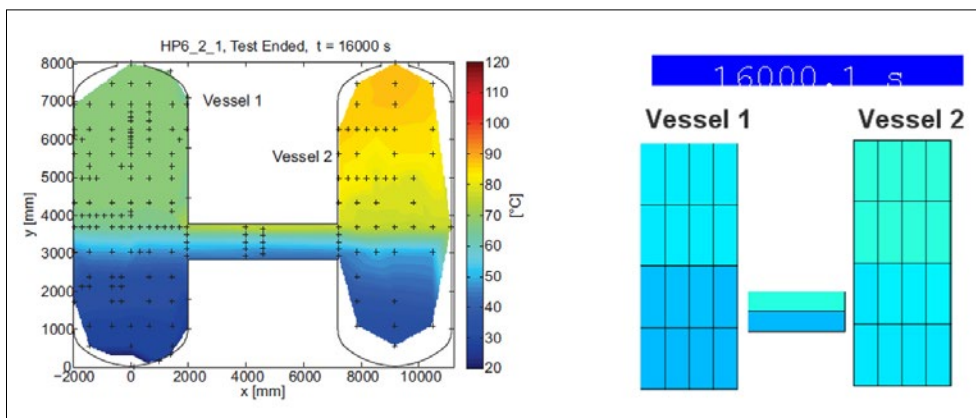


Figure 4: Temperature distribution in Vessel 1 and vessel 2 at the 16000s for HP6_2 case, experiment on the left melcor calculation on the right.

along the vessels is relatively well predicted. At the final stage of the calculation, there is over-prediction in vessels 1 and 2 and a small under-prediction in vessel 4. This again suggests that circulation patterns between the vessels could be the main reason for discrepancies between the calculation and experiment.

Uncertainty quantification for HP6_2

The UQ analyses aim to provide knowledge about the main model parameters potentially impacting the accuracy of the calculations and to provide direction for further validation. The first part of it, is to review numerical models implemented in the code (MELCOR) for the investigated phenomena and to select relevant parameters, their range and type of distribution. The literature review about influential parameters is still ongoing. Up to now, 22 uncertain parameters (UP) have been chosen based on previously performed work and literature studies.

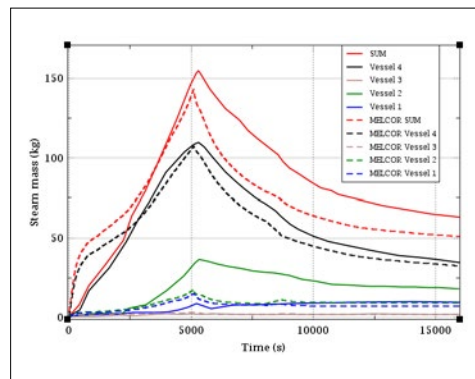


Figure 5: Steam mass: comparison of experimental data and melcor calculations for HP6_2 test

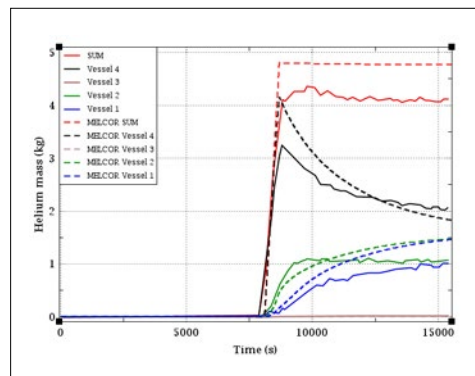


Figure 6: Helium mass: comparison of experimental data and melcor calculations for HP6_2 test.

All considered UPs are related to the modeling of the heat structures or the definition of the flow paths. In MELCOR, they are sensitivity coefficients used in numerical models, and described in detail in MELCOR manuals [3][4]. The next step will be the implementation of those parameters in the analyses and running a number of cases necessary for UQ, usually more than 100. The uncertain parameters are sampled within a defined range and distribution in these analyses.

HYMERES HP6_1

The seemingly small difference between the experimental configuration of the HP6_2 and HP6_1 tests significantly changes the modeling challenges. In HP6_1, the interconnecting pipe 3 (see Figure 1 and Figure 2) is open, allowing loop circulation between all four vessels, consequently changing the flow characteristic and impacting heat exchange and atmosphere stratification. The first results of MELCOR calculations of HP6_1 are presented below. To model this test, the same input deck was used as for test HP6_2; only essential parameters like injection times or interconnector flow paths were updated to fit HP6_1 initial conditions.

Figure 7 shows that the overall behavior of steam condensation and transport for HP6_1 is similar to that for HP6_2. However, the differences between experimental data and calculations at the end of the calculations are much smaller. The biggest difference is visible at the beginning of the calculation (up to 2500s) and right after phase 1 (5100–7500). The differences are also the most significant in vessels 4 and 2. This may suggest that heat transfer under particular conditions as well as natural circulation are not properly represented, similar to HP6_2, and that transport of gases between vessel 4 and vessel 2 and 1 is not accurately reproduced.

The helium behavior in HP6_1 presented in Figure 8, confirms that the transport between vessels is not correctly modeled. In vessel 4 and vessel 3, there is over-prediction of helium, while in vessel 1 and vessel 2 the helium mass is underpredicted.

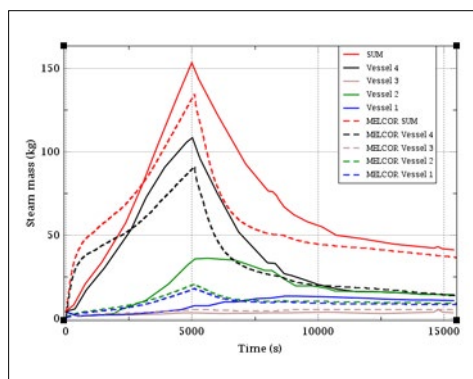


Figure 7:
Steam mass: comparison of experimental data and melcor calculations for HP6_1 test.

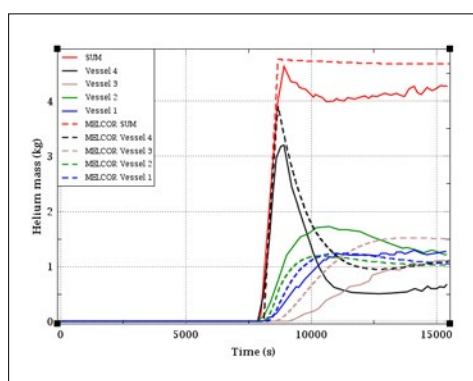


Figure 8:
Helium mass: comparison of experimental data and melcor calculations for HP6_1 test

Analyzing steam and helium behavior together shows that closer analyses of circulation patterns and flow regimes should be the next step to understanding issues governing modeling challenges encountered in analyzing HYMERES HP6_1 and HP6_2 tests.

National Cooperation

The project collaborates primarily with other Laboratory for Reactor Physics and Thermal-Hydraulics (LRT) programs at PSI as well as with the Swiss federal polytechnic institutes ETHZ/EPFL for supervision of MSc and/or PhD theses as well as for the realization of the Beyond Design Basis Accident course for the Nuclear Engineering Master Program.

International Cooperation

At the international level, the COMPARE project team collaborates with international organizations (OECD/NEA, IAEA) as well as with other research units through international projects within primarily the EU/H2020 framework, including SASPAM (small modular reactors), ASSAS (artificial intelligence for

severe accident simulations) and SEAKNOT (severe accident knowledge and experimental facility management). In addition, the COMPARE team collaborates with other technical safety organizations of the ETSO network. Concerning code development and validation, the COMPARE team primarily collaborates with the MELCOR user group, including the US NRC and the Sandia National Laboratories. The COMPARE work will be presented during the NURETH-21 2025 conference in Busan, Korea.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

During 2024, MELCOR calculations of HYMERES HP6_1 and HP6_2 tests were performed and analyzed. The results of the HYMERES HP6_2 test show that the nodalization and arrangement of the flow paths can significantly affect the accuracy of the calculations. The future work will include uncertainty quantification and sensitivity analyses to assess the importance of the main phenomena and the parameters affecting those phenomena on the flow patterns and heat exchange in the PANDA tests. Similar observations were made for preliminary analyses of HYMERES HP6_1, where discrepancies between the experiment and MELCOR calculations were observed for steam and helium mass in all the vessels. The perspectives for 2025 are to continue primarily in the direction of parametric uncertainty analyses.

Publications

- [1] M. Malicki, Review of MELCOR models for containment thermal-hydraulics and PANDA experiments for validation, 2023, SB-RND-ACT-011-22.001
- [2] OECD/NEA HYMERES PROJECT Hydrogen Mitigation Experiments for REactor Safety, Natural circulation flow, HP6 series, Combined Data and Series Report, TM-42-17-06
- [3] L.L. Humphries, B.A. Beeny, K.N. Belcourt, F. Gelbard, T.C. Haskin, J. Phillips 'MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 1: Primer and Users' Guide, Version 2024.0 Division of Systems Analysis Of-

fice of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2024

[4] L.L. Humphries, B.A. Beeny, K.N. Belcourt, F. Gelbard, T.C. Haskin, J. Phillips 'MELCOR Computer Code Manuals, Vol. 2: Reference Manual, Version 2024.0 Division of Systems Analysis Office of Nuclear Regulatory Research U.S. Nuclear Regulatory Commission, 2024

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, 2024

Abstract

This project consists of (1) investigation on MSWI (Melt-Structure-Water-Interaction) phenomena during severe accidents of light water reactors, and (2) development of MELCOR capability.

For the study on MSWI phenomena, substantial advances and insights were achieved during 2024 through the following research activities: (i) experimental study on debris bed dryout and melting; (ii) numerical study on melt infiltration in particulate beds with solidification; (iii) ex-vessel corium-structure interactions; (iv) experimental and numerical studies on metallic melt-coolant interactions; (v) investigation on multiple-droplet steam explosion; (vi) simulation of melt spreading of prototypical material under dry and wet conditions; and (vii) spray cooling of the external surface of a lower head.

For the MELCOR capability development, best estimate plus uncertainty (BEPU) approaches were developed for MELCOR simulation of severe accidents. For assessment of ex-vessel debris bed coolability, a new database for quenching and cooling of two-dimensional cylindrical-conical debris beds during severe accidents was created by CO-COMO code calculations. Based on the database a surrogate model (SM) using artificial neural networks (ANNs) was developed to predict the quench time and heat transfer to the water pools associated with the cy-

lindrical-conical debris beds. The coupled MELCOR/SM code was then applied to simulate a postulated severe accident scenario of a Nordic boiling water reactor (BWR). The results show that the coupled MELCOR/SM simulation can reproduce the trends of containment pressure and water temperature predicted by the coupled MELCOR/COCO-MO simulation, with a much less computational cost.

Project goals

The central aim of the project at Royal Institute of Technology (KTH) is to create new knowledge on melt-structure-water-interaction (MSWI) phenomena (e.g., data, insights, models, codes and methodology) which enables reducing uncertainties in quantification of severe accident risks in light water reactors (LWRs). The driving force and immediate objectives of the MSWI research are to build a sound foundation that helps bring to the resolution of remaining/emerging severe accident issues in nuclear power plants, e.g., behavior of multi-composition corium in the lower head of a reactor pressure vessel, melt pool convection and heat transfer, vessel failure modes and corium discharge upon vessel failure, metal 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 develop BEPU methodology for MELCOR simulation of severe accidents, and to further extend the MELCOR capability for debris bed coolability analysis. This report summarizes the main achievements in the MSWI research and the MELCOR activity at KTH during 2024. Detailed description of achievements can be found in the publications [P.1~P.18] supported by this project.

Work carried out and results obtained

1. MSWI Research

For the studies conducted during 2024 on MSWI phenomena during severe accidents of light water reactors, the main progress can be briefly summarized as follows:

- The second test on debris bed dryout and melting was carried out in the SEMICO-2 facility [P.1]. The debris bed was packed with carbon steel particles of 55 % mass and Sn-Bi particles of 45 % mass, representing refractory component and fusible component of corium. The diameter of the particles is 2 mm. The visualization of the experimental process and post-test analysis revealed multi-faceted phenomena such as localized dryout, material infiltration, cavity formation, porosity variation, water ingress and solidification due to quench, as well as final stratification. To further investigate debris bed melting, the new test section accommodating a debris bed of particle-diameter thickness was designed [P.2]. The new setup will not only facilitate the observation of debris melting kinetics in pore scales, but also provide basic data for the validation of the MPS simulation of debris bed remelting [P.3].

- Motivated by the interest in debris bed melting phenomena, melt infiltration and solidification in pores of porous media was simulated by COMSOL through a coupling of level set (LS) method with enthalpy method [P.4]. The LS method was employed to track melt front interfaces, while the enthalpy method was used to distinguish between liquid and solid phases. The numerical model with the coupled approach was used to calculate the REMCOD E8 and E9 experiments and compared with the MPS simulation [P.5]. Reasonable agreements with both experimental data and the MPS simulation results were observed, but the computational time of the COMSOL simulation is much faster than the MPS simulation.

- To investigate the influence of bellow-vessel structures (e.g., control rod driving mechanisms) of an BWR on melt discharge upon vessel failure, a new test facility named COSIN

was designed to investigate melt spreading through a forest of cylindrical structures on a horizontal substrate [P.6]. A reference test for melt spreading without the cylindrical structures has been carried out, which will be used to compare the forthcoming tests with the cylindrical structures.

- To advance our previous studies on debris bed formation from metallic melt-coolant interaction, a new test [P.7] was conducted in the DEFOR-M facility with a high temperature melt of Fe-Sn alloy (1300°C) which has more similarity to the prototypical materials Fe-Zr in corium. Compared with the previous tests with low melting-point metallic materials, distinct differences in debris bed characteristics were observed in the new test. More pronounced agglomeration was observed in the test, leading to a low porosity of the formed debris bed. The coupled Level Set and VOF (CLSVOF) method was employed to simulate melt jet breakup in the DEFOR-M tests, and it was found that the jet deformation pattern and jet breakup length were effectively predicted by the CLSVOF method [P.8].

- Various experiments were conducted in the MISTEE facility to investigate the impact of water salinity (from 7.7 g/kg to 35 g/kg) on steam explosion [P.9–P.10], steam explosion characteristics of multiple droplets in different chemical solutions [P.11], and oxidation of molten zirconium-containing droplet in water [P.12]. It was found that the probability of steam explosion generally increases with increasing salinity from 0 to 17.5 g/kg [P.9]. The multiple-droplet tests revealed distinct and complex characteristics of steam explosion which were not observed in previous single-droplet steam explosion experiments. The influence of the chemical solutions on steam explosion was diminishing in the tests with multiple droplets [P.11]. A series of tests on oxidation during FCI with molten Zr droplets was conducted to obtain the data of hydrogen generation kinetics over time and the total volume of hydrogen production [P.12].

- The previously developed code of Moving Particle Semi-implicit (MPS) method

[P.13] was used to simulate two melt spreading tests in the OECD/NEA project ROSAU: MST-0 and MST-2 which were carried out as dry and wet spreading schemes of prototypic corium, respectively. The final melt spreading length was overestimated by 0.49% for MST-0 and underestimated by 10.3% for MST-2 [P.14]. Moreover, the MPS code underestimated the melt average thickness due to the fact that porosity was not considered in simulation.

■ For the potential application of spray cooling in an in-vessel melt retention (IVMR) strategy of nuclear reactors, experimental and numerical studies on multi-nozzle spray cooling of a downward-facing heater surface were conducted [P15~P16]. The experiment revealed an uncovered zone (UCZ) of the 2×2 nozzle spray and corresponding high-temperature area, which is different from the 2×3 nozzle spray [1]. The numerical simulation successfully reproduced the temperature profiles under different heat fluxes of the experiments. Impacts of different parameters on spray cooling were also numerically investigated.

2. MELCOR analyses

2.1 Uncertainty analysis of MELCOR simulation

The best estimate plus uncertainty (BEPU) methods have been widely used for deterministic safety analysis of design basis accidents (DBAs). However, BEPU analysis of severe accidents (SA) are not straightforward due to the complexity of SA phenomena and the lumped modelling features of SA simulation tools. It is therefore necessary to develop BEPU approaches for severe accidents.

Motivated by the contemporary needs in BEPU analyses of severe accidents, we applied or developed various uncertainty analysis approaches for MELCOR simulations of severe accidents [P.17]. We started from the conventional BEPU approach which uses various uncertainty quantification (UQ) methods of 95/95 tolerance limits, aiming to identify the performance of the UQ methods in MELCOR simulations of severe accidents. Both parametric and nonparametric

UQ methods, including goodness-of-fit test, Wilks' methods, Baren and Hall's linear interpolation and Hutson fractional statistics, are applied to a severe accident scenario due to station blackout (SBO) in a Nordic boiling water reactor (BWR). It was found that there was unsuccessful MELCOR realization of many sample cases, and fixing these cases incurred a lot of time. To solve this issue, two alternative approaches were developed as follows.

The first alternative approach is to develop a bootstrapped artificial neural network (ANN) model to be employed in UQ; and the second alternative approach is to couple deterministic sampling (DS) methods with a coverage factor. The first alternative approach overcomes the time-consuming problem in the conventional approach. The idea behind this approach is to use surrogate models (SMs) developed from successful MELCOR calculations to predict the relation between major uncertain inputs and outputs, and an UQ with numerically equivalent estimate of 95/95 tolerance limits can be obtained. The second approach is proposed to further reduce computational costs. Its theoretical basis is that DS methods can use far fewer samples to produce approximately convergent estimates of the statistical moments of outputs (figures of merits). By introducing a fixed or dynamic coverage factor, the information on the first two statistical moments can be extended to 95th percentiles or so-called numerically equivalent estimates of 95/95 tolerance limits. For instance, given the mass of H₂ production and the timing of vessel failure as the figures of merit (FOMs), the first alternative approach predicts the 95/95 values close to those of the conventional approach.

2.2 Extension of MELCOR capability

The MELCOR code [2] lacks the capability to simulate the cooling of a debris bed due to water ingress into the porous media. To overcome such limitation, the coupled MELCOR/COCOMO simulation [3] was employed to capture the cooling process of ex-vessel debris beds at KTH. Since the COCOMO

code requires a much higher computational cost than MELCOR calculation, the coupled MELCOR/COCOMO simulation is not suitable for applications that require lots of sample cases, e.g., BEPU analyses or probabilistic safety analysis. As a result, we developed surrogate models (SM) to replace the COCOMO code in the coupled approach so that the key characteristics of cooling process of ex-vessel debris beds can be captured without increasing the burden of MELCOR calculation. Our previous studies provided surrogate models coupled with MELCOR for estimates of dryout heat fluxes of conical debris beds [4] and quenching process of one-dimensional flat debris beds [5] and two-dimensional conical debris beds [P.18] in the cavity of a Nordic BWR.

The recent work advanced the SM approach for cylindrical-conical debris beds as seen in Figure 1, aiming to extend the MELCOR capability for the quenching process of more 2D debris beds at a comparable accuracy as the coupled MELCOR/COCOMO simulation and at an equivalent computation cost as MELCOR standalone. A new surrogate model (SM) was developed and integrated with the previous SM for energy transfer rate from

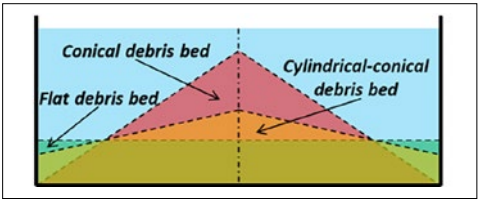


Figure 1:
Different-shaped debris beds.

debris bed to water pool. A new MELCOR/SM interface was designed to accommodate the cylindrical-conical debris beds, and an GUI was coded for quick quench analysis and generation of MELCOR inputs for coupled MELCOR/SM calculations.

Figure 2 presents energy transfer rates to the water pool from MELCOR/COCOMO simulations for a homogenous debris bed (1D) and a mass-equivalent cylindrical-conical debris bed (2D). It shows that the energy transfer rate of the 2D debris bed during the quench process, which is different from that of the 1D debris bed. Table 1 contains quench times and final temperatures of the 1D and 2D debris beds. The final temperatures of the fully quenched 1D and 2D debris beds are nearly the same. This implies that the energy transfer rate of the 2D debris bed can be obtained from its mass-equivalent 1D debris bed.

Debris bed	Output	Quench time (s)	Temperature at the quench of 2D debris bed (K)
1D		1143	418.3
2D		2583	418.7

Table 1:
Quench times and final temperatures for 1D and 2D debris beds.

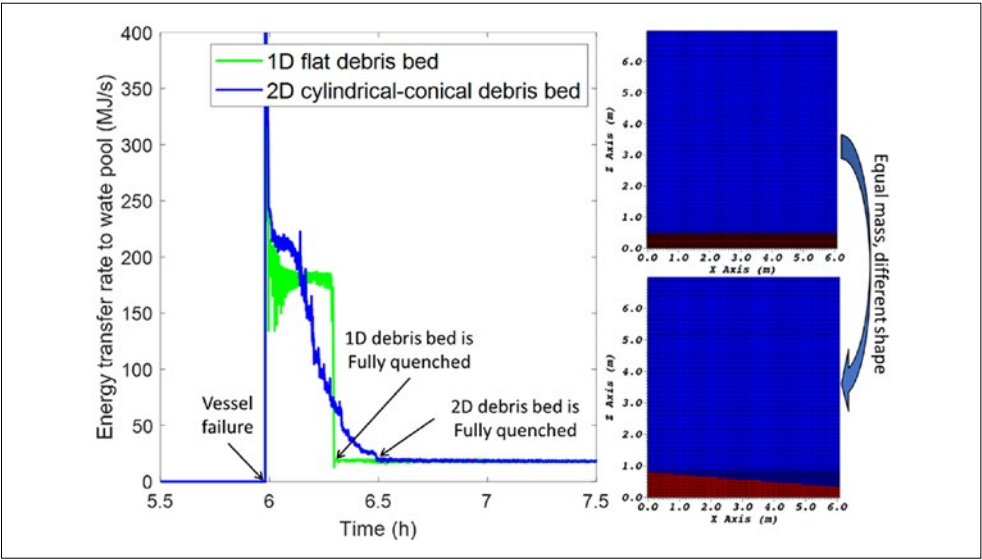


Figure 2:
Energy transfer rates to the water pool from MELCOR/COCOMO calculations for mass-equivalent 1D and 2D debris beds.

In Eq. (1), q_{1D} is the energy transfer rate to water pool for the 1D beds, where c , m , T_i , T_f , t_{1D} , q_d represent specific heat capacity, mass of debris beds, initial temperature, temperature of quenched beds, quench time and decay power. Similarly, in Eq. (2) q_{2D} is assumed as the energy transfer rate to water pool for cylindrical-conical debris beds. $f(t)$ denotes the energy transfer rate during quench process, q_d the decay power, t_{2D} the quench time for cylindrical-conical debris beds. To determine $f(t)$, two conditions are listed in Eqs. (3) and (4), according to energy balance and continuity.

$$q_{1D}(t) \approx \begin{cases} \frac{c \cdot m \cdot (T_i - T_f)}{t_{1D}} & t \leq t_{1D} \\ q_d(t) & t > t_{1D} \end{cases} \quad (1)$$

$$q_{2D}(t) \approx \begin{cases} f(t) & t \leq t_{2D} \\ q_d(t) & t > t_{2D} \end{cases} \quad (2)$$

$$\int_0^{t_{2D}} q_{2D}(t) dt = \int_0^{t_{1D}} q_{1D}(t) dt \quad (3)$$

$$f(t_{2D}) = q_d(t_{2D}) \quad (4)$$

To meet boundary conditions, $f(t)$ is assumed as Eq. (5) with two terms. The first term is a normal density function to simulate the non-linear trend of energy transfer rate during the quench process. The second term $c(t)$ is to simulate the transformation to decay power to ensure the continuity at t_{2D} . Combination of Eqs. (3)–(5) yields Eqs. (6)–(7).

$$f(t) = \frac{a}{b\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{1}{2}(\frac{t}{b})^2} + c(t) \quad (5)$$

$$\int_0^{t_{2D}} \left[\frac{a}{b\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{1}{2}(\frac{t}{b})^2} + c(t) \right] dt = \int_0^{t_{1D}} \frac{c \cdot m \cdot (T_i - T_f)}{t_{1D}} dt + \int_{t_{1D}}^{t_{2D}} q_d(t) dt \quad (6)$$

$$\frac{a}{b\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{1}{2}(\frac{t_{2D}}{b})^2} + c(t_{2D}) = q_d(t_{2D}) \quad (7)$$

Assumptions and simplifications are made to determine a , b and $c(t)$. For example, 4 sigma percentile of a normal distribution is used to simulate energy release during quench process of cylindrical-conical debris beds. The 4-sigma choice is because its density probability at this point visually decreases to zero, as presented in Figure 3. As a result, the coefficient b meets the requirement in Eq. (8). Besides, $c(t)$ is estimated by Eq. (9), where $q_d(t_{1D})$ denotes the energy transfer rate from the 1D beds at t_{1D} . This treatment leads

to the Eq. (10) to ensure the total energy release is equal for the 1D and cylindrical-conical debris beds.

$$b = \frac{t_{2D}}{4} \quad (8)$$

$$c(t) = \begin{cases} q_d(t_{1D}) & t \leq t_{1D} \\ q_d(t) & t > t_{1D} \end{cases} \quad (9)$$

$$\int_0^{t_{2D}} \frac{a}{b\sqrt{2\pi}} e^{-\frac{1}{2}(\frac{t}{b})^2} dt = c \cdot m \cdot (T_i - T_f) - q_d(t_{1D}) \cdot t_{1D} \quad (10)$$

$$a = \frac{c \cdot m \cdot (T_i - T_f) - q_d(t_{1D}) \cdot t_{1D}}{0.499968328758167} \quad (11)$$

Substitute Eqs. (8)–(9) into Eq. (10), the unknown coefficient a can be calculated by Eq. (11). Finally, the form of function $f(t)$ is determined and $q_{2D}(t)$ is as shown in Eq. (12).

$$q_{2D}(t) \approx \begin{cases} \frac{\left[\frac{c \cdot m \cdot (T_i - T_f) - q_d(t_{1D}) \cdot t_{1D}}{0.499968328758167} \right] \cdot \frac{1}{2} \left(\frac{t}{\frac{t_{2D}}{4}} \right)^2}{\frac{t_{2D}}{4} \cdot \sqrt{2\pi}} e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{t}{\frac{t_{2D}}{4}} \right)^2} + q_d(t_{1D}) & 0 \leq t \leq t_{1D} \\ \frac{\left[\frac{c \cdot m \cdot (T_i - T_f) - q_d(t_{1D}) \cdot t_{1D}}{0.499968328758167} \right] \cdot \frac{1}{2} \left(\frac{t}{\frac{t_{2D}}{4}} \right)^2}{\frac{t_{2D}}{4} \cdot \sqrt{2\pi}} e^{-\frac{1}{2} \left(\frac{t}{\frac{t_{2D}}{4}} \right)^2} + q_d(t) & t_{1D} < t \leq t_{2D} \\ q_d(t) & t > t_{2D} \end{cases} \quad (12)$$

To get energy transfer rate for cylindrical-conical debris beds, the key parameter is t_{2D} , the quench time for cylindrical-conical debris beds. $f(t)$ and $q_{2D}(t)$ can be predicted if t_{2D} is known. We used an artificial neural network (ANN) to obtain $f(t_{2D})$. Nine input parameters are chosen for the development of the ANN to predict quench times of cylindrical-conical debris beds, as shown in Table 2 with their ranges [3–4].

The network topology in Figure 4 shows the structure of the ANN in MATLAB. The structure is determined from trial-and-error tests with various nodes in the hidden layer. More than 210 COCOMO calculations are employed to build the database for developing the ANN, among which 70% are applied for training, 15% for testing and 15% for validation. After the ANN is developed, it is used in Eq. (1)~Eq. (12), forming the SM in python scripts. The SM is then coupled with MELCOR.

The coupled MELCOR/SM is applied to simulate a postulated severe accident scenario due to station blackout (SBO) in a Nordic

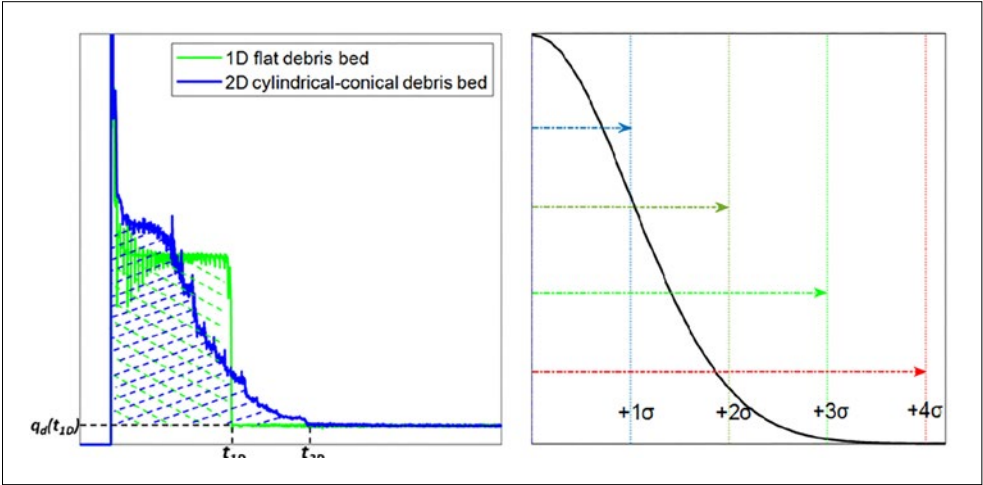


Figure 3: Illustration of key information in assumptions and normal distribution with sigma values.

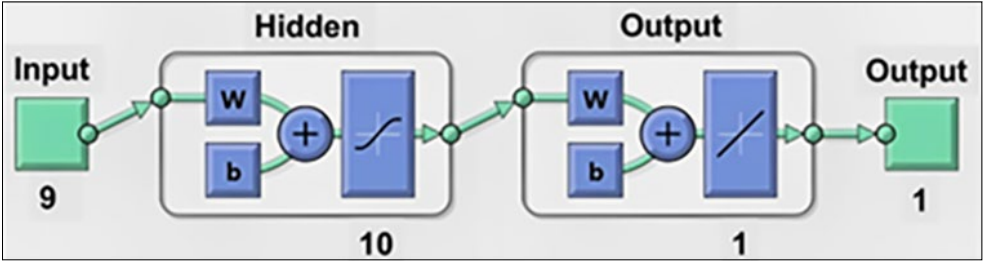


Figure 4: Structure of the ANN for quench time of cylindrical-conical debris beds.

Parameter	Minimum	Maximum
Mass of debris beds (ton)	50	300
Initial temperature of debris beds (K)	1200	2000
Decay power (MW)	5	40
Porosity	0.3	0.6
Particle diameter (mm)	1	5
Pressure in cavity (bar)	1	6
Pool temperature in cavity (K)	290	330
Cavity radius (m)	4.5	6.5
Slope angle of debris bed (°)	0	45

Table 2: Input parameters and their ranges.

Method	MELCOR/COCOMO	MELCOR/SM
T_f (K)	418	410
t_{2D} (s)	2583	2776

Table 3: Parameters predicted by two coupled calculations.

BWR, with the formation of a debris bed in the reactor cavity. The initial and boundary conditions (mass, porosity, particle size, pressure, temperature, etc.) of the cylindrical-conical are the same as the conical shape [P18]. Table 3 shows the quench times and final temperatures of a cylindrical-conical debris bed predicted by the coupled MELCOR/SM and coupled MELCOR/COCOMO, respectively. The comparison indicates the good predictive capability of the SM.

Figure 5 shows energy transfer rate to water pool and containment pressure predicted by MELCOR standalone, MELCOR/SM and MELCOR/COCOMO. In coupled simulations the energy transfer decreases gradually during the quench process and reach the decay power once the debris bed is fully quenched. Besides, the energy transfer rates from both coupled simulations are nearly the same during the whole process, which indicates that the MELCOR/SM can capture the heat

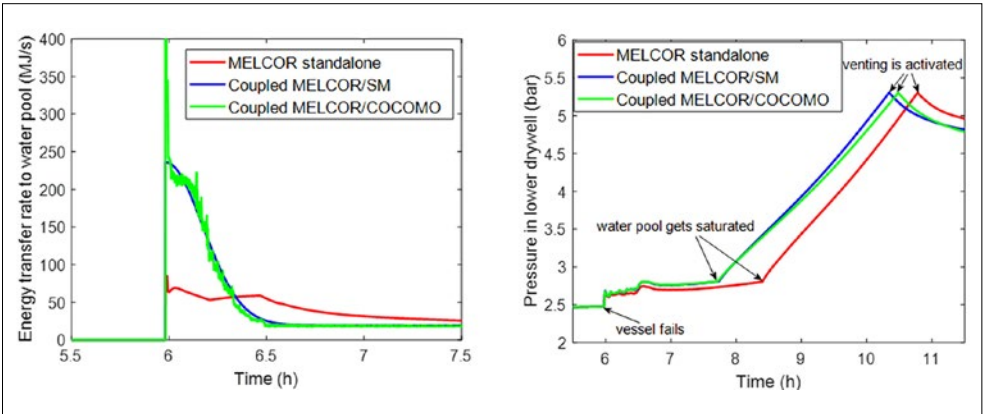


Figure 5:
Energy transfer rate
to water pool (left)
in the cavity and
containment
pressure (right).

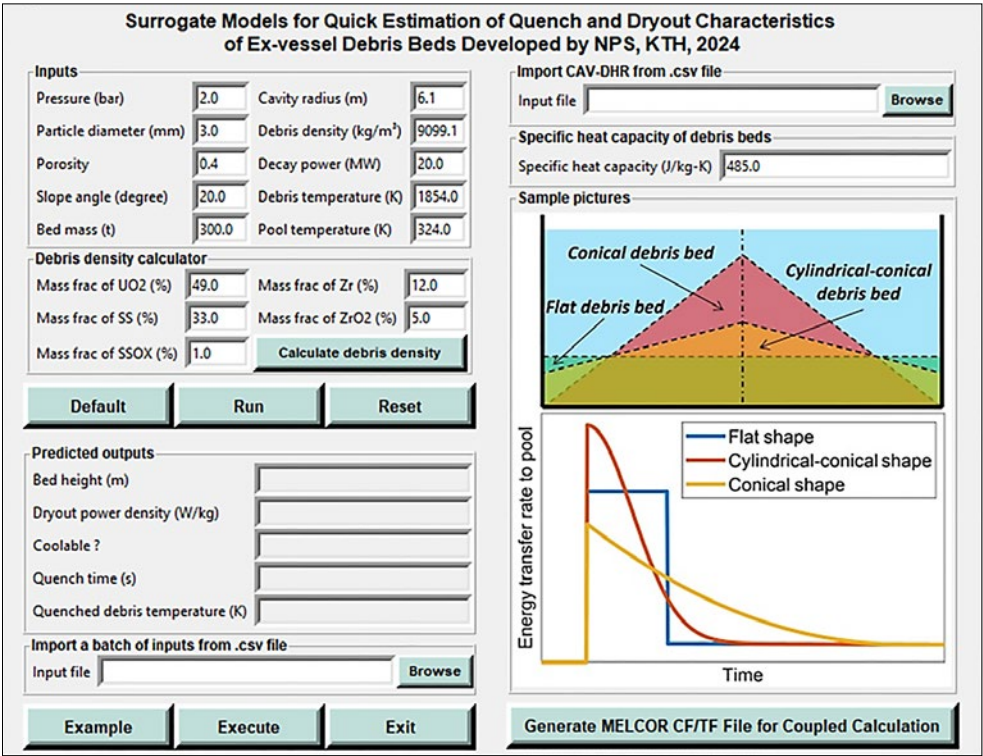


Figure 6:
An executable GUI
for quench analysis
and MELCOR/SM
input generation.

transfer from the debris bed to the water pool. The containment pressure in coupled simulations increases faster due to stronger energy transfer and quicker temperature increases. The similarity in pressure trend of both coupled simulations indicates the MELCOR/SM capability for quench estimation of ex-vessel cylindrical-conical debris beds.

3.3 Development of GUI for coupled MELCOR/SM simulation

The coupled MELCOR/SM calculation is realized only in the Linux operating system so far. In addition, some software like the commu-

nication program MPIEXEC and the external coupling program DINAMO [6] are needed in the coupled MELCOR/SM calculation. These features are not so user-friendly. To facilitate the application of the SMs developed so far, an executable GUI as illustrated in Figure 6 is designed and coded. The GUI can be used for quick estimation of quench and coolability of a debris bed, and convenient generation of MELCOR inputs for coupled MELCOR/SM calculations.

Summary

A significant progress in this project was made and important findings were obtained during the year 2024. In particular, the second test on debris bed dryout and melting conducted in the SEMICO-2 facility revealed multi-faceted phenomena such as localized dryout, material infiltration, cavity formation, porosity variation, water ingress and solidification, as well as final stratification. Melt infiltration and solidification in pores of porous media was simulated by COMSOL through a coupling of level set (LS) method with enthalpy method, and the results have reasonable agreements with both REMCOD experiment and the MPS simulation. A reference test for melt spreading on a horizontal bare substrate has been carried out, which will be used to compare the forthcoming tests with a forest of cylindrical structures on the substrate. A new test with a high temperature melt of Fe-Sn alloy (1300°C) was carried out to investigate metallic melt-coolant interactions, distinct differences in debris bed characteristics were observed in comparison with the previous tests with low melting-point metallic materials. Various experiments were conducted in the MISTEE facility to investigate the impact of water salinity on steam explosion steam explosion characteristics of multiple droplets, and oxidation of molten zirconium-containing droplet in water. The Moving Particle Semi-implicit (MPS) method was used to simulate two melt spreading tests in the OECD/NEA project ROSAU: MST-0 (under dry condition) and MST-2 (under wet condition), and the final melt spreading length was overestimated by 0.49% for MST-0 and underestimated by 10.3% for MST-2. Experimental and numerical studies on spray cooling of a downward-facing heater surface were conducted with a 2×2 nozzle spray, and the results were different from those of the 2×3 nozzle spray investigated previously. Methodology was developed to quantify uncertainty in MELCOR simulation of severe accidents. Based on a database developed from the COCOMO simulations, a new surrogate model (SM) was developed to predict the quenching and cooling of ex-vessel cy-

lindrical-conical debris beds. The coupled MELCOR/SM simulation was employed to simulate an SBO scenario of a Nordic BWR with flooding of the reactor cavity. The comparative results indicated that the MELCOR/SM simulation can efficiently reproduce the MELCOR/COCOMO simulation with much less computational cost for predicting the coolability of an ex-vessel cylindrical-conical debris bed. In addition, an executable GUI was developed for a quick estimation of debris bed coolability, and convenient generation of MELCOR inputs for coupled MELCOR/SM calculations.

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), CNPE (China Nuclear Engineering Co. Ltd.), and EU project SEAKNOT.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

The research plan for the project in 2024 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 dryout and melting, metallic melt-coolant interactions, melt spreading and spray cooling of down-facing heater surface. The extension of MELCOR capability toward predicting ex-vessel cylindrical-conical debris bed coolability has been realized through development of a surrogate model (SM) and its coupling with MELCOR.

As we enter 2025, the project continues a high performance in more data generation

and methodology development, to reduce uncertainties in quantification of core melt risk in severe accidents of light water reactors. Studies will be further extended or initiated in six topical areas of the work plan: (i) experiment and simulation of debris bed melting; (ii) coupled thermo-mechanical analyses of vessel failure modes; (iii) experiment on ex-vessel corium-structure interactions; (iv) computational thermodynamic analysis of core melt; and (v) further MELCOR capability development and application.

Publications

- [P.1] A. Komlev et al.: **Post-test analysis of the 2nd test on debris dryout/remelting**, Proceeding of the 58th Review Meeting of the Project “Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents”, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, May 30, 2024.
- [P.2] A. Komlev et al.: **Single particle slice debris bed melting tests: preparation and facility concept**, Proceeding of the 59th Review Meeting of the Project “Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents”, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 28, 2024.
- [P.3] L. Zhao et al.: **Preliminary study of debris bed remelting with MPS method**, Proceeding of the 59th Review Meeting of the Project “Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents”, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 28, 2024.
- [P.4] L. Chen, Y. Xiang, D. Fang, W. Ma: **A numerical study on metallic melt infiltration in porous media and the effect of solidification**, *Nuclear Engineering and Design* 430: 113687, 2024.
- [P.5] L. Zhao, Y. Xiang, W. Ma, S. Bechta: **Numerical simulation of melt penetration in debris beds using MPS method**, *Progress in Nuclear Energy* 167: 104982, 2024.
- [P.6] Y. Xiang et al.: **Investigation on the melt structure interactions: A reference test and test section design**, Proceeding of the 59th Review Meeting of the Project “Melt-Structure-Water Interactions during Severe Accidents”, Royal Institute of Technology, Stockholm, Sweden, November 28, 2024.
- [P.7] Y. Xiang, D. Fang, Y. Deng, L. Zhao, W. Ma: **A numerical study on melt jet breakup in a water pool using coupled VOF and level set method**, *Nuclear Engineering and Design* 426: 113363, 2024.
- [P.8] Y. Xiang, D. Fang, A. Komlev, Y. Deng, L. Chen, W. Ma: **A scoping investigation on debris bed formation with high-temperature melt simulant Fe-Sn**, *Applied Thermal Engineering* 257: 124405, 2024.
- [P.9] Y. Deng, Q. Guo, Y. Xiang, D. Fang, A. Komlev, S. Bechta, W. Ma: **An experimental study on the effect of coolant salinity on steam explosion**, *Annals of Nuclear Energy* 201: 110420, 2024.
- [P.10] Y. Deng: **Experimental Study on Steam Explosions in Chemical Solutions and Seawater**, Doctoral Dissertation, Royal Institute of Technology, Stockholm, February 2024.
- [P.11] Y. Deng, Q. Guo, Y. Xiang, D. Fang, W. Ma: **An experimental study on steam explosion of multiple droplets in different chemical solutions**, *International Journal of Heat and Mass Transfer* 226: 125477, 2024.
- [P.12] Q. Guo, Y. Deng, A. Komlev, W. Ma, S. Bechta: **Oxidation of molten zirconium-containing droplet in water**, *Progress in Nuclear Energy* 175: 105341, 2024.
- [P.13] L. Zhao: **Simulation of Melt Infiltration and Spreading using Moving Particle Semi-implicit Method**, Royal Institute of Technology, Stockholm, June 2024.
- [P.14] L. Zhao, M. Punetha, W. Ma, S. Bechta, P. Isaksson, S.W. Lomperski, M.T. Farmer, J. R. Licht: **Application of moving particle semi-implicit method on simulating melt spreading within OECD/ROSAU project**, *Nuclear Engineering and Design* 427: 113447, 2024.
- [P.15] D. Fang, Y. Deng, Y. Xiang, M. Punetha, L. Zhao, W. Ma: **Experimental and nu-**

merical studies on spray cooling of a downward-facing surface under partial coverage of multi-nozzle sprays, *Nuclear Engineering and Design* 428: 113525, 2024.

- [P.16] D. Fang, Y. Xiang, Y. Deng, L. Zhao, W. Ma: **A numerical study on multi-nozzle spray cooling of downward-facing heater surface**, *Progress in Nuclear Energy* 173: 105234, 2024.
- [P.17] W. Wang: **Development and Application of Uncertainty Analysis Approaches for MELCOR Simulations of Severe Accidents**, Royal Institute of Technology, Stockholm, April 2024.
- [P.18] W. Wang, W. Ma: **Coupling of MELCOR with surrogate model for quench estimation of conical debris beds**, *Annals of Nuclear Energy* 211: 110933, 2025.

References

- [1] S.R. Bandaru, W. Villanueva, S. Thakre, S. Bechta, **Multi-nozzle spray cooling of a reactor pressure vessel steel plate for the application of ex-vessel cooling**, *Nuclear Engineering and Design* 375: 111101, 2021.
- [2] L.L. Humphries, B.A. Beeny, F. Gelbard, D.L. Louie, J. Phillips, **MELCOR Computer Code Manuals: Vol.1 – Primer and Users’ Guide; Vol.2 – Reference Manual**. Albuquerque, NM 87185-0748, 2017.
- [3] Y. Chen, H. Zhang, W.M. Ma, **Coupled MELCOR/COCOMO analysis on quench of ex-vessel debris beds**. *Annals of Nuclear Energy* 165: 108643, 2022.
- [4] Y. Chen, W.M. Ma, **Development and application of a surrogate model for quick estimation of ex-vessel debris bed coolability**. *Nuclear Engineering and Design* 370: 110898, 2020.
- [5] W. Wang, Y. Chen, W. Ma: **Development of a surrogate model for quenching estimation of ex-vessel debris beds and its coupling with MELCOR**, *Annals of Nuclear Energy* 190: 109883, 2023.
- [6] P. Dietrich, **Expansion of the Severe Accident Code MELCOR by Coupling External Models**. doctoral dissertation, Karlsruher Institut für Technologie (KIT), 2016.

Radiation Protection Research at PSI

Author and Co-author(s): E. G. Yukihiro,
G. Butterweck, M. Jäggi, F. Köhler,
P. Dutheil, S. Baur, M. Heule, M. Kasprzak,
S. Motta, J. Christensen, D. Breitenmoser,
F. Geser, A. Stabilini, 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 December 2024

Abstract

This report describes the project carried out over three years aimed to enhance radiation measurement technology and dosimetry, with focus on the last year of the project. The project included participation in national and international committees, development and optimization of radiochemical and spectrometric methods, and scientific support for aeroradiometric exercises. Significant work was conducted in characterizing radiation protection instruments and dosimeters, including the development of new calibration techniques, the introduction of mass spectrometry in radioanalytics, the development of a new neutron dosimetry reader, and the investigation of the impact of the new operational quantities being recommended by the International Commission on Radiation Measurements and Units (ICRU). The project also emphasized student supervision and addressed ad hoc issues from the Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI). Collaborative efforts with national and international institutions facilitated the advancement of dosimetry systems and radiation measurement techniques. Results and methodologies were disseminated through publications and conference presentations, contributing to the broader scientific community.

Project goals

The objectives of the project according to the cooperation agreement were:

- A. Participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry.
- B. Development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for the determination of the activity and the detection of anthropogenic radionuclides.
- C. Scientific support of aeroradiometric exercises.
- D. Characterization of radiation protection measuring instruments and dosimeters and further development of measuring methods and techniques.
- E. Student supervision.
- F. Ad hoc problems from ENSI after consultation with the project manager.

Work carried out and results obtained

A. Participation in national and international committees on radiation measurement technology and dosimetry

During the reporting period, experts from PSI actively participated in various national and international committees focused on radiation protection. They were involved in the European Radiation Dosimetry Group (EURADOS), the German-Swiss Association for Radiation Protection, and the Expert Group Airborne Gamma-Ray Spectrometry. In the last year, experts from the department participated in the following activities:

- European Dosimetry Group (EURADOS) 2024 Annual Meeting
- 99th Meeting of the **Arbeitskreis-Dosimetrie, Fachverband für Strahlenschutz** (March 2024, Brugg)
- 111st Meeting of the **Arbeitskreis Umweltüberwachung, Fachverband für Strahlenschutz** (March 2024, Berlin)

Sample amount [g]	⁸⁵ Sr tracer recovery [%]	Detection limit [Bq/kg]
30	58	0.93
60	55	0.48
90	59	0.29

Table 1:
⁹⁰Sr detection limits
depending on the
⁸⁵Sr tracer recovery
and sample amount.

- 112th Meeting of the **Arbeitskreis Umwelt-überwachung, Fachverband für Strahlenschutz** (October 2024, Garmisch)
- International Atomic Energy Agency (IAEA) Consultancy Meeting on the ICRU Report 95 operational quantities

B. Development and optimization of radiochemical and spectrometric methods for the determination of the activity and the detection of anthropogenic radionuclides

Flooring materials from decommissioning work. This study aimed to optimize the dissolution and chemical separation processes to determine potential alpha-, and beta-emitters in rubber flooring materials of laboratories and nuclear facilities. A two-step ashing procedure led to a full dissolution of the samples and the chemical separation yielded high ²⁴³Am, ²⁴²Pu and ⁸⁵Sr tracer recoveries. The second goal was to test the efficiency of wipe tests using artificially aged and contaminated flooring circles, by covering punched rubber floor circles evenly with an acidified mixture of radionuclides and analysing the obtained samples. Literature research revealed that no suitable contamination process could be found which avoided contaminations on the side areas. Furthermore, the trials led to high variations of contamination between individual punched circles which limited their use as reference samples. However, the two-step ashing process could be successfully established and will be part of a new work instruction covering the dissolution and chemical separation procedure.

Optimization of detection limits for ⁹⁰Sr in environmental samples. To optimize the ⁹⁰Sr detection limit, two approaches were tested. The first approach is increasing the sample amount for the ⁹⁰Sr determination, from 30 g of soil to 60 g and 90 g. Increasing

the soil sample to 90 g led to a decrease in detection limit by 2/3, as expected (Table 1). The ⁸⁵Sr recoveries were stable at about 60 %. The major disadvantage of this method is the high amounts of acids required. In the second approach, the Sr tracer recovery was measured gravimetrically choosing inactive Sr-carrier as tracer. In this approach, 5 g of soil samples were dissolved by fusion. All Sr was precipitated by carbonate addition at high pH and the Sr-carbonate was filtered. The samples were measured three times during five days on the proportional counter (LB790, Berthold Technologies; 6-cm diameter metal dish). After a 96-h measurement, a detection limit of approximately 0.0017 Bq/kg was achieved. Drawbacks of this method are: a) the soil samples' original content of inactive Sr must be considered; b) the method is time-intensive; and c) due to the low activities and therefore low count rates, not all measurements could be run during five days, because of the signal stability limits. More measurements will be performed to validate these preliminary results.

Testing the mass-dependent gross-alpha/gross-beta method on real samples. The goal of this study was to test an older, simple measurement technique to determine whether decommissioning samples show alpha- and/or pure beta-emitter activity concentrations. This procedure used for screening would allow to reduce nuclide-specific analysis. Mass-dependent alpha and beta efficiency curves were determined for several nuclides using a proportional counter (LB790, Berthold Technologies). The method was tested on real samples. Alpha/beta cross-over was very low for the radioactive sludge samples and the spiked alpha/beta water sample, since the beta-cps were larger than alpha-cps. Therefore, the crossover effect was not significant. It was found, however, that the influence of the sample matrices is sig-

nificant and requires prior characterization of the samples. A technical report was written [1].

Introduction of mass spectrometry. The introduction of inductively-coupled plasma mass spectrometry (ICP-MS) has continued to be an important project, based on the technical evaluation made in the previous reporting periods [2]. In the current period, the financing of this investment was obtained. The procedure at PSI for a public WTO tender, which is mandatory at this level of investment, was started. Technical planning for the extension of the laboratory building infrastructure for handling high purity argon gas, collision gas, chiller placement and exhaust air treatment were specified and completed. These organizational aspects are essential for the introduction of mass spectrometry.

Method development to analyse radionuclides in asbestos containing material (ACM). As part of the decommissioning of nuclear facilities, the need for radionuclide analyses in ACM became relevant. Therefore, we developed a method for the analysis of multiple radionuclides where radionuclides incorporated in or adsorbed onto asbestos fibres are released by a lithium borate fusion. The addition of polyethylene glycol enables the removal of silicates as an insoluble filtrate. By combining three extraction resins (TEVA, TRU, and Sr resin), sequential separation of Pu, U, Th, Am and Cm isotopes, as well as ^{90}Sr was facilitated. For internal purposes, a process instruction was prepared, giving customers the most important information on the mandatory measures for transport of ACM samples to the Radioanalytics group. In addition, a standard operating procedure was written to add the procedure to the portfolio of routine analysis.

Analysis of ^{36}Cl in polymer samples. This study aimed to develop and standardize a reliable method for quantitatively determining the long-lived ^{36}Cl in polyvinyl chloride (PVC), a common material in decommissioned nuclear facilities. The chlorine isotope ^{36}Cl (half-life of 301,000 years) is produced via neutron activation of ^{35}Cl and decays by emitting beta radiation. Analytical grade PVC was

used to prepare a pill-shaped reference material. These pills were irradiated at the SINQ facility at PSI and used for preliminary tests. In addition to the reference material, samples of unplasticized PVC were analysed to obtain ^{36}Cl activity concentrations. Tetrahydrofuran (THF) was utilized as solvent for the reference material and measurements with liquid scintillation counting were performed. The results prove the activation of PVC, yet mainly ^{35}S could be identified within the reference material. The unplasticized PVC showed no detectable activities of ^{36}Cl , even after 6-month irradiation at locations with elevated neutron fluxes, i.e., at PSI's Target-M. However, the THF leaching method results in high uncertainty due to lack of available radionuclide tracer within the unplasticized PVC. Furthermore, the colour-quenching is limiting the amount of sample which can be analysed. To reduce the uncertainty during the sample preparation, a subsequent sodium hydroxide digestion in a laboratory microwave system is currently under investigation.

Improvement in Pu yield in urine. A sample preparation method based on calcium phosphate precipitation was validated to extract and determine various radionuclides such as Pu, U and Am from excretion samples. The method was tested in-house in terms of reproducibility, intermediate precision, recovery, and selectivity with urine samples. Furthermore, the method was evaluated with faecal ashes as part of the Procorad intercomparisons study. After precipitation, U was separated by extraction chromatography. The rinsing liquids were used for the extraction of Pu and Am. A total of ten different urine samples were analyzed by two independent laboratory experts from the Radioanalytics group. The recovery of Pu was >70%, while the recovery of U was on average 60% and that of Am 90%. In the Procorad study, the Pu recovery was around 80% for three different faecal ashes, whereas the U recovery was 80% and the Am recovery was 60%. These results show that the precipitation method is a reliable and efficient technique for the determination of Pu, U and

Am in biological samples. A technical report is currently being prepared.

Electrochemical separation of Pu on anodized carbon fibres and comparison to common methods that require organic resins. The separation of Pu on carbon fibres was investigated as part of the studies on the implementation of electrochemical techniques for the radioanalytical chemistry. The method development included several series of tests on the sorption of Pu on the anodized surfaces of the carbon. By characterizing the surface structures using X-ray photon spectroscopy (XPS) and infra-red spectroscopy (IR), the produced carbonyl and carboxyl surface groups after anodization were identified. Pu(IV) could be effectively bound to these groups by applying positive voltage in 0.5 M and 1 M HNO₃. By applying a negative voltage, the Pu could be reduced to Pu(III) and eluted. The method has already been tested for real matrices such as asbestos, sludge, and ceramics.

The manuscript regarding electrochemical separation of ^{110m}Ag, ^{121m}Te, ¹²⁵Sb, and ¹²³Sn from a real wipe test sample was accepted for publication in *Analytica Chimica Acta*. In a third approach, the possibilities of electrochemical separations in carrier-less systems were characterized. A carrier-less sample implies that the element in the sample consists of one type of radioactive nuclide only and that no inactive isotopes are present. These conditions often apply in isotope productions where capture and separation from other nuclides (side products) are desirable.

Intercomparisons. The program of intercomparisons in 2024 followed a continuation of previous years to ensure long-term stability of the analysis performances. The intercomparison studies normally vary the sample matrix and the radionuclides. The Procorad intercomparison study comprised the analysis of actinide traces in faecal ashes. The improved procedure for the analysis of Pu in urine was successfully validated. The IAEA Almera intercomparison included water spiked with radionuclides, a sediment sample for testing environmental analysis,

and a bauxite sample for TENORM measurements (technically enhanced naturally occurring radioactive materials). The group participated in the gamma intercomparison organised for Swiss laboratories by the Federal Office of Public Health (FOPH) and the Institut de radiophysique (IRA, Lausanne). The dosimetry intercomparison of 2024, organised by IRA, included ¹⁴C and ³²P in urine samples.

C. Scientific support for aeroradiometric (ARM) exercises

The scientific report, presenting the results of the civil (ARM23c) and military (ARM23m) measurements of last year's exercises, was published as PSI report 24-02 (see Publications). The civil part of the yearly exercise ARM24c, performed between 29 May and 7 June 2024, was combined with an international exercise in the Czech Republic. The biannual survey of the nuclear installations of KKL, KKB, PSI, and Zwiilag as well as preparations for the international measurement campaign were carried out in 29–31 May 2024. The international exercise was held in Přerov (CZ) from 2–7 June 2024. Daily missions were organized in the region surrounding the airbase of Přerov and encompassed several challenging measurement tasks, including regions affected by Chernobyl fallout, source search in areas with flying constraints, composite mapping and surveying a decommissioned uranium mine (inset of Fig. 1a), where particularly high ²³⁸U concentrations were measured (Fig. 1a). The military part of the yearly exercise ARM24m was performed in 17–20 September 2024. Fig. 1b gives an overview of the areas screened during the national exercises ARM24c and ARM24m. PSI experts participated in these exercises offering scientific support, the evaluation of data with an independent algorithm, and the publication of a scientific report.

The knowledge acquired during the PhD work of Dr. Breitenmoser is currently being transferred to PSI experts. In the frame of the knowledge transfer, the new methodology proposed in the PhD is being applied in significant use-cases picked among the data

of the ARM24c exercise. A Swiss delegation, formed by members of PSI and of NEOF, participated to the 12th International Aerial Measuring System (AMS) workshop, organised by the US Department of Energy and US National Nuclear Security Administration. Planning for the international measurement campaign (ARM25), which will be hosted in Switzerland and organized by the NEOF, has already begun. PSI experts are involved in designing and implementing the measurements tasks for this upcoming campaign.

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.

During 2024, an article was published in which the dependency of the sensitivity factors (LNC-factors) of clearance monitors of the type RTM661/440Inc on the amount of material in the measurement chamber was explored (Geser et al., 2024; see Publications). This study enables more accurate sensitivity factor assessments, improving the activity level determination of the measured material, thus avoiding underestimations and unnecessary overestimations. Additionally, it offers a methodology to assess sensitivity factors for unconventional cases of radionuclides and/or material profiles.

Another study examined the time-dependence of sensitivity factors for long decay chains (e.g., radionuclides like ²³²Th and ²³⁸U). At PSI, this approach was applied to copper holders of thoriated tungsten electrodes containing ²³²Th traces out of secular equilibrium. Monte Carlo simulations calculated time-dependent sensitivity factors until equilibrium (Fig. 2), validated using a ²³²Th source in equilibrium. A manuscript on this work is under review.

Development of a calibration and validation procedure in accordance with Guideline ENSI-G13 for measurement systems

with large areas equipped with continuous material handling systems.

A methodology was validated to calibrate a conveyor belt detection system for measuring possible contamination of about 2-mm thick steel sheets from nuclear power plant decommissioning. Such detection system could be equipped with several detectors based on the same principle as a CoMo 170 detector but with a larger active area. The investigated methodology consists of implementing the procedure used for verification of surface contamination monitors, described in PSI Report 07-01 [3] and based on ISO 7503-3 standard. Due to limited availability of the conveyor belt system, the measurements needed for the methodology assessment were done with a linear guiding system (LGS) with one CoMo 170 detector. Detection limits were determined using static and dynamic measurements. Static tests with wide-area and point sources established detection efficiency of CoMo 170 for various emissions at different distances from the source, while dynamic tests simulated a conveyor belt by moving sources below the CoMo 170 at different speeds and different distances from the source. These measurements helped estimate a safe detection time and calculate detection limits following the ISO 11929 [4]. The results show detection limits below clearance levels for nuclides ¹³⁷Cs, ⁹⁰Sr, ⁵⁴Mn, ⁵⁵Fe, ⁵⁹Fe, ¹²⁴Sb, ¹²⁵Sb, ⁶⁵Zn, ⁹⁰Y and ⁵¹Cr, validating the use of the calibration and measurement method for release purposes. Difficulties were encountered for ⁶⁰Co for ²⁴¹Am (Fig. 3), where the detection limits exceeded clearance levels under certain source-to-detector distances and conveyor speeds. For ⁶⁰Co this limitation results from uncertainty considerations. An internal report on the development and testing of this calibration methodology is in preparation and a manuscript for publication in an international journal is planned for 2025.

Source scanner for the comparison of surface emission rates of wide area reference sources.

This project aims to develop a source scanner designed to compare the surface emission

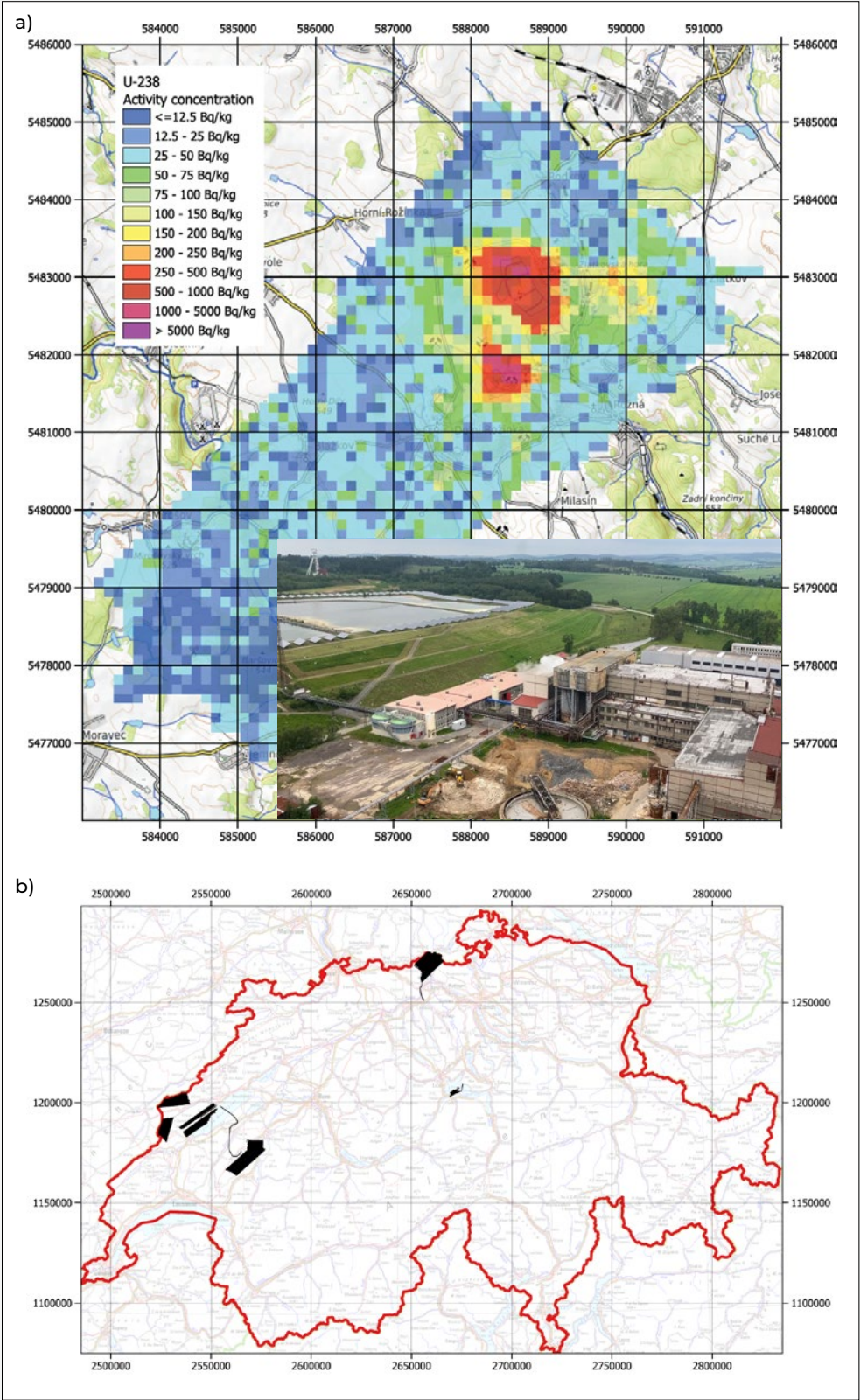


Figure 1:
(a) U-238 activity concentration detected with ARM in the surroundings of a decommissioned uranium mine during the international exercise in Czech Republic.
(b) Flightlines of the ARM24c and ARM24m domestic exercises.

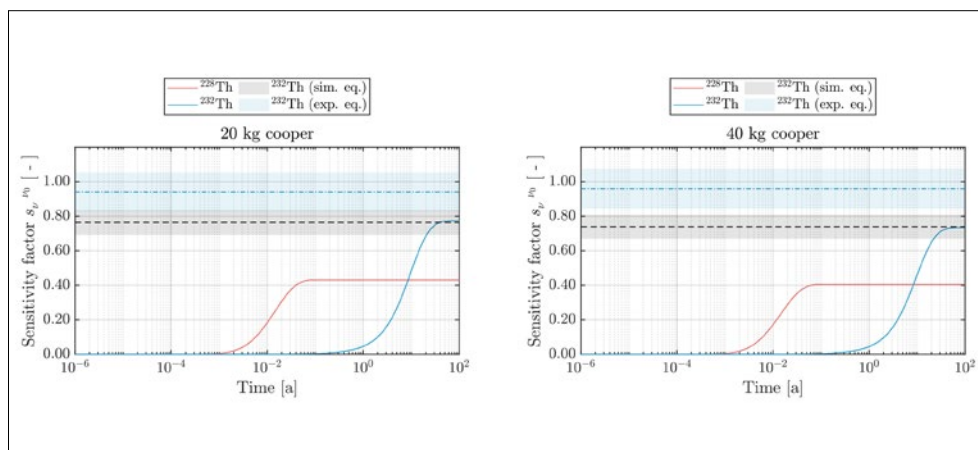


Figure 2: Time-dependent sensitivity factors for ^{228}Th and ^{232}Th (red and blue lines resp.) for two calibrations: 20 kg and 40 kg of cooper holders in a 30 L drum. The time evolution for the ^{232}Th case converge to the equilibrium case (black dashed line). The blue dashed line represents the measured sensitivity factor.

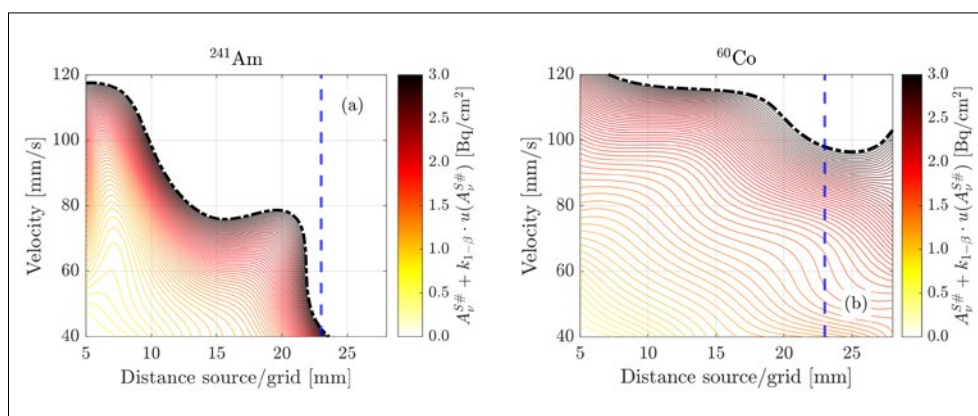


Figure 3: Contour plot of the detection limit for ^{241}Am (a) and ^{60}Co (b) considering the uncertainty with an expansion factor $k_{1-\beta} = 1.645$ (95% confidence). The white areas delimited with the dashed black line correspond to measurement configurations where the detection limit is higher than the corresponding clearance limit and should not be used. The blue dashed line corresponds to the minimal detection distance of 23 mm in the conveyor belt detection system at PSI.

rates of wide-area reference sources used for calibrating surface contamination monitors. In the first half of 2024, the source scanner's detector mount, which houses three detectors (AD-17, AD-p, and NaI), was refurbished to optimize the distance to the source and shielding. Additionally, the NaI detector, recently integrated into the source scanner, was tested. In the second half of 2024, a collaboration was established with the IAEA calibration laboratory to measure and compare beta and alpha sources with varying geometries and emission rates. Five IAEA sources, ^{36}Cl , ^{241}Am , ^{60}Co (unshielded), ^{90}Sr , and ^{14}C , with dimensions of $200 \times 150 \text{ mm}^2$ were measured using the source scanner. These data were compared to source scanner measurements taken with PSI wide-area sources with dimensions of $100 \times 100 \text{ mm}^2$ (Fig. 4). Furthermore, tests were conducted with various contamination monitors, such as CoMo 170, RadEye and LB 124. Discrepan-

cies were observed, particularly for sources emitting low-energy betas, such as ^{14}C . Investigations into these discrepancies are planned for 2025.

Neutron detectors for personal dosimetry.

A new NEutron Reader for Dosimetry (NERD) has been developed to evaluate the dose to personal neutron PADC detectors. To compare the properties of NERD to those of a commercial reader (TASL), PADC detectors irradiated at different radiation qualities were analysed with both systems. Furthermore, the capabilities of NERD are compared to the requirements for personal neutron dosimetry defined in the Swiss Dosimetry Ordinance. The results show that the neutron dosimetry system NERD evaluates PADC with a high reproducibility, linearity, and accuracy. The results agree with those of the commercial system TASL and fulfils the requirements in the Swiss Dosimetry Ordinance.

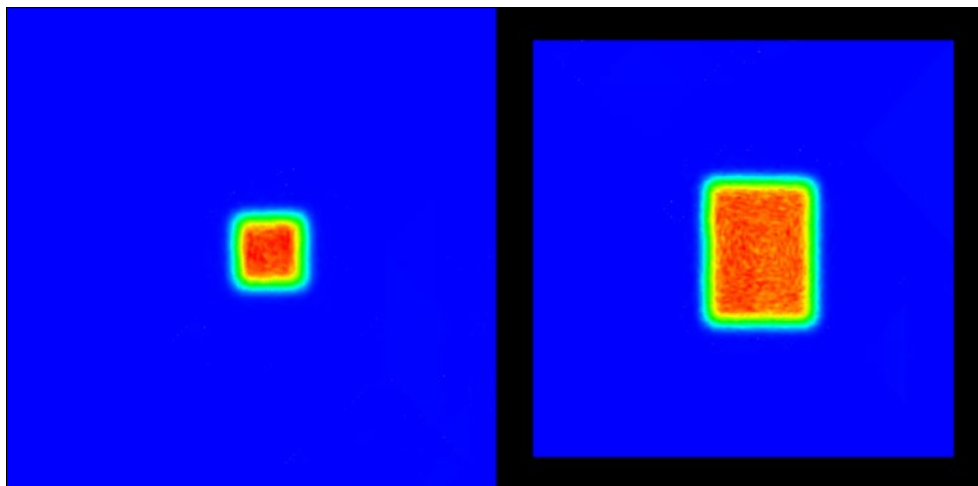


Figure 4: Example of detector signal maps for two ^{14}C sources: the PSI (left) and the IAEA wide-area source (right). Due to larger dimensions of IAEA source the scanner area was reduced from $70 \times 70 \text{ cm}^2$ to $60 \times 60 \text{ cm}^2$.

One example of the NERD results is shown in Fig. 5a, where the energy response of PADC detectors has been evaluated. Fig. 5b compares the energy response obtained with NERD to the energy response derived from two different commercial (TASL) readers, all from the same detectors. One discrepancy is observed at 240 keV, where the commercial systems underestimate the dose to the detectors. However, due to experimental limitations, the dose delivered to the PADC detectors in the low-energy neutron fields is low ($\ll 1 \text{ mSv}$), which results in poor counting statistics and may explain the underestimated dose by the commercial readers. An application for recognition of this system will be submitted to ENSI.

Neutron detector for environmental dosimetry. The current system for environmental and area dosimetry at PSI uses fission track foils coupled with uranium and thorium converter. To avoid the use of uranium and thorium converters, we have been investigating the use of PADC detectors coupled with ^6Li converters. Preliminary results show that, once coupled with ^6Li converters, PADCs exhibit satisfactory performance (detection limit and precision). This performance was compared with those of fission tracks, TLDs, and OSLDs. The study will be presented in a publication (in preparation).

Impact of the ICRU Report 95 on dosimetry systems. During the report period, we finalized a manuscript comparing the effect

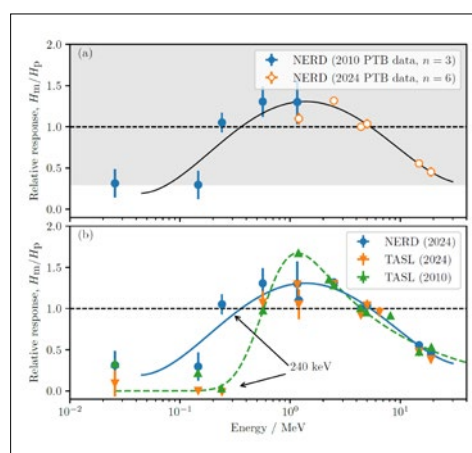


Fig. 5. Energy response of PADC detectors irradiated with different neutron energies: (a) energy response with the in-house developed reader, NERD, for detectors irradiated at PTB in 2010 and 2024; and (b) comparison of the response function from NERD to the energy response acquired with two versions of the commercial system, TASL, using the same detectors.

of the new operational quantities proposed in the ICRU Report 95 on the dosimetry systems available in Switzerland. The manuscript is now published (Bossin et al., 2024; see Publications).

Characterisation of the MyOSL 4.0 system for photon dosimetry. This system was purchased to better understand the capabilities of these new systems and as a possible replacement for DIS dosimeters. The system performances were evaluated against the Swiss Dosimetry Ordinance (detection limit, linearity, energy, and angle response, fading, reproducibility) and showed to be satisfactory. The next step is the inclusion of the system in our recognition. A technical document was drafted to summarise those results.

E. Student supervision

Silvia Motta (PhD thesis). The project started in November 2020 with the goal of determining the dose rate dependence of a variety of luminescence dosimeters, including thermoluminescence (TL), optically stimulated luminescence (OSL) and radiophotoluminescence (RPL). Silvia successfully defended her PhD dissertation in April 2024. The work resulted in five peer-reviewed publications in total.

David Breitenmoser (PhD thesis): The project started in September 2020 with the goal to calibrate the RLL airborne gamma ray spectrometry (ARGS) systems using radiation transport codes in combination with radiation measurements. Three papers have been published and additional ones are in preparation. David defended his PhD thesis in September 2024.

Paul Dutheil (PhD thesis). The project started in November of 2020 in the Radioanalytics Group with the goal of developing electrochemical approaches for separation of nuclides in radioanalysis. A manuscript has been prepared regarding electrochemical separation of ^{110m}Ag , ^{121m}Te , ^{125}Sb , and ^{123}Sn and a second regarding separation of Pu is in preparation. Carrier-less experiments concluded the scope of the work. The defence took place in January 2025.

Antonella Mele (PhD thesis). The project started in June 2024 with the objective of improving the understanding and measurements with PADC detectors for neutron dosimetry. One of the key elements will be the development of a detector response model to predict the track distributions and track morphology for a given radiation field. The model will be experimentally assessed in complex radiation fields such as the one at CROCUS (EPFL) and Target M (PSI).

F. Ad hoc problems of ENSI after consultation with the project manager

Neutron dosimetry measurements were performed in 2023 at the Leibstadt Nuclear Power Plant to compare the performance of PADC neutron detectors with electronic dosimeters and area dose rate meters inside

the drywell. In 2024 we finalized the technical report documenting the findings (see Publications).

National Cooperation

In this reporting period, PSI experts collaborated with national institutes in the following areas:

■ **Institut de radiophysique (IRA), Dosilab, SUVA, CERN.** Evaluation of the impact of the new operational quantities on the dosimetry systems used in Switzerland.

■ **National Emergency Operations Center (NEOC), NBC-EOD Centre of Excellence (Nuclear Biological Chemical defense and Explosive Ordnance Disposal), Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate (ENSI).** PSI provides scientific support for the annual aeroradiometric exercises.

International Cooperation

Over the course of the project, PSI experts collaborated with several institutions worldwide:

■ **EURADOS.** PSI collaborates with various EURADOS groups (Politecnico di Milano, CERN, ELI Beamlines) and is active within the EURADOS Working Groups.

■ **Bundesamt für Strahlenschutz (BfS, Germany), National Nuclear Security Administration (NNSA, USA), Autorité de sûreté nucléaire et de radioprotection (ASNR), National Radiation Protection Institute (SÚRO, Czech Republic).** PSI is included in an international network to maintain and advance quality of aeroradiometric measurements.

■ **German Cancer Research Center (DKFZ).** Various collaborative projects involving neutron dosimetry using track detectors.

■ **Politecnico di Milano.** Study on the performance of neutron dosimeters from different manufacturers.

Publications and conference presentations

■ G. Butterweck, A. Stabilini, B. Bucher, D. Breitenmoser, L. Rybach, C. Poretti, C., S. Mayer. "Aeroradiometric measurements in the framework of the Swiss exercise ARM23" (PSI-Bericht, Report No.: 24-02). Paul Scher-

rer Institut (2024) <https://doi.org/10.55402/psi:60054>.

■ S. Motta, R. Dal Bello, J. B. Christensen, L. Bossin and E. G. Yukihiro. "Dosimetry of ultra-high dose rate electron beams using thermoluminescence and optically stimulated luminescence detectors." *Phys. Med. Biol.* 69, 035022 (2024). <https://doi.org/10.1088/1361-6560/ad1cf5>

■ S. Motta, E. G. Yukihiro. "Assessing dose rate effects in TL and OSL dosimeters: A critical look into dose rate models". *Radiat. Meas.* 179, 107305 (2024). <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2024.107305>

■ D. Breitenmoser. "Towards Monte Carlo based Full Spectrum Modeling of Airborne Gamma-Ray Spectrometry Systems." Research Collection, Diss. ETH No. 30551 (2024). <https://doi.org/10.3929/ethz-b-000694094>

■ L. Bossin, P. Carbonez, J. B. Christensen, M. Furlan, F. Fürholz, S. Mayer, A. Pitzschke, and E. G. Yukihiro. "Implications of the ICRU 95 quantities for various personal dosimetry techniques". *Radiat. Meas.*, p.107207 (2024). <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2024.107207>

■ F. A. Geser, M. U. Sliz, M. M. Kasprzak, E. G. Yukihiro, and S. Mayer. "Mass dependence of the sensitivity factors in the efficiency calibration of clearance monitors". *Radiat. Meas.*, 107184 (2024). <https://doi.org/10.1016/j.radmeas.2024.107184>

■ J. B. Christensen. "Abnahmetest eines neuen PADC Materials". TM-96-23-1278, Paul Scherrer Institute (2024).

■ E. G. Yukihiro. "Neutron measurements at the Leibstadt Nuclear Power Plant in May 2023". TM-96-24-1525, Paul Scherrer Institute (2024).

■ F. Köhler, P. Dutheil, M. Heule, S. Harzmann, S. Mayer, "Electrochemical sorption and separation possibilities of plutonium on an anodized glassy carbon surface", poster, 10th International Conference on Nuclear and Radiochemistry – NRC10, 25–30 Aug 2024, Brighton, UK.

■ M. Jäggi, F. Köhler, M. Heule, S. Harzmann, S. Mayer, „Can Gross-alpha/beta measurements be used to reduce alpha/beta nuclide specific analysis of decommissioning samples?", poster, 10th International Conference

on Nuclear and Radiochemistry – NRC10, 25–30 Aug 2024, Brighton, UK.

■ P. Dutheil, F. Köhler, M. Heule, P. Steingger, "Flow electrolysis for fast separation and analysis of radionuclides", oral presentation, 10th International Conference on Nuclear and Radiochemistry – NRC10, 25–30 Aug 2024, Brighton, UK.

■ M. Heule, P. Dutheil, S. Harzmann, S. Mayer, "Applying electrochemical methods to real-life samples for radionuclide separation", oral presentation, 10th International Conference on Nuclear and Radiochemistry – NRC10, 25–30 Aug 2024, Brighton, UK.

■ D. Breitenmoser "Towards Monte Carlo based Full Spectrum Modeling of Airborne Gamma-Ray Spectrometry Systems.", invited talk, AMS 12th International Technical Exchange, 7th–11th October 2024, Las Vegas, US

■ A. Stabilini, C. Poretti "AMS exercises and international collaboration: together we are more efficient.", oral presentation, AMS 12th International Technical Exchange, 7th–11th October 2024, Las Vegas, US

References

- [1] M. Jäggi, Feasability study of gross-alpha and gross-beta triage measurement on the proportional counter for decommissioning samples to reduce nuclide specific analysis, TM-96-20-1421, Paul Scherrer Institute (2023).
- [2] F. Köhler, Evaluierung der Vorteile einer ICP MS Radioanalytik – Stand 2021, TM-96-21-708, Paul Scherrer Institute (2021).
- [3] C. Schuler, G. Butterweck, C. Wernli, J.-F. Bochud, PSI Report 07-01: Calibration and verification of surface contamination meters – procedures and techniques, Paul Scherrer Institute (2007).
- [4] ISO, ISO 11929-1:2019: Determination of the characteristic limits (decision threshold, detection limit and limits of the confidence interval) for measurements of ionizing radiation – Fundamentals and application – Part 1: Elementary applications, International Organisation for Standardisation (2019).

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

Author and Co-author(s): Irina Kempf, Uwe Schneider (supervisor)

Institution: Medical Physics Group of the University of Zurich

Address: Radiotherapy Hirslanden Clinic
Witellikerstrasse 40, 8032 Zürich

E-mail: irina.kempf@uzh.ch
uwe.schneider@uzh.ch

Duration of project: 4 yrs

Abstract

In July 2020 a new PhD Project titled “Development of a nanodosimetric detector and biophysical models for its clinical application” was started with the support of ENSI. The aim of this project is to develop and characterize a portable nanodosimetric detector, which could lead to the development of a new concept of radiation quality based on measurable characteristics of particle tracks, such as ionisation cluster size distributions.

A new detector prototype was designed and built, offering various new features such as a variable anode height, the possibility to use the detector at external beam lines and lateral displacement of the alpha source.

Over the course of the 4 years of this project, the original Frequency of Ion Registration (FIRE) detector was characterized by comprehensive measurements and different dielectric plate materials were tested. Simulations of the electrostatic field within the detector, as well as Monte Carlo simulations of the electron avalanches occurring within were performed with Garfield++. In the last year a new detector prototype was designed and built, called FIRE-V2. Furthermore, the new detector was used to measure the ion mobility and diffusion of propane gas.

Project goals

Conventional dosimetric quantities, like absolute dose, depend on macroscopic averages. Macroscopic dosimetric quantities become meaningless if they are applied to microscopic volumes. If a microscopic volume has to be described, new dosimetric quantities must be introduced. Experimental nanodosimetry hopes to establish a new concept of radiation quality, which builds on measurable characteristics of the particle track, such as the ionisation cluster size distributions.

The idea of nanodosimetry is to measure the number of ionizations happening within a small volume. Because DNA is the radiosensitive target of a cell, we are interested in a volume approximating the DNA double helix, for example a cylinder with a diameter of some nanometres. The number of ionizations produced within such a volume is repeatedly measured and called the ionisation cluster size. This is a stochastic quantity, it can therefore be characterized by a probability distribution, the ionisation cluster size distribution (ICSD). The ICSD describes how the radiation interacts with the DNA on a nanometre scale. The problem of observing such events on a nanometric scale can be solved by the equivalence principle, which states that the spatial distribution of ionization events scales linearly with density. This means that instead of measuring microscopic volumes directly, macroscopic volumes of low-pressure gas can be used instead. Different types of low-pressure gas were analysed and compared to liquid water by simulations and measurements by Grosswendt et al. in 2002 [3]. Propane gas was shown to be a good approximation of liquid water due to its similar behaviour regarding mean cluster

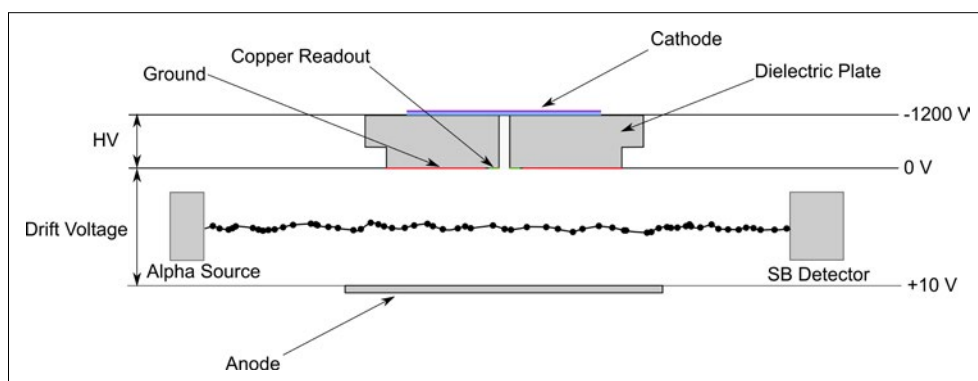


Figure 1: Sketch of the nanodosimetric detector elements within the low-pressure gas chamber. The dotted line represents the ionizations of the propane gas molecules from the alpha particles.

size. In summary: Nanodosimetry measures ionisation cluster size distributions formed in macroscopic volumes of low-pressure gas. The nanodosimetric detectors currently available are unfit for clinical use, due to their large size. Hence the aim of this project is to develop and characterize a portable nanodosimeter. The nanodosimetric detector consists of a low-pressure chamber filled with propane gas, an alpha particle source and detector, as well as an anode and the heart of the detector is a dielectric plate connected to the cathode. Alpha particles emitted by the Am-241 source ionize the propane gas and are detected by the surface barrier detector. The ions travel along the electric field lines and some will be accelerated towards the dielectric plate due to the cathode voltage. The dielectric plate has a hole through which the ions will travel. Along their way they will be continuously accelerated by the high electric field and produce ion-impact ionizations. The produced electrons will be accelerated away from the cathode due to their negative charge. As they are accelerated by the electric field, they ionize the gas further and create an electron avalanche, which is detected on the copper readout pad at the bottom of the dielectric plate. A sketch of this setup can be seen in figure 1.

The broad aim of this thesis is to continue experimentally developing a nanodosimeter, based on the previous work of Vasi et al. [4]. The main focus of the project since its start in July 2020 was the simulation of electrostatic fields in a nanodosimeter, research for a new automated and improved data acquisition

system and the evaluation of different detector materials.

The project goals for this year were:

Building & Testing FIRE-V2

A key advantage of nanodosimetry is that it can be used to assess and quantify different radiation modalities. In the previous set up only Alpha particles originating from an Am-241 source were used. However, a new detector prototype named FIRE-V2 was designed such that in collaboration with the **Paul Scherrer Institute**, it could be used to measure nanodosimetry properties of protons at the Proton Irradiation Facility (PIF) beamline.

Experimental Ion Mobility & Diffusion Measurements

During the extensive Monte Carlo simulations performed in 2021 it was noted that **Garfield++**, a toolkit developed by CERN for gaseous detector simulations [2], requires the ion mobility data for the parent gas in order to accurately calculate the ion drifting time. However, there is very limited propane mobility data available. Thus, a new Monte Carlo Model was proposed to estimate the drift velocities, transverse diffusion and ion mobility of ions in their parent gas, even for unusual gases like propane [9]. Building upon the new Monte Carlo model, a series of experimental measurements were undertaken to measure the ion mobility of propane and nitrogen, as well as the longitudinal and transverse diffusion of propane ions in propane gas.

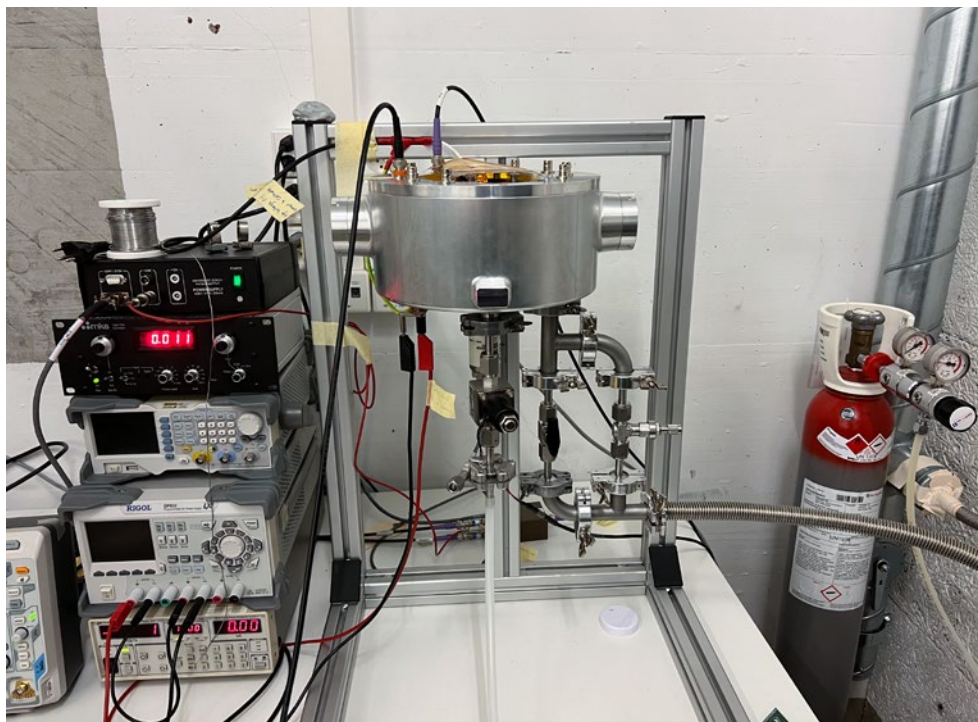


Figure 2:
New Detector
Prototype.

Work carried out and results obtained

Building & Testing FIRE-V2

For the use at the external beamline for protons at the **Paul Scherrer Institute (PSI)**, a new detector prototype needed to be designed and built (see Fig. 2). In order to improve the vacuum seal, the detector chamber is circular and has multiple O-rings for sealing purposes. An important aspect of the new design is of course the external beam collimation for the proton beam, as well as the Mylar windows allowing for beam entry and exit. Additionally, the detector is built to be versatile with an anode of variable height (see Fig. 4) and the beam collimation which can be moved vertically and horizontally. The chamber was designed such that measurements with the original Am-241 source can also still be done with the new setup, including lateral displacement of the source in respect to the holes of the dielectric plate. The detector lid can be seen in Fig. 3, where the entire alpha source and detection setup can be moved laterally in respect to the dielectric plate hole.



Figure 3:
Detector lid of new
prototype. The alpha
beam gets collimated
(black parts) and
detected by the
surface barrier
detector (golden
part). The ions travel
towards the dielectric
plate hole (hole in
center of copper area)
and the electron
avalanche is detected
on the signal read
out pad (copper area
connected to red
cable).

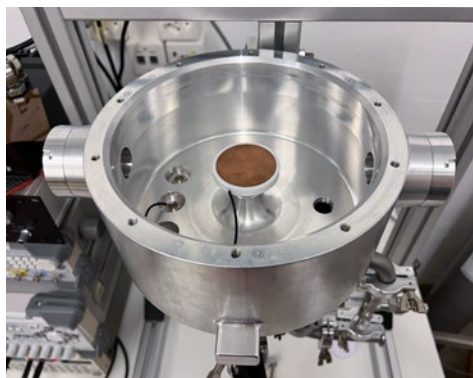


Figure 4:
Inside view of new
prototype. The
circular anode is set
on a turntable and
can thus be adjusted
to variable heights.

Experimental Ion Mobility & Diffusion Measurements

As outlined in previous research [6], many detector simulations have been performed on the electrostatic field with **COMSOL Multiphysics**, as well as electron avalanche simulations with **Garfield++** [2]. For the ion drift simulations with **Garfield++** however, the ion mobility needs to be given as input data. In nanodosimetry we are interested in studying propane gas, as it offers similar ICSD results as liquid water at normal pressure. Unfortunately, the ion mobility of propane gas is not well known. Only experimental data by **Shchemelinin et al.** [7] exists. In a first step in 2022 a Monte Carlo Model was proposed which can predict the ion mobility over a large range of electric fields.

The ion mobility K is given by $K = v/E$, where v is the drift velocity and E is the electric field. The drift velocity can be calculated based on the experimental arrival time spectrum of the signals. However, the electric field E is slightly more complicated: The ions drift through the electric field caused by the anode voltage, but the cathode voltage also influences the electric field outside the dielectric plate hole. In order to take this into account, a series of measurements with Nitrogen (N_2) gas and no drift voltage were undertaken. The respective drift velocities were then interpolated to extensive experimental data by **Moseley et al.** [8], to get a correction factor for the influence of the cathode voltage inside the drift region. This correction factor can then be applied to any Nitrogen or Propane gas measurements. The results for Nitrogen are shown in Fig. 5 and the results for Propane are shown in Fig. 6, for two different settings for the distance between anode and signal read out section.

The experimental arrival time spectrum is fitted with a gaussian to obtain its mean arrival time and the width of the distribution. Then the longitudinal diffusion coefficient can be computed, the results are shown in Fig. 7.

With the FIRE-V2 detector the alpha source can be shifted laterally, thus the beam can be shifted from a position centered above the dielectric plate hole ($\Delta = 0$ mm) to passing

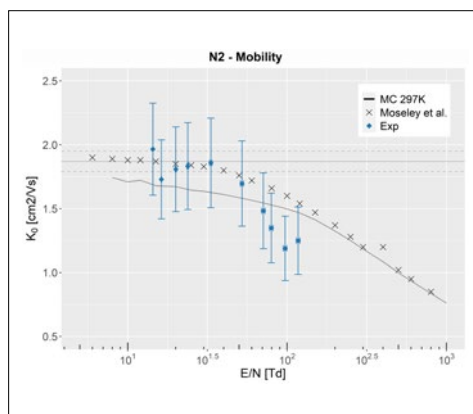


Figure 5: Reduced ion mobility of Nitrogen: Monte Carlo simulation (solid black line), experimental data by Moseley et al. [8] (crosses), experimental data by this project (blue circles) and zero field mobility estimated by Moseley et al. [8] (with its uncertainty) is shown as a horizontal grey line.

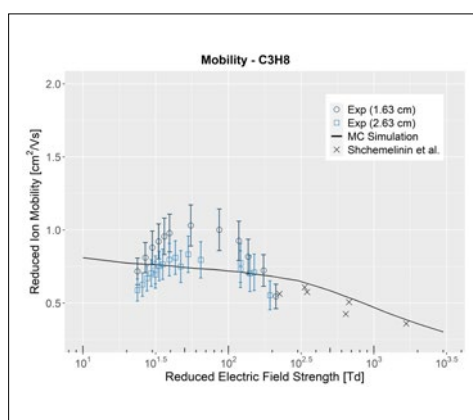


Figure 6: Reduced ion mobility of Propane: Monte Carlo simulation (solid black line), experimental data by Shchemelinin et al. [7] (crosses) and experimental data by this project (blue circles and squares).

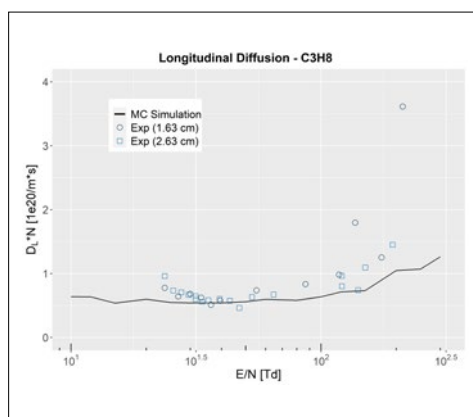


Figure 7: Longitudinal diffusion coefficient measurements for propane ions in propane gas.

up to 5 mm away from the dielectric plate hole center (see Fig. 9 for results). The alpha beam profile in y-direction directly above the dielectric plate hole is computed based on detector and collimator geometry. The combination of electric fields within the drift volume lead to a funneling effect. For each lateral displacement and electric field configuration a mean ion arrival time was measured. A two dimensional convolution

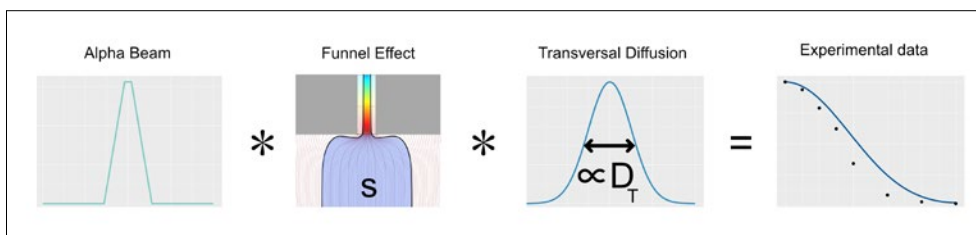


Figure 8:
Visualization of the
convolution process
used for determining
the transverse
diffusion.

(see Fig. 8) of the alpha beam and the funnel, as well as the gaussian diffusion was used to compute the transverse diffusion coefficient as well as the funnel radius by minimal chi-square analysis.

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 2024

Over the last 4 years of this project several goals have been accomplished:

- Detailed simulations of the detector and the electron avalanches within have been computed.
- A new detector prototype has been designed and built, which can also be used at an external beam line.
- A data acquisition system suitable for this experiment has been tested and fully implemented.

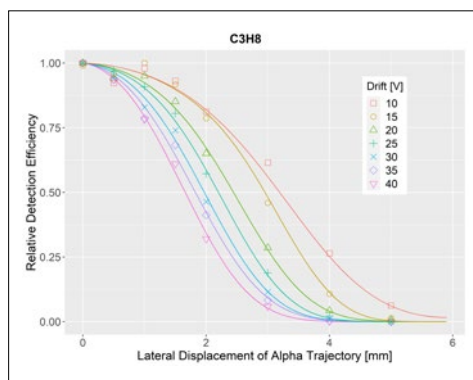


Figure 9:
Convolution results
(solid lines) and
experimental data
(symbols) for
different drift
voltages and lateral
shifts of the alpha
beam relative to the
dielectric plate hole.

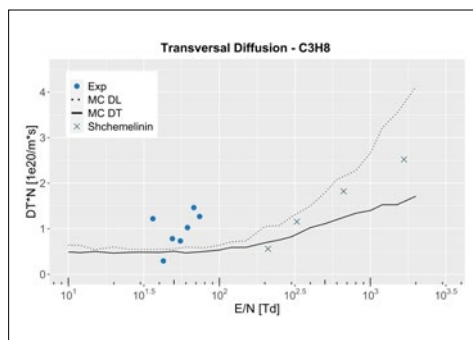


Figure 10:
Transverse diffusion
coefficients for
propane ions in
propane gas.

■ Experimental ion mobility measurements for propane and nitrogen have been performed.

■ Experimental diffusion measurements with a nanodosimetric detector have been performed.

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 Nano-**

dosimetric 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 published [9].

At the 9th Annual **Loma Linda Workshop on Particle Imaging and Radiation Treatment Planning** an oral presentation titled «Determination of effective drift voltage in a new nanodosimetric prototype» was given.

A publication in the journal “**Radiation Physics and Chemistry**” titled “Diffusion and mobility measurements for propane gas with a nanodosimetric detector” has been accepted [10].

A publication in the journal “**Nuclear Instruments & Methods in Physics Research**” titled “Diffusion and mobility measurements for propane gas with a nanodosimetric detector” is in revision [11].

References

- [1] SP Devices. ADQ14 – multi-channel 14-bit digitizer. <https://www.spdevices.com/products/hardware/14-bit-digitizers/adq14> [Accessed 30.10.2023]
- [2] Garfield++, Toolkit for simulation of particle detectors by CERN. <https://garfieldpp.web.cern.ch/garfieldpp/> [Accessed 30.10.2023]
- [3] Grosswendt, B. (2002). Formation of ionization clusters in nanometric structures of propane-based tissue-equivalent gas or liquid water by electrons and α -particles. *Radiation and Environmental Biophysics*, 41(2), 103–112. <https://doi.org/10.1007/s00411-002-0155-6>
- [4] Vasi, F., Casiraghi, M., Bashkurov, V., Giesen, U., & Schulte, R. W. (2016). Development of a single ion detector for radiation track structure studies. *Journal of Instrumentation*, 11(9). <https://doi.org/10.1088/1748-0221/11/09/C09021>
- [5] Vasi, F., Kempf, I., Besserer, J., & Schneider, U. (2021). FIRE: A compact nanodosimeter detector based on ion amplification in gas. **Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment**, 999, 165116. <https://doi.org/10.1016/J.NIMA.2021.165116>
- [6] Kempf, I., Stäuble, T., & Schneider, U. (2022). Electrostatic field simulations and dynamic Monte Carlo simulations of a nanodosimetric detector. **Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment**, 1028, 166374. <https://doi.org/10.1016/J.NIMA.2022.166374>
- [7] Shchemelinin, S., Breskin, A., Chechik, R., Colautti, P., & Schulte, R. W. M. (1999). First measurements of ionisation clusters on the DNA scale in a wall-less sensitive volume. **Radiation Protection Dosimetry**, 82(1), 43–50. <https://doi.org/10.1093/oxfordjournals.rpd.a032605>
- [8] Moseley, J. T., Snuggs, R. M., Martin, D. W., & McDaniel, E. W. (1969). Mobilities, Diffusion Coefficients, and Reaction Rates of Mass-Identified Nitrogen Ions in Nitrogen. *Physical Review*, 178(1), 240. <https://doi.org/10.1103/PhysRev.178.240>
- [9] Kempf, Irina, and Uwe Schneider. “Monte Carlo model for ion mobility and diffusion for characteristic electric fields in nanodosimetry.” *Zeitschrift für Medizinische Physik* 34.1 (2024): 140–152.
- [10] Kempf, Irina, and Uwe Schneider. “Diffusion and mobility measurements for propane gas with a nanodosimetric detector.” **Radiation Physics and Chemistry** 226 (2025): 112274.
- [11] Kempf Irina, Hoffmann Tamara, Besserer Jürgen and Uwe Schneider. “Development and Characterization of a compact nanodosimetric detector.” **Nuclear Instruments & Methods in Physics Research** (In Revision)

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

Author and Co-author(s): Reinhardt Krcek, Daniel Schanne
Institution: Inselspital, University Hospital Bern
Address: Freiburgstrasse
E-mail: danielhendrik.schanne@insel.ch
 reinhardt.krcek@extern.insel.ch
Duration of project: 2022–2026

Abstract

The threat of nuclear incidents or attacks exposes humanity to potential mass casualty situations, where radiation-exposed victims may exhibit varying levels of severity. Currently, there is a lack of rapid and reliable diagnostics for assessing acute clinical urgency and severity, hindering effective patient triage. Existing tests, such as time-to-emesis measurements and peripheral blood chromosome aberration cytogenetic assays, suffer from limited diagnostic accuracy or lengthy processing times and are not optimal for low-dose exposures.

To address this diagnostic challenge, we are exploring the feasibility of using a panel of metabolites as radiation markers, in high as well as in low radiation doses. We employ mass spectrometry to analyse blood serum and urine samples obtained from patients undergoing radiotherapy.

In our initial cohort, we analysed the effects of high radiation doses on blood serum and urine samples from breast cancer patients. The analysis of blood serum revealed a set of five metabolites that exhibit altered expression following radiation exposure, as well as a panel of metabolites capable of distinguishing between irradiated and non-irradiated states. In contrast, the urine analysis did not show significant metabolic changes. As a next step, we plan to expand our project to include a low-dose cohort.

The goal of this project is to develop a rapid, quantitative, and reliable approach utilizing easily accessible biological samples, such as blood and urine, for the purpose of testing patients for radiation exposure. This advancement has the potential to result in improved patient care following hazardous radiation exposure incidents across various settings, including occupational and medical environments.

Project goals

In the scenario of a nuclear accident, it is anticipated that a mass casualty event will occur, exposing numerous individuals to radioactivity. A major concern with high doses of radiation is their impact on the bone marrow responsible for blood formation and the immune system, leading to an elevated risk of life-threatening infections or an urgent need for transfusions. Furthermore, skin lesions, bleeding, acute gastrointestinal syndrome, and fever are primary considerations in the context of these injuries. [1].

In addition to individuals experiencing severe radiation effects, there will be numerous victims exposed to doses that may not be immediately life-threatening but could lead to late complications, such as an elevated risk of cataracts or cancer [2]. Consequently, these individuals may require long-term follow-up examinations to monitor their health.

To date, there are no quick and reliable tests to estimate the absorbed radiation dose in early stages of a radiation incident. One current method of radiation biodosimetry in humans is the measurement of “time to emesis” [3–5], but emesis is an unspecific symptom, rendering triage based on this criterion unreliable. Chromosome aberration cytogenetic assay is a well-accepted technique [6] but is not useful in the acute situation due to technical complexity and long time to diagnosis

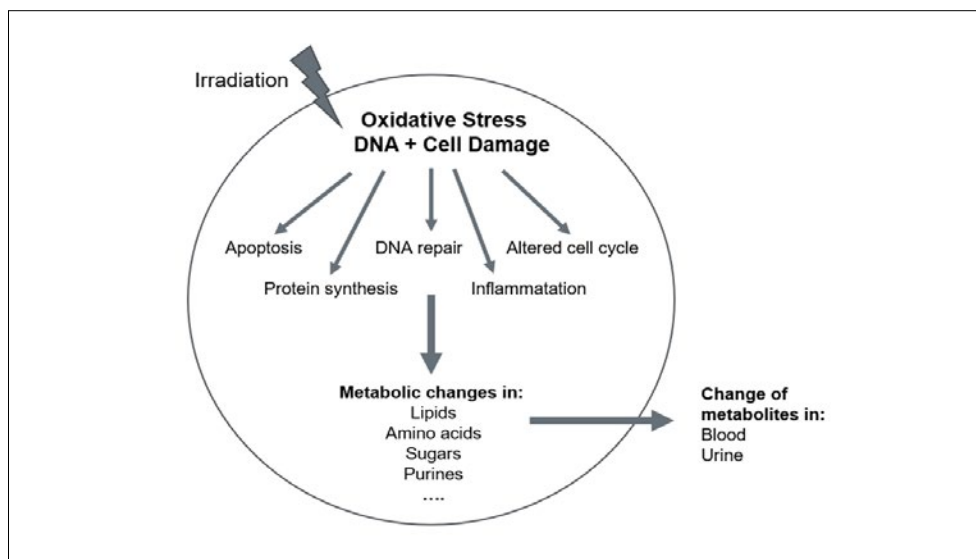


Figure 1: Schematic representation of the effects of irradiation on a cell. Multiple effects occur after irradiation, including inflammation or changes in cell cycle. As a result, certain metabolites change, which can be detected in body fluids such as blood.

[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 use mass-spectrometry based metabolomics in post-surgically irradiated breast cancer patients to evaluate the feasibility of using metabolic changes as a biomarker for radiation exposure. As treatment was simulated on computed-tomography scans and delivered in identical fraction doses each day, the dose is known and quantifiable at each time point. Based on the results of this study, further examinations, including low radiation doses are planned.

The overall goal of the project is to characterize the metabolic profile of human patient serum and urine undergoing standard radiotherapy (high dose) and computed tomography (low dose).

Work carried out and results obtained

We prospectively enrolled 20 female breast cancer patients after breast-conserving tumor resection but no (neo-) adjuvant chemotherapy. All participants received adjuvant radiotherapy to the affected breast, adminis-

tered in 30 daily fractions of 2 Gray. Blood and urine samples were drawn at six time points before, during and after RT and prepared for analysis of metabolites.

Following an initial metabolic screening, the analysis focused on amino acids, fatty acid β -oxidation intermediates, and ketometabolites. Serum or urine samples (50 μ L) were thawed, vortexed, and mixed with an internal standard mixture containing stable isotope-labeled metabolites. Proteins were precipitated with 450 μ L of ice-cold isopropanol:acetonitrile (1:1, 0.1% acetic acid), followed by incubation on ice for 30 min and centrifugation (4400 rcf, 10 min, 4°C). The supernatant was evaporated under vacuum and reconstituted in 150 μ L of mobile phase A (water + 0.1% acetic acid). After a second centrifugation, 100 μ L of the supernatant was transferred to a new plate and analyzed by ultra-high-performance liquid chromatography coupled with high-resolution mass spectrometry using positive and negative HESI modes. Peak areas of detected metabolites were normalized to their respective internal standards, and relative response ratios were used for statistical analysis.

Metabolite measurements taken before radiotherapy (t1, t2) were compared to those from weeks five and six of treatment (t4, t5), resulting in paired measurements for each subject before and during RT. Uni-

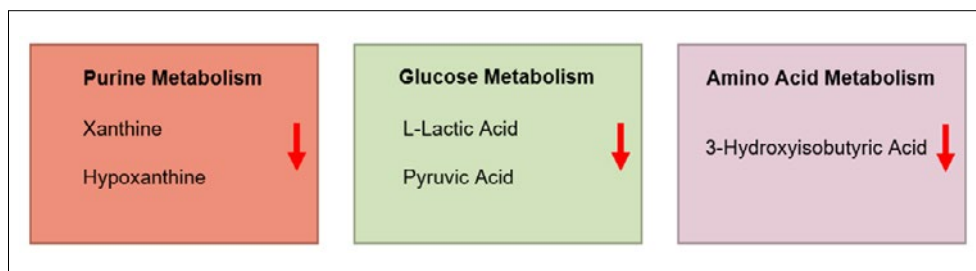


Figure 2: Radiation leads to downregulation of xanthine and hypoxanthine (purine metabolism), L-lactic acid and pyruvic acid (glucose metabolism) and 3-hydroxyisobutyric acid (amino acid metabolism).

variable analysis was conducted using a mixed-effects ANOVA model, with individual subjects as random effects and radiation exposure as a fixed factor. To account for multiple testing, False Discovery Rate adjustment was applied. For multivariable analysis, partial least squares-discriminant analysis (PLS-DA) was performed. All analyses were conducted in R version 4.4.1.

The univariate analysis revealed five serum metabolites exhibiting statistically significant downregulation after RT exposure: hypoxanthine, 3-hydroxyisobutyric acid, L-lactic acid, pyruvic acid, and xanthine (all $p < 0.05$, figure 2).

Additionally, the PLS-DA led to a set of metabolites discriminating between irradiated and non-irradiated subjects (figure 3). This set was composed of purine metabolites (xanthine, hypoxanthine, 7-methylguanine/1-methylguanine), glucose derivatives (pyruvic acid, L-lactic acid), amino acid derivatives (L-glutamic acid, L-tryptophan, L-phenylalanine, L-isoleucine, proline-betaine) and stress-related hormones (cortisol, cortisone). On the other hand, the urine samples showed no significant metabolite changes in univariable analysis, contrasting with previous studies in mice and humans that used Total Body Irradiation, while we used Partial Body Irradiation. Moreover, Laiakis et al. [9] reported a sex-specific urinary metabolic response, more pronounced in males. As our cohort included only female patients, this difference may explain the discrepancy.

In summary, the analysis of blood serum samples has shown a promising metabolic fingerprint linked to radiation exposure. The identification of five downregulated metabolites after radiotherapy, combined with

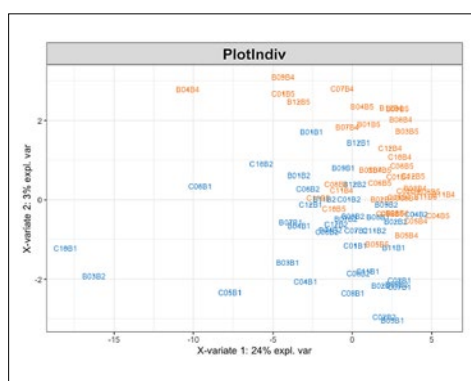


Figure 3: PLS-DA demonstrates clear separation between the subjects' metabolomic profiles before (blue) and during (orange) RT. Each code corresponds to a sample and includes the patient identifier, material (blood), and the respective time point (t1, t2, t4, t5).

a set of discriminative metabolites, underscores the potential of this metabolic approach.

To assess the impact of low-dose radiation, we created in collaborations with our partners a study protocol analysing blood metabolites before and after computed tomography.

National Cooperation

Cooperation with Prof. Dr. Mojgan Masoodi, Department of Clinical Chemistry, Inselspital, University Hospital Bern, Switzerland; mojgan.masoodi@insel.ch

International Cooperation

Cooperation with Prof. Dr. Christos T. Nakas, Professor at University of Thessaly Greece & Consultant for Data Science/Biostatistics at Inselspital, University Hospital Bern, Switzerland

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

Successes:

■ Identification of radiation associated Metabolites: We identified five serum metabolites that show statistically significant downregulation after exposure to radiation in our cohort.

■ Discriminative Metabolite Set: Analysis revealed a set of serum metabolites that distinguishes between irradiated and non-irradiated states. This set includes a variety of metabolites from different biochemical pathways.

■ We presented our initial results through a scientific poster at the ESTRO 2024 Conference in Glasgow, UK. As the largest radiation oncology conference in Europe, it provided an excellent platform for inspiring discussions with fellow scientists and professionals in the field.

■ We also presented our results at the Swiss “Netzwerkanlass Strahlenunfall”, where we had discussions about potential directions for further research.

■ The Paper has been submitted for review to International Journal of Radiation Biology and we created a study protocol for a new cohort.

Challenges:

■ The urine data analysis took longer than anticipated due to several factors, including necessary additional analyses, group discussions, machine availability, and result interpretation.

■ Since the ethics protocol for the second cohort (low-dose) depended on the urine analysis, its submission was delayed. Additionally, a protocol revision was required following changes to the **Humanforschungsverordnung**. The final version of the protocol is complete, our study coordinators have contacted the **Kantonale Ethikkommission**, and we will finalize the supporting documents promptly to ensure timely submission for review.

Perspectives for 2025:

■ Sampling of the low-dose cohort and starting the analysis

■ Expected publication of the results of the high-dose cohort

Publication

■ R. Krcek, C. Nakas, P. Seubnooch, K. Freiburghaus, D.M. Aebersold, K. Lössl, M. Masoodi, D.H. Schanne. Diagnosis of Radiation Exposure: A Metabolic Marker Approach Using Blood Serum Analysis. ESTRO Congress 2024 (03.05.24–07.05.24, Glasgow, UK)

References

- [1] Dainiak, Nicholas. 2018. “Medical Management of Acute Radiation Syndrome and Associated Infections in a High-Casualty Incident.” *Journal of Radiation Research* 59 (suppl_2): ii54–64. <https://doi.org/10.1093/jrr/rry004>.
- [2] Piotrowski, Igor, Katarzyna Kulcenty, Wiktoria Maria Suchorska, Agnieszka Skrobała, Małgorzata Skórska, Marta Kruszyna-Mochalska, Anna Kowalik, Weronika Jackowiak, and Julian Malicki. 2017. “Carcinogenesis Induced by Low-Dose Radiation.” *Radiology and Oncology* 51 (4): 369–77. <https://doi.org/10.1515/raon-2017-0044>.
- [3] Demidenko, Eugene, Benjamin B. Williams, and Harold M. Swartz. 2009. “Radiation Dose Prediction Using Data on Time to Emesis in the Case of Nuclear Terrorism.” *Radiation Research* 171 (3): 310–19. <https://doi.org/10.1667/RR1552.1>
- [4] Patterson, Andrew D., Christian Lanz, Frank J. Gonzalez, and Jeffrey R. Idle. 2009. “The Role of Mass Spectrometry-Based Metabolomics in Medical Countermeasures against Radiation.” *Mass Spectrometry Reviews*, n/a-n/a. <https://doi.org/10.1002/mas.20272>.
- [5] Nair, Velu, D.N. Karan, and C.S. Makhani. 2017. “Guidelines for Medical Management of Nuclear/Radiation Emergencies.” *Medical Journal Armed Forces India* 73 (4): 388–93. <https://doi.org/10.1016/j.mjafi.2017.09.015>.

- [6] Blakely, William F., Zhanat Carr, May Chin-May Chu, Renu Dayal-Drager, Kenzo Fujimoto, Michael Hopmeir, Ulrike Kulka, et al. 2009. "WHO 1st Consultation on the Development of a Global Biodosimetry Laboratories Network for Radiation Emergencies (BioDoseNet)." *Radiation Research* 171 (1): 127–39. <https://doi.org/10.1667/RR1549.1>.
- [7] Pannkuk, Evan L., Evagelia C. Laiakis, Tytus D. Mak, Giuseppe Astarita, Simon Authier, Karen Wong, and Albert J. Fornace. 2016. "A Lipidomic and Metabolomic Serum Signature from Non-human Primates Exposed to Ionizing Radiation." *Metabolomics* 12 (5): 80. <https://doi.org/10.1007/s11306-016-1010-0>.
- [8] Golla, Srujana, Jaya Prakash Golla, Christopher W. Krausz, Soumen K. Manna, Cedric Simillion, Diren Beyoğlu, Jeffrey R. Idle, and Frank J. Gonzalez. 2017. "Metabolomic Analysis of Mice Exposed to Gamma Radiation Reveals a Systemic Understanding of Total-Body Exposure." *Radiation Research* 187 (5): 612–29. <https://doi.org/10.1667/RR14592.1>.
- [9] Laiakis, Evagelia C, Evan L Pannkuk, Siddheshwar Kisan Chauthe, Yi-Wen Wang, Ming Lian, Tytus D Mak, Christopher A Barker, Giuseppe Astarita, and Albert J Fornace. 2018. "A Serum Small Molecule Biosignature of Radiation Exposure from Total Body Irradiated Patients," 23.
- [10] Coy SL, Cheema AK, Tyburski JB, Laiakis EC, Collins SP, Fornace AJr. Radiation metabolomics and its potential in biodosimetry. *Int J Radiat Biol.* 2011 Aug; 87 (8): 802–23. doi:10.3109/09553002.2011.556177. PMID: 21692691; PMCID: PMC3572797.
- [11] Menon SS, Uppal M, Randhawa S, Cheema MS, Aghdam N, Usala RL, Ghosh SP, Cheema AK, Dritschilo A. Radiation Metabolomics: Current Status and Future Directions. *Front Oncol.* 2016 Feb 2; 6:20. doi:10.3389/fonc.2016.00020. PMID: 26870697; PMCID: PMC4736121

Extension of Z88ENSI: Determination of the peak fuel rod cladding temperature

Author and Co-author(s):

Julian Nimmesgern, Bettina Alber-Laukant, Stephan Tremmel

Institution: University of Bayreuth, Engineering Design and CAD

Address: Universitätsstrasse 30, 95447 Bayreuth, Germany

Phone, E-mail, Internet address: +49 (0)921 55 7180,

julian.nimmesgern@uni-bayreuth.de, www.konstruktionslehre.uni-bayreuth.de

Duration of project:

1 December 2021 to 31 December 2023

Abstract

This research project aims to further develop the independent and specialised simulation tool Z88ENSI. This tool is intended to make the thermal behaviour of Dual-Purpose Storage and Transport Casks (DPCs) more user-friendly and computationally more cost-effective for safety-related assessment purposes.

As part of this project, we have already implemented several features to Z88ENSI. These include height-specific burn-up of spent fuel rod assemblies (SFA), an extension of the graphical user interface (GUI) to allow variation of material parameters related to a specific component or region of the DPC and automatically generated calculation reports. Recently, we finished the last part of the project: The estimation of peak fuel rod cladding temperatures through the use of finite element substitute models for the SFA. This method already delivers promising calculation results, but it is still being validated at the time of this report.

Project goals

This research project aims to further develop the independent and special-purpose simulation tool Z88ENSI for the thermal evaluation of dual-purpose casks (DPC) to

support the testing and ap-proval activities of ENSI. Compared to standard general-purpose simulation software, the developed tool should accelerate the assessment of thermal and thermomechanical problems. This is achieved by means of implementing a procedure based on thermal gap conditions (TGC) and workflow automation. TGCs map the thermal effects of gas-filled gaps on the finite-element model of DPCs and base on analytical equations. With this approach, it is not necessary to mesh the narrow gaps inside the cask. In this way, the computational effort is much lower, and the calculation is faster. In addition to the acceleration of the calculation, the user should be able to vary a large number of parameters in order to determine their influence on the temperature field.

This project focuses on two main aspects, the development and implementation of finite element-based substitute models for spent fuel assembly (SFA) for a comprehensive determination of the fuel rod cladding tube temperature and the implementation of the functionality to consider the height-specific burn-up of SFA. The substitute models should have the same thermal behaviour as the fuel assembly types most frequently used in Switzerland. The benefit of these models regarding the assessments is the determination of the fuel rod cladding in a comprehensive manner.

With the current version of the Z88ENSI program (V3), it is only possible to specify a constant heat flow over the entire height of the fuel assemblies as a boundary condition. This is a plausible assumption. In reality, however, the fuel assemblies have a different burn-up rate over their height, resulting in a height-specific decay heat development. This research project also aims to create the functionality of a more detailed representa-

tion of the reality of the internal boundary conditions.

In addition to these two main objectives, the following additional goals are pursued. At the beginning of the project, the thermal behaviour of SFA should be analysed in detail. In order to study the effects of variations in material parameters, these should be editable by the user, as is already possible for the properties of the filling gas. Another functionality is the variation of heat dissipation through the bottom of the casks in the storage position. Currently, the Z88ENSI V3 only has an adiabatic cask bottom.

The developed software needs to be validated. Validation will be done by comparing the calculated temperature field with commercial finite element software. The graphical user interface (GUI) needs to be extended, the results output should be automated, and documentation needs to be written.

Work carried out and results obtained

Motivation

Safe dissipation of the decay heat generated by the SFA is one of the four protection objectives that must be met by DPCs [1]. High temperatures reduce durability and lead to thermally induced stress in components. To avoid compromising the integrity of a cask and to facilitate handling, specified maximum temperature thresholds must be maintained.

The temperature field inside the DPC is usually determined using numerical methods. However, modelling and simulating the temperature field of a DPC is very time-consuming and resource-intensive, especially when the gas-filled gaps inside the DPC are considered. Since the heat transfer mechanisms include conduction, convection, and radiation, the inclusion of these gaps in numerical simulations adds to the computational complexity. In addition, the geometric dimensions of these gaps are much smaller than the other dimensions of the cask. This requires a very detailed mesh, which also increases the computational effort. However,

these mainly gas-filled gaps must be considered due to their insulating effect. In order to perform numerical simulations with reasonable effort, assumptions and simplifications of the simulation model are necessary. However, idealisations in the context of DPC must be conservative. Their accuracy and influence on heat dissipation need to be improved.

Z88ENSI is a stand-alone, special-purpose simulation tool that provides a fast, approximate, but sufficiently accurate determination of the temperature field inside DPCs. Several measures are taken to speed up the calculation of the temperature field. These include using thermal gap conditions to account for the influence of all heat transfer mechanisms within the cask or considering the spent fuel by means of a substitute model, which is being implemented in the course of this project. Furthermore, the assumptions and idealisations must be evaluated by determining their thermal effect on the temperature field via parameter variations.

Functionalities of the current program version Z88ENSI V3

The aim of this project is to develop a new version, Z88ENSI V4, with new features as specified in the previous section. Z88ENSI V4 extends the current version Z88ENSI V3 delivered in the previous project. Z88ENSI V3 has the following features:

- Specification of the DPC type and loading.
- Consideration of four different positions (initial, storage, handling, transport) regarding the inner basket inside the outer cask body.
- Investigation of three-dimensional temperature fields of DPCs.
- Consideration of all heat transfer mechanisms (conduction, convection, radiation) inside the cask individually and in combination
- Specification of a constant temperature and a convective and/or radiation-related heat transfer on the outer surface of the casks. In the storage position, an adiabatic cask bottom is assumed.
- Specification of a cask specific fin factor to improve heat dissipation in the fin area.

- Specification of the physical properties of the filling gas and the ambient air.

- Position-specific specification of a constant heat flow on the basket shaft walls. Fuel assemblies themselves are not modelled.

- Visualization of the calculation results.

During the course of this project Z88ENSI is extended by the aforementioned features in the beginning sections of this report. As described in our previous research report from 2023, most of the features are already implemented into Z88ENSI. So, the height-specific burn-up of the SFA is functional and validated. The heat transfer at the bottom of the cask in standing position is also implemented, as is the variation of the cask material parameters. Furthermore, the user interface has been modified to accommodate the newly developed features and the calculation results are printed automatically into a separate comprehensive text file. The last remaining task of the current project is the calculation of the peak fuel rod cladding temperature using SFA substitute models.

Functionality extension: Calculation of the peak fuel rod cladding temperature by implementation of spent fuel assembly substitute models

Z88ENSI V3 does not use a meshed finite element model to represent the SFAs. The decay heat is emulated by applying heat flows as boundary conditions to the shaft walls of the fuel rod basket. With this approach it is not possible to determine the fuel rod cladding temperature. This, however, is one of the essential temperatures to observe in order to assess the long-term stability of the cask materials. Other critical temperatures include the external surface temperature of the cask and the temperatures in the sealing areas of the primary and secondary lids.

The first possibility to deal with the determination of the fuel rod cladding temperature is to model the respective SFA and mesh the model for Z88ENSI. However, this approach would require a large amount of elements due to the structural composition of an SFA and therefore would lead to a noticeable increase in computational cost. So, the objec-

tive of this last part of the research project was to develop substitute models for the SFA and to implement them into Z88ENSI, allowing the estimation of the peak fuel rod cladding temperature in a quick and efficient way. This idea is in line with the basic principles of Z88ENSI, which are to provide an easy-to-use, lightweight computational tool for the assessment of the temperature field inside a DPC.

In the literature there are three basic methods of determining the fuel rod cladding temperature, which are either experimental-analytical or simulative [2, 3]. The first one is the two-region model developed by Manteufel and Todreas in 1994 [4]. With this approach, the enclosed rod array is divided into an inner and a boundary region, hence the name of the method. An effective thermal conductivity based on conductive and radiative heat transfer is used to characterise the inner region. This analytical methods provides conservative result in terms of peak temperatures [3, 4]. The oldest and still widely used method is based on an empirical fit to experimental data and uses convective and radiative heat transfer. Developed in 1963 by Wootton and Epstein, this correlation shows very conservative results, overestimating peak temperatures every time compared to experimentally measured temperatures [3, 5, 6]. Bahney and Lotz developed a simulative method based on finite element models with effective material parameters in 1996 as a part of a research project [7]. This method uses substitute models to reduce the computational effort in comparison to explicitly modelled spent nuclear fuel rods. The generation of these substitute models assumes a homogeneous cuboid volume, which is shown in Figure 1. This volume uses effective material parameters, namely the effective thermal conductivity, derived from detailed two-dimensional finite element simulations, to represent the specific SFA. It has been experimentally demonstrated, that convection is negligible in closed fuel rod bundles, which is why the simulations are performed using only gaseous heat conduction and thermal radiation as heat transfer mechanisms [4, 7]

To develop and implement such substitute models, some background information regarding the specific SFA is required. These include the technical data with exact geometric dimensions of the various components, like the fuel rods, spacers, etc. as well as their accurate material parameters, like the temperature-dependent thermal conductivity, the specific heat capacity, the density and the emissivity. The original goal of this project was to develop specific substitute models for the SFA types used in Switzerland. However, technical data on those SFA types is confidential, which is why a different approach had to be examined. As stated above, in Z88ENSI V3 there are no physical models inside the DPC basket, as shown in Figure 2. The decay heat is simply represented by applying a heat flow on the basket walls.

Since complete technical documentation is mandatory for the implementation of SFA substitute models, a different approach is necessary to complete this project. However, the goal of the project is to determine the fuel rod cladding temperature. For this reason, instead of more detailed substitute models, we used meshed cuboid volumes paired with effective material parameters as a substitute model for the SFA. These volumes are then used as a boundary condition in the form of a volumetric heat source. The SFA substitute models implemented in Z88ENSI are shown in Figure 3.

The combination of a volumetric heat source and a meshed body for the SFA allows the determination of temperatures in the SFA. In order to represent real SFAs with these cuboid volumes, we are using effective material parameters, specifically effective thermal conductivities to mimic their material behaviour. This is done by applying these material parameters according to experimentally determined values by Bahney and Lotz [7]. In their report, they differentiate between SFA used in boiling water reactors (BWR) and pressurized water reactors (PWR). Consequently, in Z88ENSI, for every SFA that is assigned to a certain spot in the basket, the user must define whether it is an SFA for a BWR or a PWR, as shown in Figure 4. If there

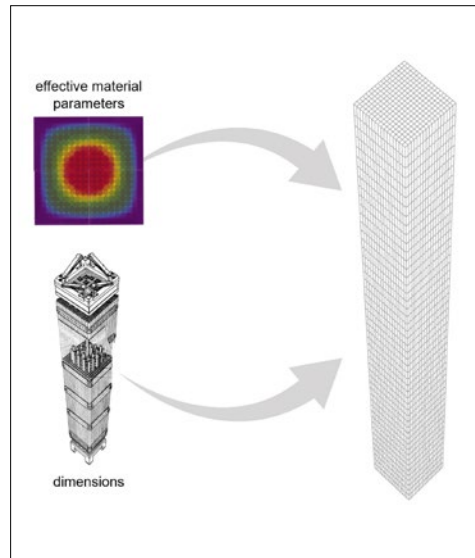


Figure 1:
Process for generating fuel assembly substitute models.

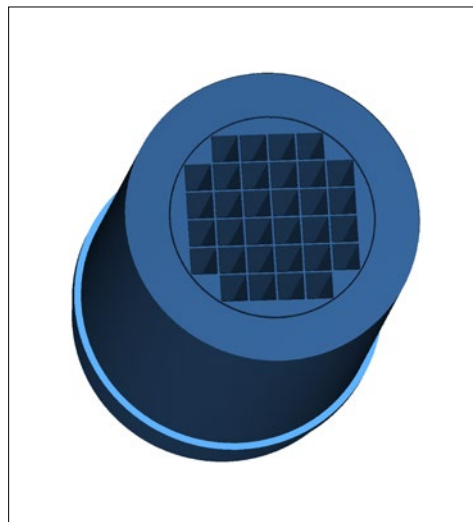


Figure 2:
DPC model used in Z88ENSI V3.

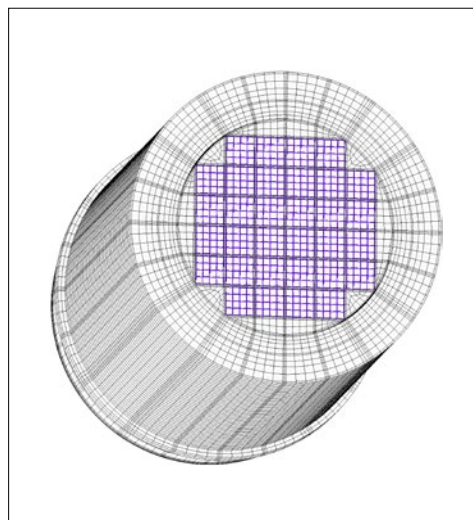


Figure 3:
SFA substitute model implemented in Z88ENSI.

are any empty shafts in the basket, the finite element model will be assigned with material parameters of helium, as that is the most common fill gas used in DPCs.

The last step is the choice of which part of the SFAs should be evaluated. The most interesting metric is the maximum fuel rod cladding temperature, but since we don't know exactly where in the finite element model the sole fuel rods sit, we are simply evaluating the maximum temperature of the whole SFA. To achieve this, Z88ENSI plots the temperature over the height of an SFA for each individual SFA. This is always done by finding the node with the highest temperature inside the respective SFA, extracting the two-dimensional coordinates of this node in the cross section and then plotting the temperatures of all nodes with these coordinates over the height of the SFA. An exemplary plot for one SFA is pictured in Figure 5.

In this example, the cask is in standing configuration, which is why the temperature at the bottom of the SFA is higher compared to the top. In addition, Z88ENSI creates a second calculation report just for the cladding temperature, which consists of a table with minimum, maximum and average temperatures for each SFA.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

Over the past year, the last part of the project was implemented into Z88ENSI. It is now possible to calculate the peak fuel rod cladding temperature through the implementation of fuel element substitute models. The former simulation method of applying heat fluxes onto the basket walls is still available to use in Z88ENSI. This last part of the project is currently being validated by comparison against the literature and detailed finite element simulations with commercial finite element software. As soon as the validation is done, Z88ENSI V4 will be completed.

In the next year, there will be several new DPC models added to Z88ENSI. Additionally, as part of the next research project, new features like transient simulations, temperature dependent thermal conductivity and

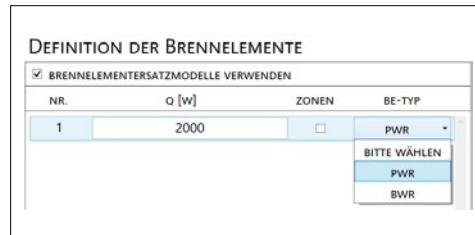


Figure 4:
Definition of the SFA substitute model in Z88ENSI.

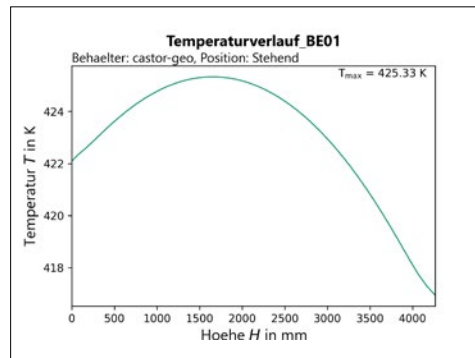


Figure 5:
Temperature in K of one SFA plotted over its height in mm in standing configuration.

fin substitution factors will be implemented into the software in the near future.

Publications

■ M. Roppel, F. Rieg and S. Tremmel, "Definition and Determination of Fin Substitution Factors Accelerating Thermal Simulations", *Applied Sciences*, vol. 12, no. 9, p. 4449, 2022, doi: 10.3390/app12094449

■ J. Nimmesgern, M. Roppel, C. Lange, B. Roith, B. Alber-Laukant and S. Tremmel, "Accelerated determination of three-dimensional temperature fields of dual-purpose casks using combined numerical and analytical methods", in *PATRAM 22: Proceedings of the 21st International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, Juan-les-Pins, Antibes, France, 2023. [Online]. Available: <https://eref.uni-bayreuth.de/id/eprint/86472/>

■ M. Roppel, S. Heigl, J. Nimmesgern, B. Alber-Laukant and S. Tremmel, "Numerical parameter study to describe the behavior of the fuel rod cladding temperature of a 15×15 spent PWR fuel assembly stored in a dual-purpose cask", in *PATRAM 22: Proceedings of the 21st International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials*, Juan-les-Pins, Antibes,

France, 2023. [Online]. Available: <https://eref.uni-bayreuth.de/id/eprint/86471/>

■ M. Roppel, **Der Rippensubstitutionsfaktor – Ein Beitrag zur Vereinfachung und Beschleunigung von thermischen Simulationen am Beispiel eines Brennelementbehälters** (Fortschritte in Konstruktion und Produktion 60). Düren: Shaker, 2023

References

- [1] International Atomic Energy Agency IAEA, **Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material**, 2018th ed. (IAEA Safety Standards Series No. SSR-6 [Rev.1] v.SSR-6 [Rev.1]). Vienna: IAEA, 2018.
- [2] M. D. Hinds, “Determination of BWR Spent Nuclear Fuel Assembly Effective Thermal Conductivity”, 2001, doi: 10.2172/790801.
- [3] H. Kim, O. J. Kwon, G.-U. Kang, and D.-G. Lee, “Comparisons of prediction methods for peak cladding temperature and effective thermal conductivity in spent fuel assemblies of transportation/storage casks”, **Annals of Nuclear Energy**, vol. 71, pp. 427–435, 2014, doi: 10.1016/j.anucene.2014.04.004.
- [4] R. D. Manteufel and N. E. Todreas, “Effective Thermal Conductivity and Edge Conductance Model for a Spent-Fuel Assembly”, **Nuclear Technology**, vol. 105, no. 3, pp. 421–440, 1994, doi: 10.13182/NT94-A34941.
- [5] J. A. Bucholz, “Scoping design analyses for optimized shipping casks containing 1-, 2-, 3-, 5-, 7-, or 10-year-old PWR spent fuel”, United States, 1983. [Online]. Available: http://inis.iaea.org/search/search.aspx?orig_q=RN:I4761770
- [6] R. O. Wootton and H. M. Epstein, “Heat Transfer from a Parallel-Rod Fuel Assembly in a Shipping Container”, 1963.
- [7] R. H. Bahney, T. L. Lotz, “Spent Nuclear Fuel Effective Thermal Conductivity Report”, TRW Environmental Safety Systems, Inc., Rep. BBA000000-01717-5705-00010 REV 00. Accessed: Oct. 27, 2023. [Online]. Available: <https://www.osti.gov/servlets/purl/778872>

DRYstars

Dry Storage Analyses for the Reactors in Switzerland



SB-MNG-REP-021-23

Author and Co-author(s): P. Konarski, C. Cozzo, A. Cherezov, G. Khvostov, H. Ferroukhi

Institution: Paul Scherrer Institut

Address: CH-5232 Villigen PSI

Phone, E-mail, Internet address:
056 310 2679, Piotr.Konarski@psi.ch,
www.psi.ch/en/stars

Duration of project: 1.01.2023–31.12.2024

Abstract

During 2024, the main efforts were associated with simulating limiting KKG rods in dry storage conditions. A rod is considered as limiting if one or more of its parameters could jeopardize its integrity in dry storage conditions. The methodology for identifying limiting KKL rods was extended to KKG. This required updating the FMSYS database and the tool Falconizer2 for importing the reactor simulator results and generating Falcon input files. With this approach, 81,000 rods were reduced to 80, resulting in a reduction factor of 1012. The most limiting rod was thereafter used for a detailed analysis using Falcon and HYPE. The results revealed no radial hydrides in the cladding substrate after reactor operation. The study was extended by assessing the impact of the Wet-To-Dry-To-Wet transfer process on the rod behaviour in dry storage. The analysis showed that the reflooding time affects the hydrogen concentration in the substrate. However, the cladding stress is insufficient to trigger the precipitation of radial hydrides. The subsequent dry storage show that the Wet-To-Dry-To-Wet transfer does not significantly affect the rod integrity.

A new correlation for the annealing of irradiation defects was implemented in Falcon and tested. In one of the analysed cases, the model predicts slower defect annealing, re-

sulting in reduced creep and delayed stress relaxation, which could influence radial hydride precipitation. These findings highlight the importance of accurate defect annealing modelling for predicting cladding behaviour during dry storage. Further investigations are planned, and the results will be detailed in a journal paper to be published in 2025.

In 2024, the thermal solver Z88ENSI was delivered. Due to its late delivery and prioritizing other tasks, it was not extensively used. However, the tool was installed and tested yielding first results. In 2025, Z88ENSI will be fully implemented in the calculation chain for dry storage analyses.

DRYstars participate in the international benchmark SPIZWURZ, focused on studying hydrogen behaviour in dry storage conditions. In the experimental component of the benchmark, cladding tubes were charged with hydrogen, pressurized, and submitted to slow cooling, representative of drying conditions. In the simulation part, the participants will anticipate the distribution of hydrogen and orientation of hydrides based on experimental conditions. The codes Falcon and HYPE were used to obtain the benchmark results.

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 2024, the project objectives were as follows:

- analyse the influence of low temperature annealing on the cladding mechanical behaviour;
- modelling and simulations of KKG limiting rods for dry storage safety analyses;

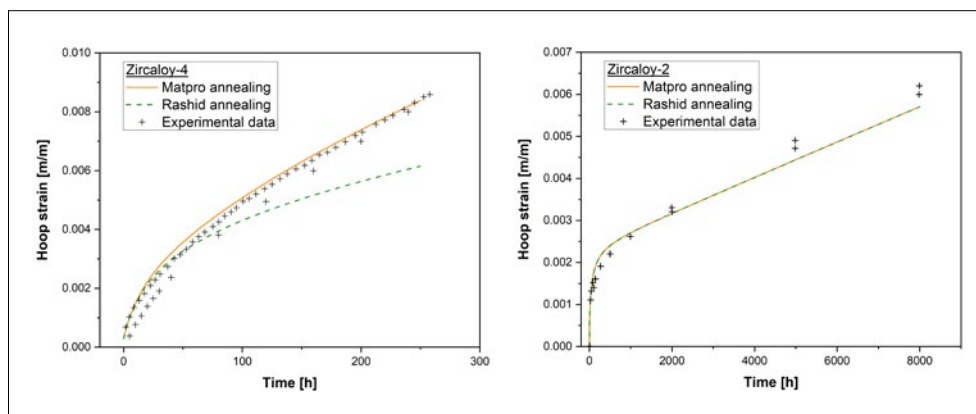


Figure 1:
Impact of the
annealing model on
different types of
cladding.

- use Z88ENSI to obtain thermal boundary conditions for dry storage simulations;
- participate in the SPIZWURZ benchmark.

In addition to the goals set in the previous annual report, complementary calculations have been performed to investigate the impact of the fuel transfer between the storage pools at KKG on the subsequent dry storage performance.

Work carried out and results obtained

Analyse the influence of low temperature annealing on the cladding mechanical behaviour

The work on the implementation of a new irradiation defect annealing correlation was triggered after the Extended Storage Collaboration Program Meeting organized by EPRI in 2023. Two researchers from the US nuclear industry independently highlighted the relevance of this phenomenon for dry storage. In consequence, efforts were made within DRYstars to implement the new correlation in Falcon. To assess its impact on the cladding behaviour in dry storage conditions, simulations of pressurized tube experiments, aimed at representing dry storage conditions, have been carried out. In the analysis, the newly implemented model, called **Rashid**, was compared to the Falcon's default model **Matpro**. The results presented in Figure 1 indicate that in case of the Zircaloy-4 sample, shown on the left side, the

Rashid correlation predicts slower annealing, leading to reduced creep. The reduction in creep, results in slower relaxation of stress, which can influence radial hydride precipitation. Notably, it can also be seen that the hoop strain results obtained in this case do not match the experimental measurements. The Zircaloy-2 results, presented on the right side, show no effect of the annealing model on the numerical prediction and both models are in agreement with the experimental data. Additional studies on the annealing of irradiation defects will be presented in a journal paper on dry storage related Falcon developments in 2025.

Simulations of KKG limiting rods for dry storage safety analyses

The methodology for identifying limiting rods for KKL [1] was extended to KKG in 2024. It required updating the FMSYS databased [2] and the Falconizer2 tool for importing reactor simulator data and generating Falcon inputs [3]. The cycles 19–40 were analysed and the fuel assemblies were divided into 80 batches. For each batch, the most limiting rod was selected and studied using Falcon and HYPE [4]. None of the rods exhibited radial hydrides in the substrate, either after reactor operation or dry storage. In addition, the stress levels were not high enough to induce significant creep. The rod with the highest rod internal pressure was studied in detail. Although the investigated rod was the most limiting among the KKG rods, the cladding stress at the end of drying does not

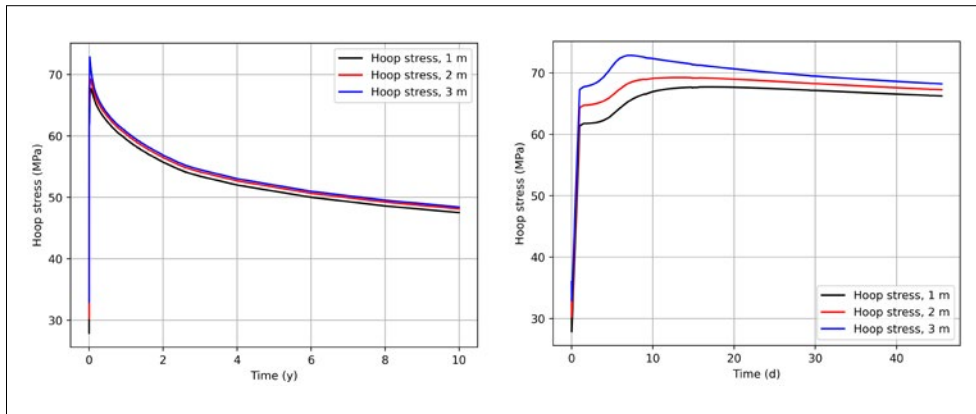


Figure 2: Stress in the outer part of the cladding during storage, Calculated at three different axial elevations. Left figure: entire storage period; right figure: drying and first days of dry storage.

exceed 80 MPa as shown in Figure 2. This level of stress resulted in a small concentration of radial hydrides in the liner, whereas the substrate was hydride free. The elevated temperature at the end of drying dissolved all hydrides present in the substrate after reactor operation and the slow cooling during storage led to migration of hydrogen to the liner and precipitation of hydrides, while the hydrogen in the substrate remained entirely dissolved in the matrix. Therefore, the cladding integrity is not challenged by hydrogen embrittlement. The results obtained in this work were published in a technical report [5]. This analysis was complemented by a study on the impact of Wet-To-Dry-To-Wet transfer, which is discussed later in this report.

Using Z88ENSI to obtain thermal boundary conditions for dry storage simulations

Z88ENSI was delivered to PSI in the second half of 2024, successfully installed and tested. First thermal analyses have been performed for familiarization with the tool. An example of the temperature distribution in a dry cask is shown in Figure 3. Currently, only one cask model is available. In 2025, the TN32B cask model will be delivered which will allow validation of Z88ENSI against the experimental data from the DEMO project coordinated by the US Department of Energy and EPRI. In this project, the TN32B cask was equipped with thermocouples and loaded with high burnup fuel assemblies. The cask and fuel specifications are publicly available mak-

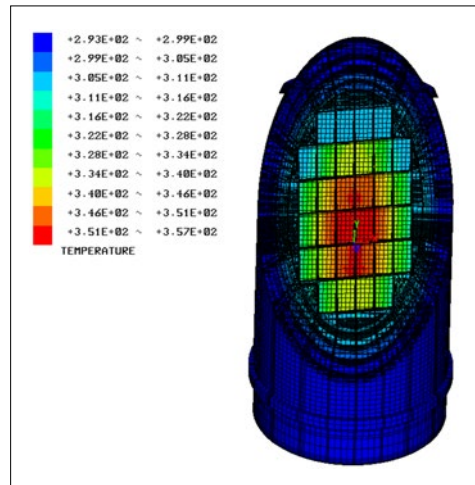


Figure 3: Example of the temperature distribution in a cask.

ing it an excellent validation case. Additional analyses and efforts to integrate Z88ENSI into the dry storage calculation chain are planned for 2025.

Participate in the SPIZWURZ benchmark

SPIZWURZ is an international benchmark organized by GRS, Germany. The main goal is to study hydrogen behavior in simulated dry storage conditions. To this aim, cladding tubes were charged with hydrogen, pressurized, and submitted to slow cooling. In the first, blind, phase of the benchmark, participants predict the hydrogen behavior based solely on the experimental conditions without access the final experimental results. The second phase will involve the release of these results for comparison. In 2024, the Falcon/HYPE calculations of the SPIZWURZ rods

for the blind phase were finalized in 2024. A scoping analysis was performed to assess whether HYPE should be extended to 2D. The obtained results revealed that the axial transport of hydrogen is negligible as shown in Figure 4. Therefore, the analysis concentrated on radial diffusion and precipitation of radial hydrides. The calculated parameters included total hydrogen concentration, hydrogen in solid solution, hydride concentration, the fraction of radial hydrides, and total strain. While benchmark organizers requested total, thermal, and creep strains, only the total strain was available in the Falcon output files. The obtained results were cross validated with OFFBEAT and submitted to the organizers. The details of PSI's contribution are discussed in [6]. The benchmark results will be published by the organizers in 2025. DRYstars will participate in the second part of the benchmark.

Wet-To-Dry-To-Wet process analysis

A second wet storage pool, outside the reactor building, is used at KKG to account for the increased required capacity mainly due to the high decay heat from MOX fuel, very high burnup fuel and their associated longer cooling times. Fuel transfer is performed using a TN12/2 transport cask, capable of accommodating up to 12 assemblies, through the Wet-To-Dry-To-Wet (W2D2W) process. This involves vacuum drying the fuel, transporting it to the external pool, and reflooding it for further cooling. The second wet storage phase allows decay heat to reduce to levels safe for subsequent dry storage.

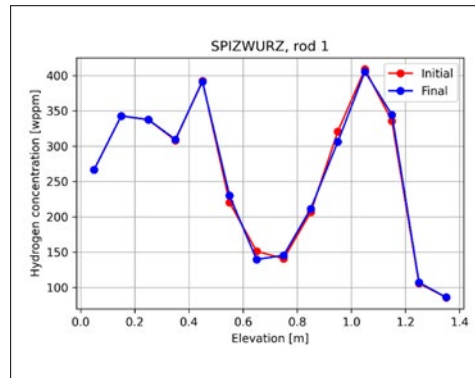


Figure 4:
Axial hydrogen concentration before (in red) and after (in blue) the thermal treatment in one of the SPIZWURZ rods.

The axial temperature profiles of KKG fuel during wet-to-dry-to-wet procedure, provided by ENSI, were used to perform preliminary analyses of the impact of this process on the fuel behaviour. 50 simplified cases were simulated. Three rods with the burnups of 40, 60 and 80 GWd/tU were chosen for the analyses. The 50 scenarios for each rod include different durations of drying, transfer and reflooding of the cask as schematically shown in Figure 5.

The results of the analysis have shown that the drying and transfer period do not have a significant impact on the rod state at the end of reflooding. However, the reflooding duration can affect the hydrogen radial profile as shown in Figure 5. The W2D2W results served as basis for the dry storage simulations. These indicated that the cladding stress remains below 40 MPa, which is insufficient to trigger the precipitation of radial hydrides. The work on W2D2W will be published as a technical report in 2025.

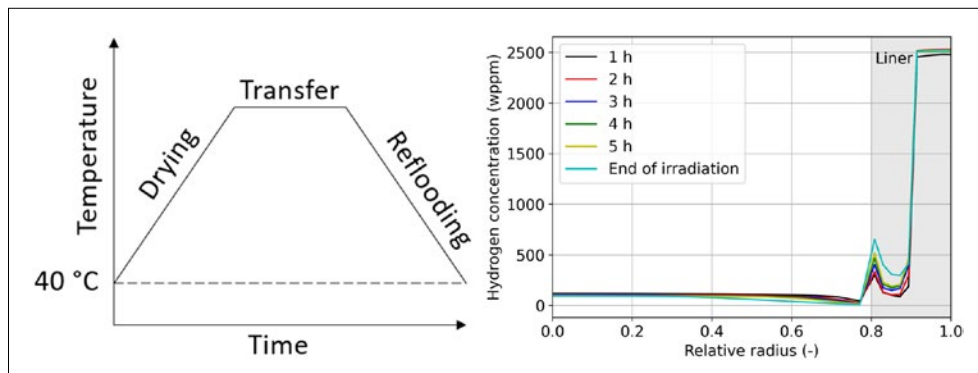


Figure 5:
Left side: schematic of the wet-to-dry-to-wet scenario. Right side: Radial hydrogen profiles calculated at the end of reflooding; different colors correspond to different reflooding durations.

National Cooperation

At the national level, the DRYstars project is conducted in direct association with the ENSI/STARS project in general and its fuel modelling activities in particular. In addition, with regards to code validation using post-irradiation examinations of Swiss operated fuels as well as experimental programs on hydrogen uptake or dry storage fuel mechanics, DRYstars collaborates with the PSI Laboratory for Nuclear Materials. Finally, the DRYstars project is also associated to the national ESB activities related to dry storage fuel safety.

International Cooperation

At the international level, the DRYstars activities are closely linked to international expert groups and associated research programs, in particular benchmarks coordinated by the OECD/NEA WGFS and WPRS. Also, DRYstars collaborate with EPRI through the LRT/STARS participation to Falcon code development and to the NFIR program involving several experimental studies related to dry storage. At the European level, DRYstars participate in the H2020/EURATOM EURAD-2 project on spent fuel characterization. Also, DRYstars participates in the international benchmark SPIZWURZ, focused on hydrogen behaviour in dry storage conditions, organized by GRS. In addition, these activities are regularly presented at the Extended Storage Collaboration Program (ESCP) meetings, organized by EPRI, to ensure that DRYstars developments are shared with the global dry storage community.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

The most important objective for 2024 was successfully completed by extending the methodology for identifying limiting rods and simulating them, confirming no significant threats to rod integrity. The analyses were expanded to W2D2W storage and similarly showed no important effect on the rod state in dry storage. A new model for the annealing of irradiation defects was implemented and tested, demonstrating its im-

pact on the cladding mechanical behaviour in dry storage. Integration of the Z88ENSI thermal solver into the dry storage calculation chain also started and is planned to be finalized next year. Additionally, DRYstars participated in the blind phase of the SPIZWURZ benchmark, organized by GRS, using the Falcon and HYPE codes.

DRYstars2 will finish by the end of 2024. Currently, a proposal for DRYstars3 is under preparation. Planned as a four-year doctoral project, it will focus on core-wide fuel behavior simulations for dry storage.

Publications

- [1] P. Konarski, A. Cherezov, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi, **Finding critical rods for dry storage analyses**, Annals of Nuclear Energy, 212 (2025) 111043, <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2024.111043>
- [2] P. Konarski, C. Cozzo, **FMSYS – rod design database for fuel performance simulations**, Technical report TM-41-23-26
- [3] P. Konarski, A. Cherezov, **Falcon – CMSYS coupling for automated generation of input files**, Technical report TM-41-23-27
- [4] P. Konarski, C. Cozzo, G. Khvostov and H. Ferroukhi, **Development and testing of the hydrogen behavior tool for Falcon – HYPE**, Nuclear Engineering and Technology, 56 (2024) 728–744 <https://doi.org/10.1016/j.net.2023.11.012>
- [5] P. Konarski, **Methodology for finding limiting rods for dry storage**, Technical report TM-41-23-28
- [6] P. Konarski, **PSI contribution to the SPIZWURZ benchmark. Falcon/HYPE results**, PSI Memorandum, September 2024

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). 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 time-dependent material behavior.

In the laboratory, a series of multi-step creep experiments with different loading paths were conducted (Phase 2). Special emphasis is given on full saturation conditions and fully drained creep stages to achieve constant effective stress conditions during testing. Specimens loaded parallel and perpendicular to the bedding are tested at ambient (30°C) and elevated (60°C) temperatures. The results allow the determination of time-dependent rock parameters, which will then be implemented in the constitutive model of Opalinus Clay in MOOSE. The focus of the modeling will be mainly on the secondary and tertiary creep deformation under the influence of differential stress, anisotropy and temperature.

Project goals

The development of a fully coupled thermo-hydro-mechanical (THM) constitutive model is the key to predicting the physical behavior of Opalinus Clay as a host rock for deep geological repositories. The unique performance

requirements of repositories, which exceed the typical service time of engineering constructions, increases the importance of understanding time-dependent deformation processes (Project phase 2). For the development of an extended constitutive model in the framework of the HM-C project, the following objectives are pursued:

- Design of experimental protocols for triaxial creep tests of low permeable clay shale with different multi-step loading paths and appropriate boundary conditions.
- Conducting a series of laboratory creep tests to determine the THM-coupled creep behavior of fully saturated shaly Opalinus Clay under fully drained conditions.
- Application of the protocols to testing configurations considering the material anisotropy as well as different temperatures (30°C and 60°C).
- Identification and analysis of creep mechanisms based on the creep behavior and microstructural investigations of tested Opalinus Clay samples using scanning electron microscopy.
- Extension of the existing HM-coupled constitutive model of phase 1 (short-term) by implementing results from the creep deformation behavior of phase 2 (long-term).
- Calibration, verification, and validation of the developed constitutive model with on-going laboratory tests at RWTH as well as laboratory tests on sample material of the deep boreholes by NAGRA.

Work carried out and results obtained

RWTH Aachen attempts to reach the above-mentioned goals via conducting a series of laboratory experiments and numerical simulations, concurrently. A summary of the accomplished work and the obtained results of the current status for phase 2 of this project are presented below:

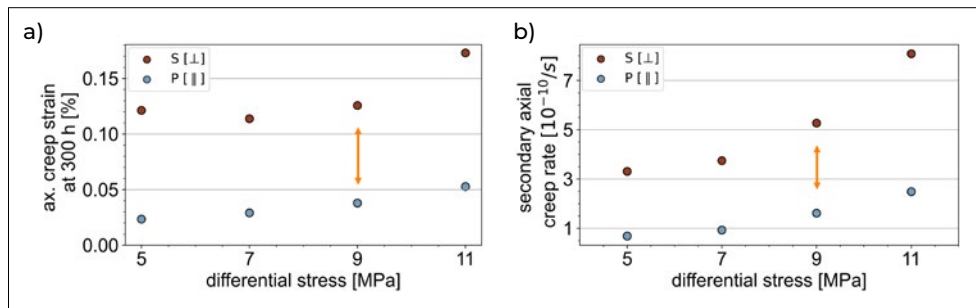


Figure 1: Comparison of the creep behavior of a P- and a S-specimen tested by the detailed loading path. Data from selected creep stages for (a) accumulation of axial creep strain within the first 300 hours and (b) secondary axial creep strain rates.

Laboratory experiments

A creep testing campaign is currently being carried out on sample material of the shaly Opalinus Clay from the Mont Terri URL (boreholes: B-HM-C1 and -C2). The tests are designed to characterize the pure rheological creep behavior of fully saturated specimens under drained conditions (constant effective stresses). Different aspects are investigated considering the impact of differential stress, creep accumulation, structural anisotropy and elevated temperature.

The creep tests consist of a sequence of preparation steps and a multi-stage creep testing protocol under constant effective confining stress. The preparation steps follow a slightly modified protocol by Winhausen et al. (2022), with re-saturation, verification of full specimen saturation (check for Skempton's B coefficient) and final consolidation. The multi-stage creep testing protocol consists of an alternating procedure of strain-controlled differential stress increases and constant effective stress creep stages. In order to exclude consolidation effects and to measure pure creep deformation, the creep tests were performed under fully-drained conditions avoiding any build-up of excess pore water pressure. The appropriate loading rate, to maintain drained conditions, was retrieved from the individual consolidation phases which provide specimen-specific information about their drainage parameters.

So far, four creep tests have been successfully performed and investigated. Two specimens were prepared with the bedding orientation parallel (P-specimen) and perpendicular (S-specimen) to the axial loading direction,

respectively. All tests fulfill similar experimental boundary conditions, i.e., temperature (30°C) and effective confining stress (4 MPa), but differ in the applied differential stress (q) multi-stage loading path. P-specimens were loaded with an axial strain rate of $2\text{e-}8\text{ s}^{-1}$ and $1\text{e-}8\text{ s}^{-1}$, whereas S-specimens were loaded with an axial strain rate of $9\text{e-}9\text{ s}^{-1}$ due to the lower permeability perpendicular to the bedding. Specimens of both bedding orientations were tested using either an extensive loading path, starting at low differential stresses, or a simplified loading path, with an initial loading to 12 MPa close to the short-term peak strength conditions for the respective effective confinement. Differential stress-steps of 1 MPa are performed in both loading scenarios until failure of the specimens occurred.

All tested specimens showed a high potential for creep deformation displaying a strong rock anisotropy. Figure 1 presents the creep behavior for selected creep stages of a P-specimen and a S-specimen tested with comparable loading paths. In general, increased differential stresses result in enhanced creep accumulation and faster secondary creep rates. However, the S-specimen reveals three to five times more creep accumulation as well as three to five times faster creep rates at identical differential stress conditions.

The total accumulation of strain before initiation of tertiary creep, i.e., a strain rate acceleration, depends on the specimen type as given by the orientation of bedding towards maximum principal stress. For the stress conditions during laboratory creep failure, the anisotropy is less pronounced.

Although S-specimens failed at lower differential stresses compared to P-specimens (S: $q = 12$ MPa; P: $q = 13$ to 15 MPa), this discrepancy is minor and falls within the sample variability from the short-term failure criterion (Figure 2; criterion after Winhausen et al 2022). The stress-strain rate analysis for secondary creep rates suggests a change in the creep mechanism from recovery dominated processes at low differential stresses to damage dominated processes at high differential stresses. This change may indicate a stress threshold for potential creep failure with time and represents the long-term strength of the rock. The long-term strength is significantly lower compared to the short-term peak strength (Figure 2). Following the drained loading path with an effective confining stress of 4 MPa, the predicted short-term peak strength is approximately 16 MPa which results in a long-term strength reduction of 40%. The long-term strength does not show an anisotropic behavior.

Numerical Simulation

A constitutive model was calibrated for Opalinus Clay using consolidated undrained tests performed by NAGRA. The tested specimens were obtained from three deep drillings in Northern Switzerland, i.e., Bözberg (borehole BOZ1-1), Büllach (borehole BUL1-1) and Trüllikon (borehole TRU1-1). The constitutive model employed was developed at the Department of Engineering Geology and Hydrogeology, RWTH Aachen within the framework of the HM-C project. The model was originally developed to describe the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay from Mont Terri URL under undrained conditions. A simplified version of the model with fewer material parameters is presented to simulate the hydro-mechanical behavior of Opalinus Clay from deep formations. The OPA cores obtained from deep boreholes were classified by NAGRA into four sub-units based on their predominant mineralogical composition. The CTCU tests (Constant Temperature Consolidated Undrained) reported in Crisci et al. 2021, 2022a and 2022b included the pore water pressure, strains, and

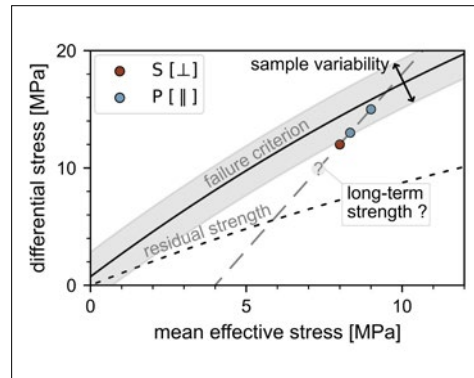


Figure 2: Creep failure stress conditions as well as the potential long-term strength of the tested P- and S-specimens in context of the short-term failure criterion of the shaly Opalinus Clay after Winhausen et al. (2022).

effective stress evolution of P-, S-, and Z-specimens with initial confining pressures in the range of 4 to 13 MPa. In total, 69 CU-tests were conducted on the deep borehole OPA specimens. The model was calibrated using the experimental data from sub-units 2 and 3, since sub-unit 1 and sub-unit 4 showed major deviations in their material behavior or contained too few tests for a proper calibration. The key observations in CU-tests for sub-unit 2 and 3 are summarized below.

- The Opalinus Clay sampled from deep boreholes exhibits a transversely isotropic elastic behavior in the stress-strain curves. This elastic anisotropy is also evident in the pre-failure effective stress paths of both P- and S-specimens, clearly illustrating different directions.
- The ultimate shear strength values obtained from CU tests are also transversely isotropic. The failure strains of S-specimens are about two times higher than the failure strain obtained for P-specimens.
- The peak strength values describe a quasi-linear failure boundary in the stress space.
- In the post-peak region, the differential stress decreases rapidly from the peak strength to a residual value (softening). The rate of stress drop depends mainly on the type of specimen (P, S or Z) and the applied confining pressure.

Model description

The employed model describes four deformation regimes observed in the consolidated-undrained tests, namely: 1) transversely isotropic elastic deformation, 2) plastic

	Parameter	Mont-Terri URL	Deep Boreholes Sub-units 2 & 3	Unit
Elastic model	E_0	$220 p' + 500$	11,000	MPa
	E_0/E_{-1}	2.2	1.83	–
	ν_0	0.15	0.2	–
	ν_{-1}	0.35	0.35	–
	G	1500	2000	MPa
Plastic model	n	3.0	–	–
	β_1	0.015	–	–
	β_2	0.6	0.6	–
	σ_{lim}	0.5	6	MPa
Hardening model	a_0	5e-6	–	–
Anisotropic strength model	γ_m	0.078	0.0448	–
	c_1	0.521	0.2	–
	c_2	2.0	5.0	–
Post peak model	ϵ_m	1.5e-6	4.0e-4	–
	b_1	3.0	–	–
	b_2	59	–	–
	γ_R	0.04	0.022	–
	ϵ_f	0.002	0.002	–
	ω	0.55	0.85	–

Table 1:
Model parameters
obtained for OPA
from deep boreholes
and their corresponding
values for
Mont-Terri OPA.

deformation with cross-anisotropic peak strength, 3) post-failure regime, and 4) residual strength state.

- Transversely Isotropic elasticity
- Transversely isotropic strength
- Plastic deformation
- Post-peak model

The implementation of the material behavior and constitutive equations are similar to those used in Khaledi et al. (2023).

Model calibration and results

Based on the experimental observations, the following assumptions were made to simplify the calibration procedure and to reduce the number of required model parameters:

■ In contrast to OPA from Mont Terri, the elastic parameters obtained for OPA from the deep boreholes show minor dependency on the confining stress. Therefore, a transversely isotropic elastic model with constant parameters was used. An average value was back-calculated from all tests performed at effective confining stresses ranging from 4 to 13 MPa.

■ The strain hardening behavior in the pre-failure regime was insignificant in most the tests carried out on OPA from the deep boreholes. The hardening model was eliminated in the calibration procedure.

■ A linear failure boundary without a cap was used to describe the shear strength in CU tests. The failure boundary in this case becomes a smoothed version of the Mohr-Coulomb failure boundary.

■ In contrast to OPA from Mont Terri, the critical strain that describes the onset of damage shows minor dependency on the bedding orientation. Therefore, an isotropic damage model was used in the post-failure behavior.

With these assumptions, the number of model parameters reduces from 19 to 13 parameters in comparison to the Mont-Terri Opalinus Clay. Table 1 presents an overview of parameters used for the simplified model for OPA from the deep formations in northern Switzerland and the more extensive model for OPA from the Mont Terri URL. The detailed parameter descriptions and functions implemented in the model are presented in Khaledi et al. (2023).

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

Laboratory Experiments

In 2024, the campaign of multi-step creep tests was continued and additional tests were successfully completed. The compari-

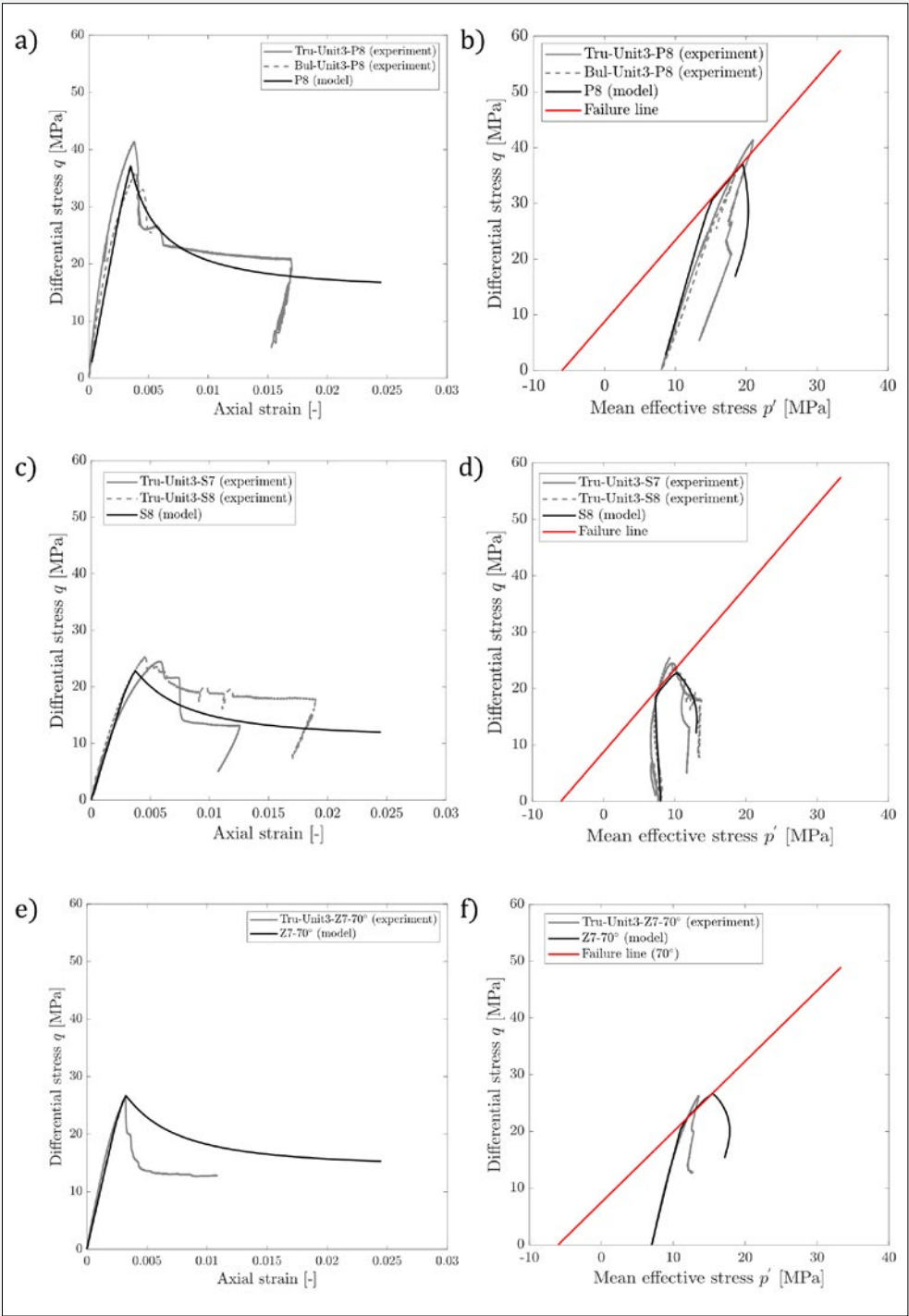


Figure 3:
Results of model calibration presenting stress-strain curves (a,c,d) and effective stress paths (b,d,f) for P, S-, and Z-specimens types.

Module	Possible combinations	Number of parameters	Mont-Terri Opalinus Clay	Deep Opalinus Clay
Elasticity	Transversely isotropic	5	yes	yes
Pre-failure deformation	With Hardening	2	yes	no
	Perfectly plastic	0	no	yes
Failure boundary	Isotropic	4	no	no
	Transversely isotropic	6	yes	yes
Onset of Damage	Isotropic	1	no	yes
	Transversely isotropic	4	yes	no
Post-failure	Softening to residual strength	2	yes	yes

Table 2:
Modular structure of the presented constitutive model.

son of all performed tests allow insights into the stress-dependent creep behaviour of shaly Opalinus Clay and its dependence on the anisotropy (P- and S-specimens). Further, a potential anisotropy-independent long-term strength is identified. Additional tests at increased temperature were initiated and are currently under investigation.

In 2025, currently running tests at increased temperature (60°C) will be completed and analyzed. These tests will provide information about a potential temperature dependency of the stress dependent creep behavior and the long-term strength. Further, post-experimental investigations on the microstructure of tested specimens aim to strengthen our understanding of corresponding creep mechanisms at different scales.

Two publications have been prepared of which the first is in revision and deals with the creep behavior and interpreted deformation mechanisms based on experiments using P-specimens. The second publication, to be submitted in 2025, will address the anisotropic creep behavior and the effect of temperature changes.

In spring of 2025, a dissertation will be submitted which addresses a detailed investigation of the creep behavior and the long-term strength of shaly Opalinus Clay under consideration of different multi-stage loading paths, anisotropy and temperature including microstructural investigations.

Numerical Simulation

A modified model was implemented in the multiphysics finite element code MOOSE. The model is structured in a modular framework. Its primary objective is to encapsulate the fundamental phenomenological behaviors of clay shales. This modularity enables the flexibility to simplify the model by deactivating unnecessary modules. Table 2 outlines the potential combinations achievable through the activation or deactivation of modeling parameters. The number of required parameters depends on the level of accuracy that we aim to achieve. For instance, in the case of the Mont-Terri Opalinus Clay, we intended to provide an accurate

scientific description of the four deformation regimes observed in undrained tests. Therefore, we activated all complex modules, including transversely isotropic elasticity, pre-failure deformation with plastic hardening, transversely isotropic failure boundary, transversely isotropic damage onset, and post-failure.

In 2024, a simplified model was developed and calibrated against the Opalinus Clay specimens from deep formations in Switzerland. The number of model parameters was reduced from 19 to 13 because of the adopted simplifications shown in the table below. Further simplifications can be carried out to reduce the number of material parameters. In 2025, the existing model will be extended using the creep tests carried out for different specimen configurations to implement the anisotropic creep behavior of Opalinus Clay. Furthermore, the model will integrate the temperature dependence of creep by calibrating the model against laboratory creep tests performed at elevated temperatures of 60°C.

Publications

- Gotzen, L., Winhausen, L., Jalali, M., Khaledi, K., & Amann, F. (2025). The long-term strength and creep behavior of fully saturated shaly Opalinus Clay. *Engineering Geology*, 107961. <https://doi.org/10.1016/j.enggeo.2025.107961>
- Gotzen, L., Winhausen, L., Jalali, M., Khaledi, K., and Amann, F.: Time-dependent deformation behavior of Opalinus Clay: A triaxial multi-step creep study under fully drained conditions, EGU General Assembly 2024, Vienna, Austria, 14–19 Apr 2024, EGU24-11241, <https://doi.org/10.5194/egusphere-egu24-11241>, 2024.

References

- Crisci, E., Giger, S., & Laloui, L. 2021. TBO Trüllikon-1-1: Data Report. Dossier IX: Rock-mechanical and geomechanical laboratory testing. Nagra Arbeitsbericht NAB, 20–09.
- Crisci, E., Giger, S., and Laloui, L.. 2022. TBO Bözberg-1-1: Data Report, Dossier IX: Rock-mechanical and geomechanical laboratory testing. Nagra Arbeitsbericht NAB, 21–21.

■ Crisci, E., Laloui, L., & Giger, S. 2021. TBO Bülach-1-1: Data Report. Dossier IX: Rock-mechanical and Geomechanical Laboratory Testing. Nagra Arbeitsbericht NAB, 20–08.

■ Khaledi, K., Winhausen, L., Jalali M., and Amann, F. 2023. "Constitutive Modeling of Clay Shales in Undrained Conditions and Its Experimental Verification for Opalinus Clay." **International Journal of Rock Mechanics and Mining Sciences** 171: 105588. [doi:10.1016/j.ijrmms.2023.105588](https://doi.org/10.1016/j.ijrmms.2023.105588).

■ Winhausen, L., K. Khaledi, M. Jalali, J. L. Urai, and F. Amann. 2022. "Failure Mode Transition in Opalinus Clay: A Hydro-Mechanical and Microstructural Perspective." **Solid Earth** 13 (5): 901–15. <https://doi.org/10.5194/se-13-901-2022>

Reconstruction of Deckenschotter Stratigraphy in 4D at Irchel

Author and Co-author(s):

Catharina Dieleman, Naki Akçar

Institution: Institute of Geological Sciences, University of Bern

Address: Baltzerstrasse 1+3, 3012 Bern

Phone, E-mail, Internet address:

+41 31 684 52 79,

catharina.dieleman@unibe.ch,

www.geo.unibe.ch

Duration of project: Three years

Abstract

Glaciers advanced about 15 times onto the northern Alpine Foreland but tracing the pace of Early Pleistocene glaciations is challenging as not many archives are preserved. Deckenschotter, glaciofluvial gravels with intercalated glacial and overbank deposits, represent such an archive. In the past decade a chronology based on the cosmogenic nuclides ^{10}Be and ^{26}Al has been established for these deposits suggesting three major gravel accumulation phases at ca. 2.5 Ma, 1.5 Ma, and 1 Ma. However, at Irchel these accumulation phases are encountered at the same topographic elevation indicating a complex cut-and-fill architecture. This architecture is challenging previously established lithostratigraphic and biostratigraphic frameworks. Therefore, this project focused on understanding the stratigraphy of the Deckenschotter deposits at Irchel in 4D in order to get more detailed insights on the processes resulting in such a complex terrestrial sequence during the past 2.6 Ma. For this we followed a multi-method approach by applying mapping, detailed sediment analyses, fossil analyses of the fine-grained sediments, isochron-burial and simple-burial dating, drilling, opening shallow trenches, and geophysical methods.

In the last phase of the project, we completed the description of the drill cores, the geophysical surveys, the fossil analyses, and the sample preparation for simple-burial and isochron-burial dating. These results com-

bined with the sediment analyses were integrated into a complex landscape evolution model. The drilling allowed to access the complete stratigraphy of the Deckenschotter at Irchel. The Deckenschotter deposits at Irchel indicate five different gravel units, which were deposited in the vicinity of glaciers, and the Hasli Formation composed of fine-grained sediments. The refined chronostratigraphy implements that these gravels were deposited in the past ca. 2.6 Ma to ca. 1 Ma within three accumulation phases. In combination with the sediment analyses, these gravels were likely not deposited within a layer-cake stratigraphy but show a complex cut-and-fill architecture.

Project goals

Deckenschotter are a succession of Early to Middle Pleistocene glaciofluvial sediments that overlie the Molasse or Mesozoic bedrock and are partially interspersed with till and/or overbank deposits [1, 2, 3]. The Deckenschotter at Irchel, located around 20 km NNE of Zurich, represent the highest and morphostratigraphically oldest deposits. They document the onset of Quaternary glaciations and are, therefore, an important archive for gaining insights into the timing of the first Quaternary glaciations (Figure 1) [1, 2, 3, 4, 5, 6, 7, 8].

Gutzwiller [1] described the general characteristics of Deckenschotter and was the first to mention their presence at Irchel. Later, Frei [4] studied Deckenschotter at Irchel in detail and presented first clast petrography analyses. Based on clast petrography Graf [3], distinguished four different gravel units and proposed the first reconstruction of the Deckenschotter architecture suggesting a layer-cake stratigraphy (Figure 2). According to this succession, the Langacher Gravel is morphostratigraphically the oldest unit overlying the Molasse bedrock. Afterwards, it was overlain by the Irchel Gravel. Subsequently, a phase of erosion created accommodation

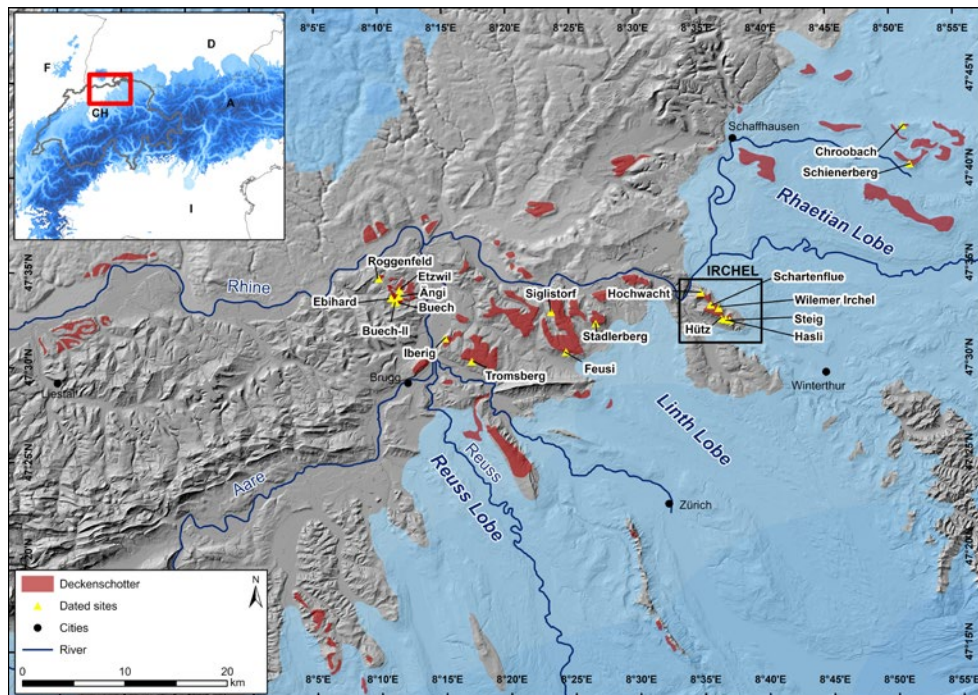


Figure 1: Extent of the Rhaetian, Linth, and Reuss lobes in the Alpine Foreland during the Last Glacial Maximum [9] ©Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern. The black squares indicate the regions Mandach, Irchel, and Lake Constance. The yellow-coloured triangles represent the previously dated sites, at which a chronology based on cosmogenic nuclides was established.

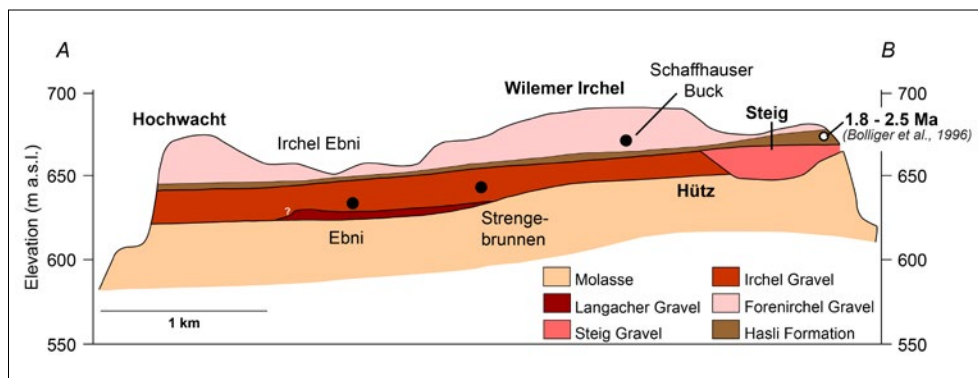


Figure 2: Cross-section through Irchel showing the layer-cake stratigraphy (after [3]).

space for the deposition of the Steig Gravel. During a later interglacial period, the Hasli Formation, a sequence of fine-grained over-bank sediments, was deposited, covering the entire Irchel plateau. The Forenirchel Gravel represents morphostratigraphically the youngest gravel unit (Figure 2). In addition, Graf [3] conducted the first attempt to date these gravels using paleomagnetism, which did not yield conclusive results. In the late 1990's mammal fossils were found in the Hasli Formation and attributed to the Mammal Neogene Zone 17 (MN17; 1.8–2.5 Ma) [10]. These fossils provided the first and, until the 2010s, the only age constraint for the Deckenschotter deposits, when cosmogenic nu-

clides were applied to reconstruct their timing (Figure 2).

In the past decade, a chronology for the Swiss Deckenschotter was established by cosmogenic nuclide dating techniques such as isochron-burial dating, depth-profile dating, and P-PINI based on cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al . This new chronology in combination with the clast petrographical analyses challenges the previously proposed layer-cake stratigraphy for the Deckenschotter at Irchel and suggest a more complex cut-and-fill architecture (Figure 3) [5, 6]. First, Claude et al. [5] dated three sites at Irchel: (1) Wilemer Irchel site, where the ^{10}Be depth-profile revealed an age of ca. 2 Ma for the Forenirchel

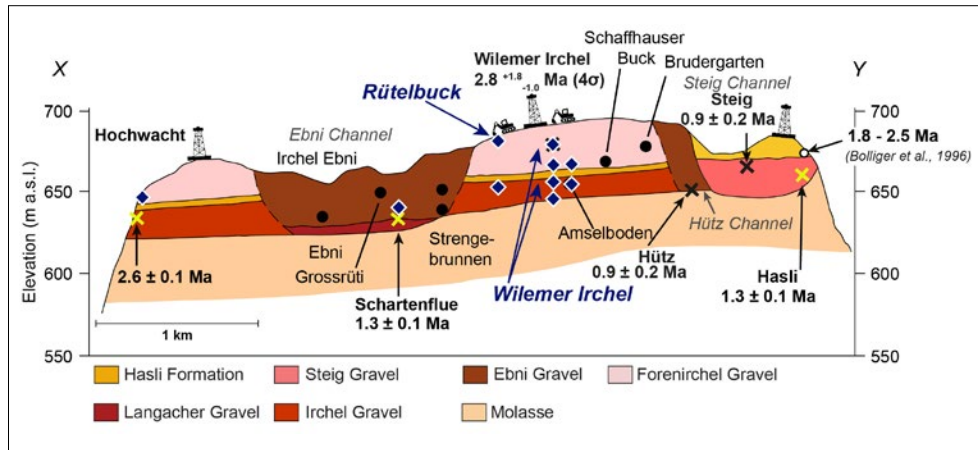


Figure 3: Cross-section through Irchel modified after [6]. The black crosses indicate the sites investigated by Claude et al. [5] and the yellow ones studied by Dieleman et al. [6]. The blue diamonds show the sites that were dated for this study. The drill rigs pinpoint the locations of the drill sites and the excavators the ones where shallow trenches were opened.

Gravel, the morphostratigraphically the youngest formation sensu Graf [3]; (2) Hütz site where the contact between the Molasse bedrock and the Irchel Gravel is outcropping; and (3) Abandoned gravel pit where the Steig Gravel is exposed. The gravels at the Hütz and Steig sites yielded isochron-burial ages of 0.9 ± 0.4 Ma (Figure 3). These ages were then recalculated with P-PINI resulting in ages of 0.69 ± 0.25 Ma for the Steig site and 1.39 ± 0.56 Ma for the Hütz site, respectively [11]. Later, three additional sites were dated with isochron-burial dating [6]: (a) the Hochwacht site, where the Irchel Gravel is overlying the Molasse; (b) the Scharfenflue site located in the Langacher Gravel (morphostratigraphically the oldest); and (c) the Hasli site directly located below the place of discovery of the mammal fossils (Figure 3). Accordingly, this refined chronostratigraphy indicates five gravel accumulation phases at Irchel. The first Quaternary glaciation, which reached the northern Swiss Alpine Foreland around 2.6 Ma, led to the accumulation of the Irchel Gravels. This cold phase was followed by a warm interglacial period, during which the fine-grained overbank sediments of the Hasli Formation were deposited. A subsequent glacier advance, likely at around 2 Ma, deposited the Forenirchel Gravel [5]. A phase of incision then created accommodation space for the deposition of the Langacher and Ebni Gravels during a subsequent glacial advance around 1.3 Ma [6]. The Hütz and Steig channels formed during a second in-

cision phase around 1 Ma and were subsequently filled with the Ebni and Steig Gravels. This sequence of events suggests a cut-and-fill architecture at Irchel as a result of glacially induced shifts in stream power and sediment load [5, 6]. This new paradigm not only contradicts the layer-cake stratigraphy but also challenges the MN17-associated mammal chronology. However, a re-analysis of the mammal fossils from the 1990s suggests a chronology constrained to 2.1–1.8 Ma for the Hasli Formation [8, 12]. Furthermore, recent paleomagnetic analyses aimed at dating the Hasli Formation suggest ages older than approximately 1 Ma but did not contribute to resolving the conflict between the cut-and-fill and layer-cake architectures [7].

The interplay of processes that caused the formation of this complex terrestrial sequence still remain unclear. Within this context, this project aimed to disentangle this interplay through four objectives: (1) establishing a detailed morpho-, litho-, and chronostratigraphic and paleogeographic framework; (2) validating the existing cosmogenic nuclide-based chronology by dating gravels along stratigraphic profiles; (3) testing the lateral continuity of the Hasli Formation through shallow trenches, borehole coring, and geophysical methods; and (4) integrating biostratigraphic, morphostratigraphic, and chronostratigraphic data into a comprehensive landscape evolution model. The study included detailed mapping of outcrops at Irchel and sedimentological analyses, i.e.

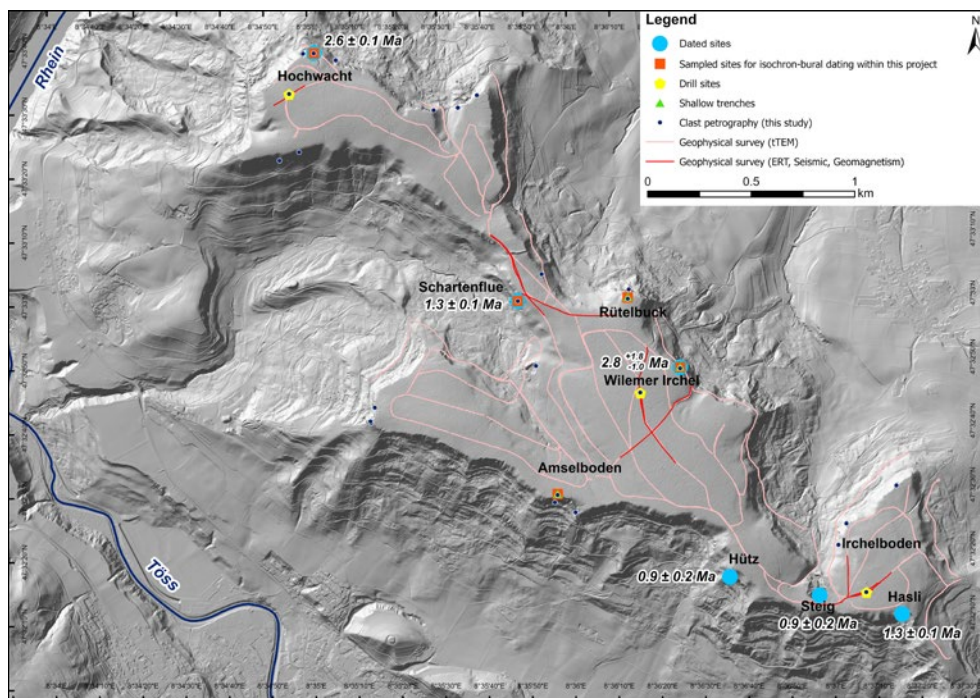


Figure 4:
Digital Elevation Model (DEM) of Irchel
© Federal Office of Topography, swisstopo, CH-3084 Wabern. The blue dots pinpoint the dated sites at Irchel [5, 6]. The orange rectangles show the sites sampled for isochron-burial dating in this project. Green triangles mark where shallow trenches were located, and yellow pentagons indicate the drill sites. The pink and the red lines show the profile lines that were measured for the geophysical survey, during which tTEM (pink lines) and geoelectric, seismic, and geomagnetic methods (red lines) were applied.

clast petrography, morphometry, and fabric. To gauge the timing of the Hasli Formation, ten new sites, focusing on gravels above and below it, were dated using the isochron-burial technique. Trenches were opened to access the gravels underlying and/or overlying the Hasli Formation. Additionally, boreholes were used to explore the underground stratigraphy and were complemented by geophysical surveys, both of which provided new insights into lateral facies changes. These methods also aimed to shed light on the lateral continuity of the Hasli Formation. Finally, project results improved our understanding of the landscape evolution in the Swiss northern Alpine Foreland since the onset of glaciations at around 2.6 Ma.

Work carried out and results obtained

In 2023, we opened shallow trenches at Amselboden, Rütelbuck, and Wilemer Irchel, where we collected samples for isochron-burial dating, clast petrography, and clast morphometry (Figure 4). Additionally, we completed a drilling campaign, reaching the Molasse bedrock at Hochwacht (55m), Wilemer Irchel (53m), and Irchelboden

(38m) and recovered a total of 146m long cores. The drill cores were recovered in 1m PVC liners and analyzed with a multi-sensor core logger (MSCL) to measure density and magnetic susceptibility.

This year, after analysing the drill cores with the MSCL, we opened them and cut the liners in half, archiving one half and processing the other. Each of the archived halves was scanned in high resolution and described in detail considering grain size, the grading, sedimentary structures, bounding surfaces, colour, particle shape and the consistency or compactness (Figure 5). Based on the grain size, eight lithotypes were differentiated. The fine-grained sediments in the drill cores were sieved and the molluscs analysed to identify the Hasli Formation. At each drill site, the Hasli Formation was identified in the drill cores. Furthermore, three core samples per drill site were collected for simple burial dating. For these samples, sand layers or very sandy gravels were sampled, sieved to the 250–400 µm fraction, and finally leached to purify quartz fraction for cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al extraction. To correlate the gravel units from the outcrops with the drill cores, clast petrographical analyses were con-

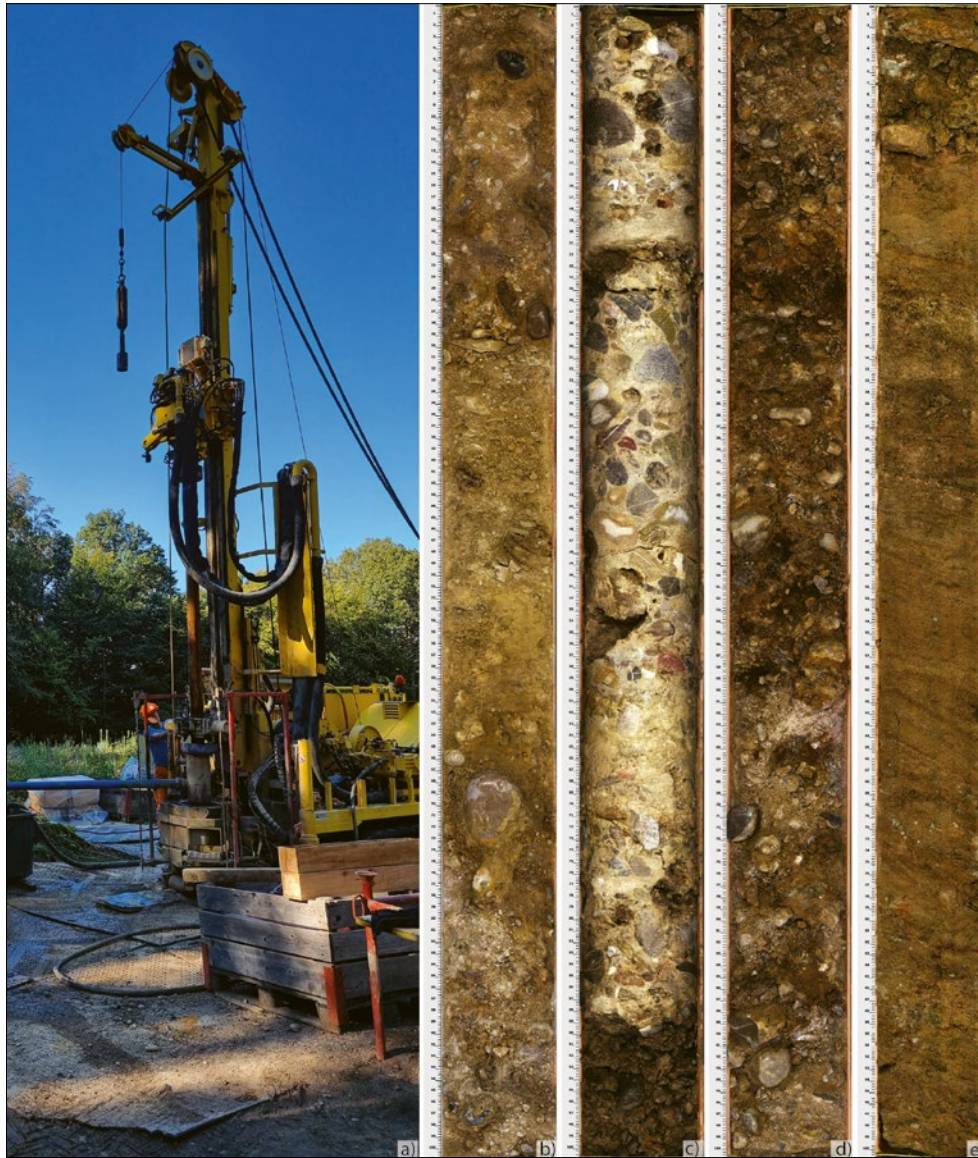


Figure 5:
Photographs of the
drill site and sedi-
ments in the cores:
a) Hochwacht drill
site; b) glaci-fluvial
gravels with interca-
lated fine-grained
sediments;
c) cemented gravels;
d) medium to coarse
grained gravels;
e) Molasse bedrock.

ducted. Samples for clast petrography were collected from locations where significant changes in the sediments were observed. For the clast petrography at least 250 clasts were analysed. To get enough clasts, a complete drill core (archive and working halves) was sieved. Afterwards, the lithologies were analysed and classified as light-coloured limestone, dark-coloured limestone, siliceous limestones, vein quartz, quartzite, chert, radiolarite, sandstone, conglomerate, dolomite, and crystalline. Due to the limited number of pebbles in the drill cores, it was not possible to collect a sample set of 100 clasts of the same lithology for clast morphometry,

which is necessary to assess the transportation processes.

In a total of 57 sample sets from outcrops, shallow trenches, and drill cores were analysed for clast petrographical composition (Figure 4). The results of these clast petrographical analyses were then compared with already existing clast petrographies at Irchel [3, 5, 6, 8]. Based on these results, gravels at Irchel were divided into five units: (1) **Steig Gravel** with a relative abundance of more than 10% dolomite clasts; (2) **Langacher Gravel** with more than 10% crystalline components; (3) **Amselboden Gravel** with more than 45% sandstones and without lime-

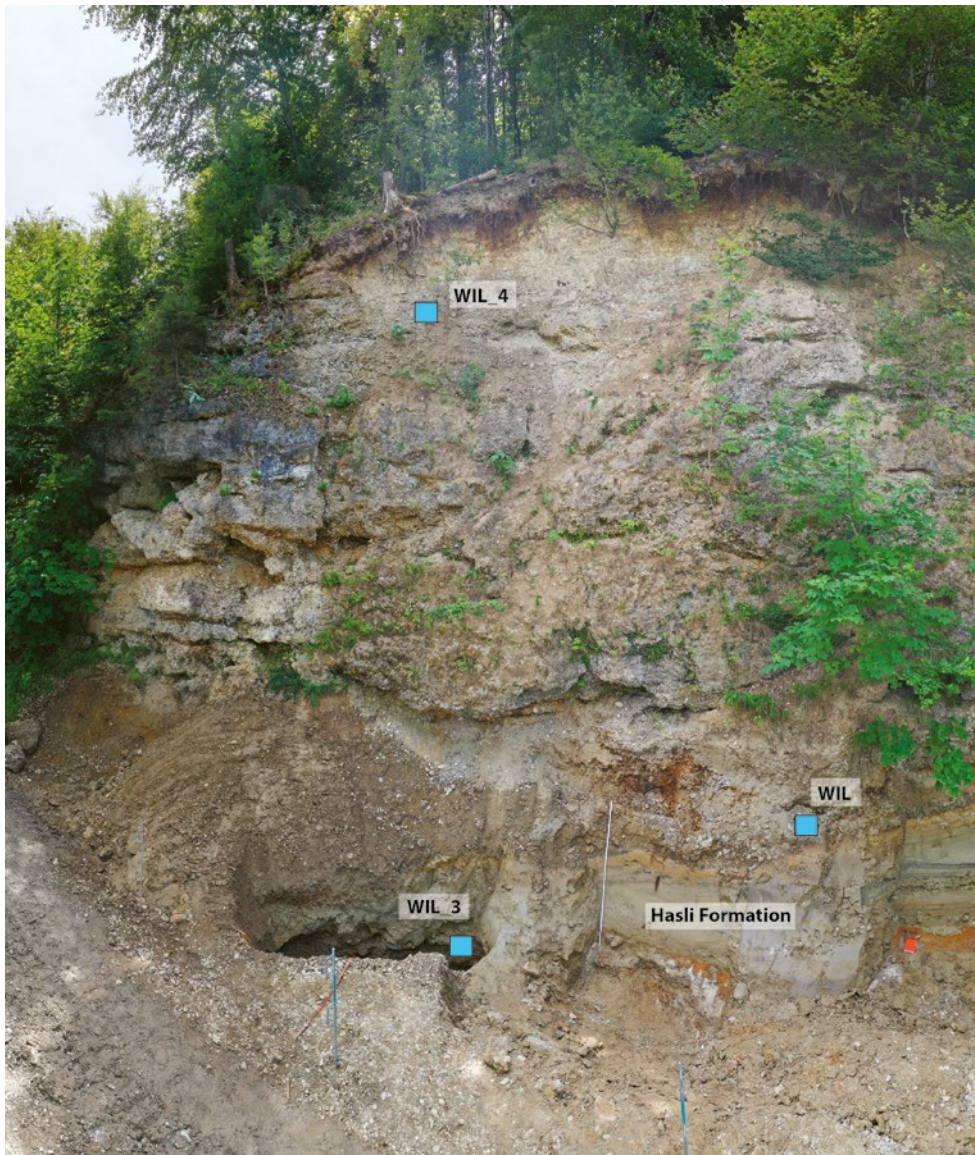


Figure 6: Photograph of the Wilemer Irchel site. The blue rectangles indicate three of the four sampling locations for isochron-burial dating. Sample WIL_3 has been taken at the bottom of the shallow trench. The Hasli Formation is composed of fine-grained sediments on the lower right corner of the picture.

stone components; (4) **Forenirchel Gravel** with a high relative abundance of limestones (>60%) and a very low (<5%) abundance of for the crystalline components; and (5) **Irchel Gravel** with petrographical compositions not matching any of the other four units. In the drill cores, the Irchel, Forenirchel, and Amselboden gravels were present.

This year, we completed the sample processing of more than 100 samples from ten new sites, three revisited sites, and the three drill cores for isochron-burial and simple burial dating. Due to low nuclide concentrations in Deckenschotter deposits, low total Aluminium concentrations (<50 ppm) are needed

to achieve high quality AMS measurements. Prior to cosmogenic nuclide extraction, we tested the total Al concentrations in the sample material by analysing aliquots of 1–2g with Inductively Coupled Plasma Optical Emission Spectrometry (ICP-OES). Samples with too high Al concentrations were either discarded or assigned for further leaching steps. Cosmogenic ^{10}Be and ^{26}Al was extracted from 88 samples that passed the Al test and measured on the MILEA AMS facility at ETH Zurich. These new isochron-burial ages allowed us to refine the existing chronology at Irchel and to confirm gravel accumulation in three pulses.

After running a feasibility test at Wilemer Irchel to detect lateral continuity of the Hasli Formation by geophysical methods in collaboration with the Institute of Geophysics at ETH Zurich, we conveyed a detailed geophysical survey (Figure 6). A profile at the Irchelboden site with a length of about 1 km was measured in the scope of a two-week field course of the Applied Geophysics MSc. Programme at ETH Zurich applying sledgehammer seismics, geoelectric, and geomagnetic survey. In addition, seismic and geoelectric measurements were also conducted around the Hochwacht drill site. Furthermore, tTEM (towed transient electromagnetic), a newly established technique [13], was used to conduct a survey spanning the complete Irchel.

National Cooperation

The scientific collaboration on cosmogenic nuclide methodology and applications between the Institute of Geological Sciences at the University of Bern and the Laboratory of Ion Beam Physics (LIP) at ETH Zürich, established in the early 90's, yielded several research projects, international publications, PhD and MSc. theses. This consortium has more than three decades of tradition and a wealth of experience in applying terrestrial cosmogenic nuclides (^{10}Be , in-situ ^{14}C , ^{21}Ne , ^{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 [14]. 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 older facilities.

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

This project was designed as postdoc project and results in one scientific publication, which will be submitted to an open access international journal. The manuscript delves into the facies changes at Irchel and their reconstruction in 4D. Furthermore, these new results will be set into a broader Deckenschotter context. This manuscript will be submitted in Spring 2025.

Within the framework of this project, we provide more detailed insights into the processes responsible for the complex Deckenschotter stratigraphy at Irchel. The sedimentological analyses indicate five different gravel units that were deposited in the proximity of a glacier. In combination with the established chronology, our findings demonstrate that these gravel units do not follow a layer-cake stratigraphy. It is important to note that a single gravel unit may have been deposited over several gravel accumulation pulses. Especially, in terrestrial settings, lithostratigraphic and morphostratigraphic units can laterally be continuous, but they might be chronostratigraphically discontinuous, i.e., lateral changes or homogeneity in petrographical composition do not necessarily reflect the timing of deposition. This strengthens the complex cut-and-fill architecture of the Deckenschotter deposits at Irchel as already suggested by Claude et al. [5] and Dieleman et al., [6]. However, despite our extensive geophysics campaign, the question of whether the Hasli Formation is a continuous layer across the Irchel plateau remains unresolved. Finally, our project contributed to a 4D reconstruction of Deckenschotter at Irchel enhancing our understanding of the landscape's evolution over the past 2.6 Ma.

Publications

Dieleman, C., Christl, M., Vockenhuber, C., Gautschi, P., Thew, N., Schmelzbach, C.; Schlunegger, F., Akçar, N.: Facies changes and cut-and-fill architecture of Deckenschotter at Irchel – a reconstruction in 4D. In preparation.

References

- [1] A. Gutzwiller: **Die Diluvialbildungen der Umgebung von Basel** Verhandlungen der naturforschenden Gesellschaft Basel, 1880.
- [2] L. Du Pasquier: **Ueber die fluvioglacialen Ablagerungen der Nordschweiz** Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 1, 1891.
- [3] H.R. Graf **Die Deckenschotter der zentralen Nordschweiz** ETH Zürich Dissertation Nr. 10205, 151 pages, 1993.
- [4] R. Frei: **Monographie des Schweizerischen Deckenschotter** Beiträge zur Geologischen Karte der Schweiz, N.F. 37, 1912.
- [5] 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.
- [6] 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.
- [7] S. Scheidt, M.W. Buechi, R. Egli, A.R. Biedermann, G. Deplazes: **Palaeomagnetic and mineral magnetic analyses of the Deckenschotter of northern Switzerland and southern Germany** Swiss Journal of Geosciences, 2023.
- [8] N. Thew, D. Kälän, G. Cuenca-Bescós, M.W. Buechi, K. Penkman, S. Scheidt, M. Knipping, F. Maier, I. Urresti, G. Deplazes: **The Hasli Formation of the Irchel Plateau – A key record for older Early Pleistocene interglacial sediments in northern Switzerland** Quaternary Science Reviews, 2024.
- [9] 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.
- [10] T. Bolliger, O. Fejfar, H. Graf and D. Kaelin: **Vorläufige Mitteilung über Funde von pliozänen Kleinsäugern aus den höheren Deckenschottern des Irchels (Kt. Zürich)** Eclogae geol Helv, v. 89, 1043–1048, 1996
- [11] 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.
- [12] 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, Etappe2, Sachplan geologische Tiefenlager, 2015.
- [13] A. Neven, P.K. Maurya, A.V. Christiansen, and P. Renard: **tTEM20AAR: a benchmark geophysical data set for unconsolidated fluvioglacial sediments** Earth System Science Data, 13, 2743–2752, 2021.
- [14] S. Maxeiner, H.-A. Synal, M. Christl, M. Suter, A. Müller, and C. Vockenhuber: **Proof-of-principle of a compact 300 kV multi-isotope AMS facility** Nuclear Inst. and Methods in Physics Research B, 439, 84–89, 2019.

Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) Phase-1

Author and Co-author(s):

Flavio Anselmetti, Sarah Beraus, Marius Büchi, Thomas Burschil, Markus Fiebig, Gustav Firla, Gerald Gabriel, Lukas Gegg, Katja Heeschen, Christopher Lüthgens, Stephanie Neuhuber, Johannes Pomper, Frank Preusser, David Tanner, Sebastian Schaller, Clemens Schmalfuss, Bennet Schuster

Institution: Institut für Geologie,
Universität Bern

Address: Baltzerstrasse 1–3, 3012 Bern,
Switzerland

Phone, E-mail, Internet address:

031 684 87 06,

flavio.anselmetti@geo.unibe.ch,

<http://www.geo.unibe.ch>

Duration of project: 2021–2024

Abstract

This project investigates drill cores from glacially overdeepened troughs along the northern front of the Alps, as an archive with regard to the age, extent, and nature of past glaciations. Seismic surveys explored the geometry of overdeepened structures to better understand the process of formation. Sedimentological analyses combined with down-hole logging, analysis of biological remains, and geochronological methods allowed to reconstruct the erosion and sedimentation history of the overdeepened troughs. Geophysical exploration documents the geometry of the bedrock incisions as well as internal structures of the sediment fill. The sedimentary succession is characterized by sedimentary facies associations and by petrophysical, geochemical and geotechnical signatures. Optically stimulated luminescence dating positions the stratigraphy in a chronostratigraphic framework that is compared to glacial-interglacial cycles as recorded in the global isotope curves (marine isotope stages; MIS). The Quaternary valley fills in all drilled sections consist of stacked depositional sequences that usually contain diamicts at

the base, overlain by finer and partly layered sediments. The sequences are interpreted in the context of “glacial sequences” representing glacial advance and retreat cycles. Ice contact may also be indicated by glacio-tectonic deformation features as recognized in the seismic data. Most of the infills date to the penultimate glaciation (MIS 6). Only one DOVE site comprises sediment that is older (MIS 8) and only a few pre-MIS 6 fillings are preserved at other sites. The MIS 6 basin fills usually comprise two or three glacial advances. These individual advances are often separated by a lake phase, which has previously been incorrectly interpreted to represent an interglacial. This pattern is observed for the entire northern Alpine Foreland. However, it is not possible to determine if these basins were initially formed during MIS 6 or if previously existing basins were re-excavated. In contrast to MIS 2, where many basins are still underfilled and form today’s lakes, glacial troughs formed during MIS 6 quickly filled upon deglaciation reflecting high sediment flux at that time. Overall, most of the overdeepened structures in the northern Alpine foreland occurred during the last two glacial cycles. This implies that surface process rates have been higher than expected resulting in a rather low earth-surface stability.

Project goals

Overdeepened valleys are found below the present landscape surface in formerly glaciated areas. They are interpreted as being of glacial origin, presumably formed by subglacial meltwater. In the context of International Continental Scientific Drilling Program (ICDP) project Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE), six drill sites have been selected based on the sedimentary infill (Fig. 1), as known from previous investigations. Data from these sites are combined with published information to establish a pan-alpine picture of Quaternary environmental change. Together, more than 20 sites are

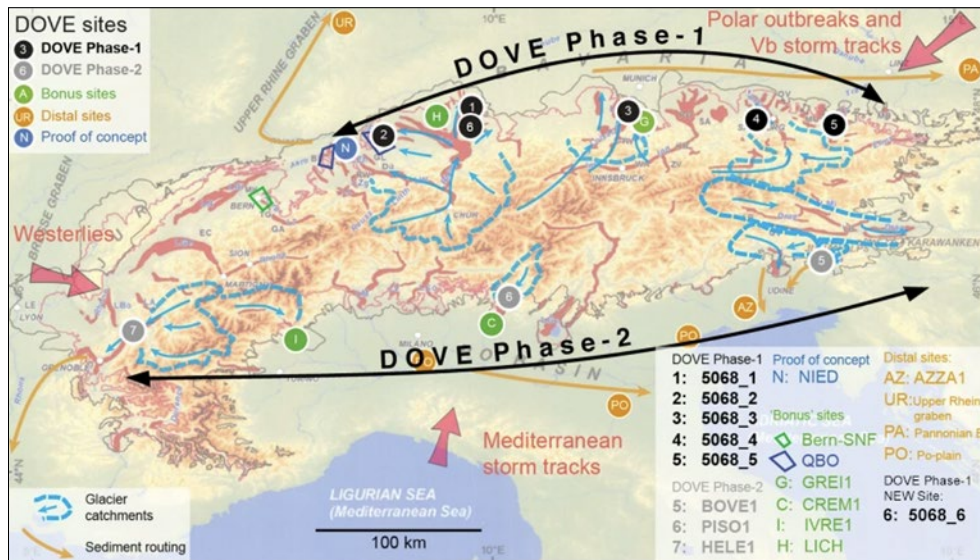


Figure 1: Location of primary DOVE-1 sites (black), Nagra QBO sites (blue areas), DOVE-2 sites (grey), and bonus sites (green) in the Alpine region with limit of the Last Glacial Maximum (pink line), maximum limit of Pleistocene glaciation (black line), location of overdeepened structures (red) and pathways 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 past glaciations.

included in DOVE Phase-1. In addition, ICDP has signaled to provide funding for more 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 fundamental to understand the Quaternary dynamics of natural 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 of past glaciations could vary substantially across the Alpine arc. To date, few projects have applied multi-disciplinary approaches, and collaboration of scientists from different regions has been rather limited. 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 cir-

culcation, 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. 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.

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. The influence of peripheral lithospheric fore-bulges and ice loading on the reactivation of faults and structures will be evaluated in the context of landscape evolution on glacial-interglacial time scales. Investigating the bedrock contact will help to illuminate the process of overdeepening. Observations so far have distinguished simple surfaces, several surfaces with dislocated

bedrock, and massive diamicts. DOVE will build upon these results with systematic investigations and by integrating sedimentological and geophysical data.

DOVE is 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). The geophysical exploration work will be closely linked to borehole information to develop a deeper understanding of the origin of physical rock contrasts and, thus, the origin of geophysical signatures. For sites without boreholes, the geophysical data will assist the geological interpretation in terms of valley formation and sedimentological processes. For sites with boreholes, geophysics will 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

Drill sites Tannwald (Germany): (ICDP No. 5068_1)

The Tannwald Basin is situated distally within the area of the former Rhine Glacier piedmont lobe. Core handling included non-destructive, whole-core scanning for wet bulk density and magnetic susceptibility, an initial core description, and minimally invasive measurements for shear strength. A basal 5.4 m thick glacial shear zone of deformed bedrock is correlated with the mobilization and transport of much larger (>10 m) rafts reported from the nearby Schneidermartin core (Ellwanger et al., 2011; Hahne et al., 2012) and allochthonous molasse slabs (Burschil et al., 2018). Frequent evidence of sediment deformation indicates the pivotal role of gravitational and glaciotectionic processes. The lower part of the core shows consistent

evidence of folding, faulting, and inclined bedding. The deformed sections are correlated with faults visible in the seismic data (Burschil et al., 2018) and indicate glaciotectionic deformation of sedimentary strata during the emplacement of terminal moraine of the last glaciation.

Seventeen lithotypes were identified and grouped into seven lithofacies associations (Fig. 2; Schuster et al., 2024). To facilitate the integration with existing seismic data (Burschil et al., 2018; Buness et al., 2020), morphostratigraphic data, and previously published drill-core data (Ellwanger et al., 2011; Hahne et al., 2012), the Quaternary sedimentary infill was then further categorized into three lithostratigraphic units. Unit A represents basin erosion and subglacial traction processes, followed by ice-proximal sedimentation in a proglacial lake, and eventually a glacier retreat leading to the formation of a stacked delta succession. Facies evolution of Unit B indicates glacier re-advance, likely coupled to secondary shallow basin erosion, subsequent glacier retreat, and, in analogy to Unit A, delta formation. Unit C indicates the development of a glaciofluvial outwash plain with mass movements from the glacier margin. Hence, the sedimentary sequence of the Tannwald Basin reflects a multi-phase stacked infill, indicative of at least three distinct glacial advances.

Luminescence dating results indicate that the basal section was deposited during the penultimate glaciation (MIS 6). Sedimentation of the lower fine-grained section was high as no age difference between the bottom most sample and the topmost sample is observed. For cosmogenic radionuclide dating (CRN), two samples close to the base were retrieved but results are not available yet.

Reflection seismic surveys reveal a prominent reflection, which is visible on all profiles, that marks the erosional base of the basin (top molasse). This unconformity can be correlated uniquely in most parts of the basin, especially on the flanks, where the reflective layers of the molasse sediments are truncated. It incises through all the molasse reflect-

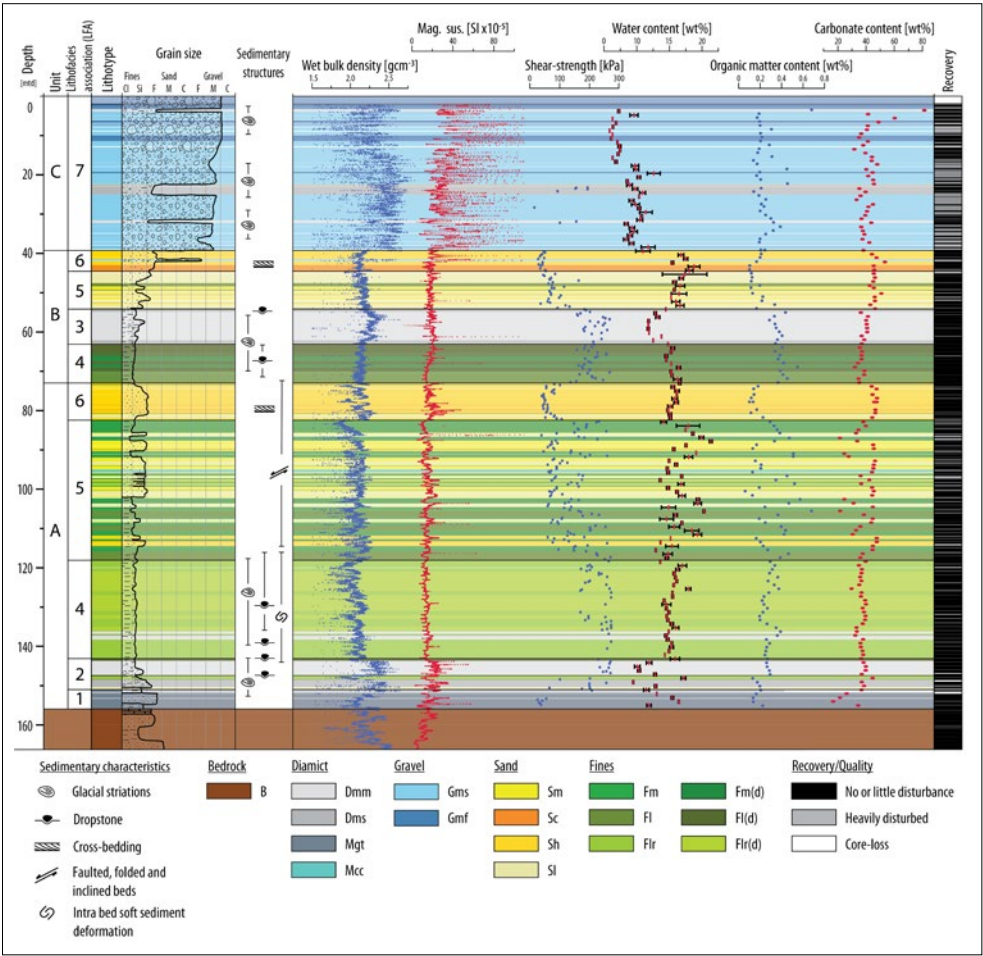


Figure 2:
Summary profile of
the ICDP DOVE
5068_1_C core with
sedimentary
characteristics and
acquired petrophysi-
cal data (Schuster et
al., 2024).

tions and images a maximum thickness of the basin infill of 250 m. From the joint interpretation of all profiles, the deepest part of the Tannwald Basin was identified to as a north-south elongated structure that varies from 150 to 250 m in depth. The identification of ice-contact sediments (subglacial till) and indirect evidence of glacier overriding (sediment deformation and compaction) are crucial to interpret glacial sequences. A common method in this context is by measuring the clast macrofabric (i.e. the spatial and geometric configuration of the clast components), which is indicative for depositional processes and deformational mechanisms in glaciogenic diamictions (e.g., Benn & Evans, 1996). Diamicts in glacial overdeepenings are hard-to-access and data on their macrofabric is completely missing so far. However, computer tomography (CT)

scanning provides a powerful tool in this context (Tarplee et al., 2011). To measure clast macrofabrics within the 3D image data, the clasts have to be accurately separated from matrix. Here, the heterogeneous character of the unconsolidated glaciogenic sediments provides a special challenge (Spagnolo et al., 2016). Using a simple threshold density value leads to the classification of soft Molasse lithologies as matrix and consolidated sections of matrix as clasts. Hence, we developed a novel approach to improve the segmentation of individual clasts, employing the capability of transfer learning in convolutional neural networks (Lu et al., 2015). We used the Cellpose model (Stringer et al., 2020) to automatically detect clasts in 3D images of heterogenous unconsolidated sediments. The results (Fig. 4) vastly outperform the performance of standard techniques as well as other machine-learning tools such as

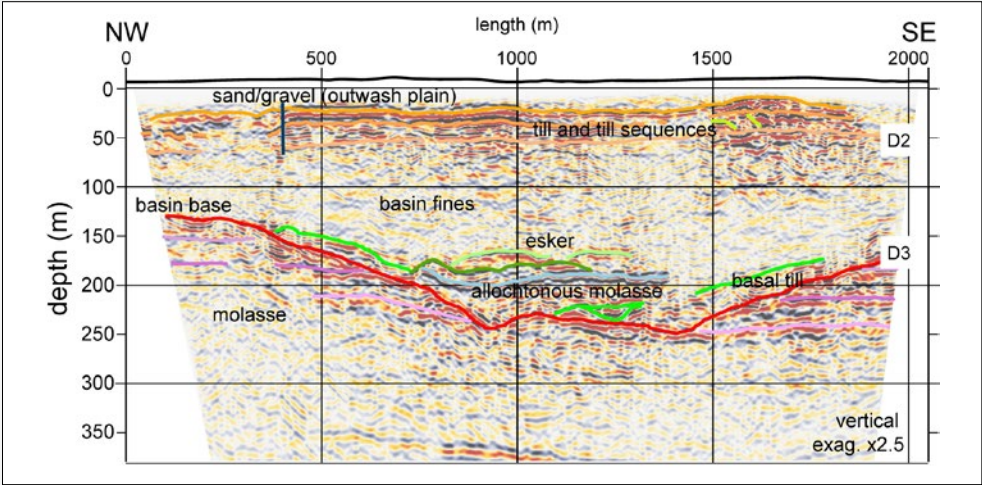


Figure 3: Interpretation of P-wave profile 3 prior to the new ICDP boreholes at site 5068-1; for location see Figure 4. D3: unconformity at top molasses sediments (base of the basin); D2: unconformity between the younger Illmensee Formation (hanging block) and the Dietmanns Formation. For details, see Burschil et al. (2018).

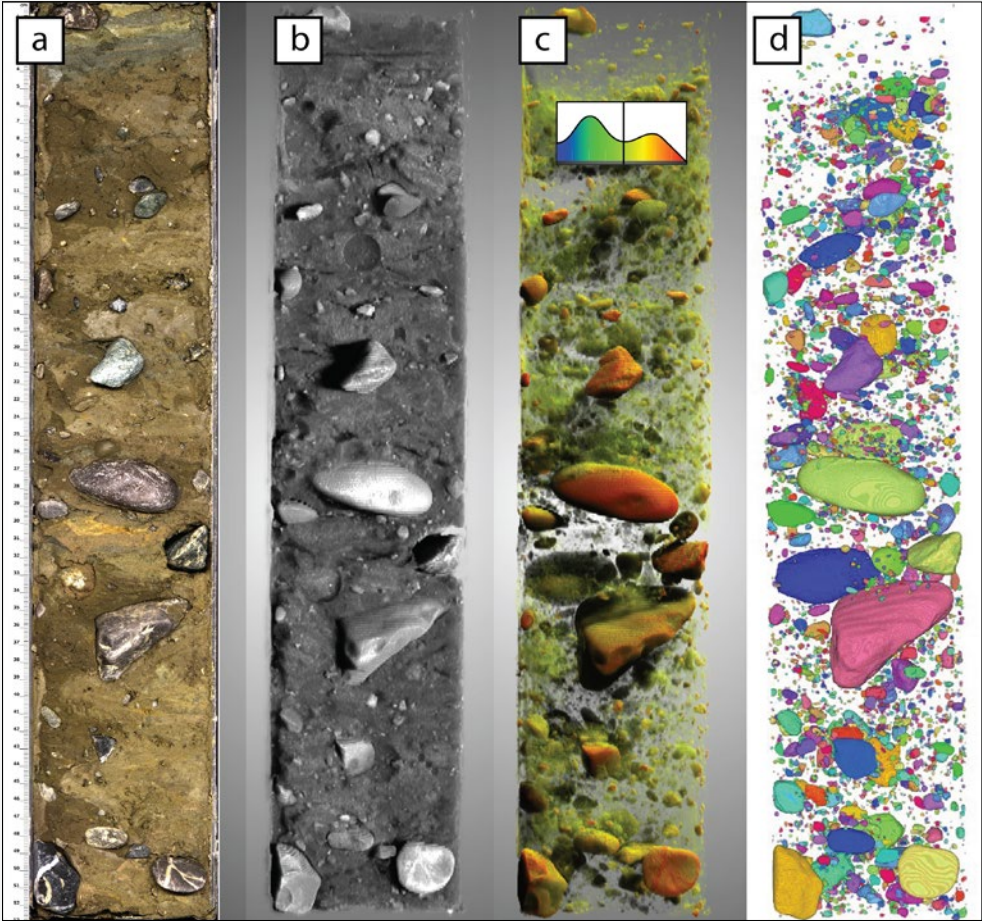


Figure 4: (a) Core section of a glaciotectionic mélange of massive matrix-supported coarse-grained diamict and Molasse bedrock rafts from the ICDP DOVE 5068_1_C drilling at 151.00–151.51 m depth, (b) CT greyscale image and (c) color-coded CT image of density values below a certain threshold demonstrating the heterogeneity of the unconsolidated sediment. (d) Preliminary prediction result of the re-trained deep learning model Cellpose.

the Trainable Weka Segmentation (Arganda-Carreras et al., 2017). The resulting datasets provide the opportunity of automatically scanning through thousands of clasts within seconds, filtering through parameters such as grain size and clast shape. This provides the opportunity to tackle large datasets of clast macrofabrics and address open issues such as the cause of the wide range of fabric shapes or whether the variability is reflected in certain grain-size ranges (Evans, 2017). Our preliminary results reveal intriguing spatial variations and variations within certain grain-size ranges.

Drill site Basadingen (Switzerland): (ICDP No. 5068_2)

In 2021, a 252 m long drill core of Quaternary sediments was recovered from the over 300 m deep Basadingen Trough structure formed by the former Rhine Glacier lobe system. Based on the patterns of lithotypes and the analyzed proxies (Schaller et al., 2023), the recovered 252 m long sediment succession was grouped into three lithostratigraphic units, with Unit A containing five subunits (A1–A5). Unit A represents the overdeepened valley fill, Unit B is an overlying fluvial gravel, and Unit C is a lodgement till of a younger glaciation that produced no overdeepening at the drill site. The valley fill shows clear remains of at least two glacial advance and retreat cycles marked by two sequences of assumed ice contact (A1 and A4). Traces of a potential third glacial advance may be visible in a clastic-dominated gravely/diamictic bed of ~1.5 m at the border of A2 and A3. Five luminescence samples constrain the fine-grained lower ~200 m of the core, which assign this part of the core to the penultimate glaciation (MIS 6). One sample taken from the top of the section attributes it to the last glacial cycle.

The Basadingen drill site serves as a case study to investigate the potential of combining core-to-seismic correlation with seismic sequence stratigraphy on glacially overdeepened structures and their infill. This combined approach establishes a glacio-seismic sequence stratigraphy that directly links

the geophysical and sedimentary properties. Ideally, this allows a further correlation and integration of multiple seismic lines of the same system. The applied workflow can be summarized accordingly: i) based on the acquired vertical seismic profile data, the well-controlled seismic line BA-2P was converted from time to depth ("check shots"); ii) the converted seismic line was interpreted based on seismic unconformities; iii) a seismic facies catalogue was established; iv) the mapped seismic facies were correlated to the sedimentary properties; v) a glacial-seismic sequence stratigraphy was established on the well-controlled line BA-2P; and vi) correlated to the line BA-1P allowing a core-calibrated unifying glacial-seismic sequence stratigraphy between both lines. Additionally, in combination with the local rock surface model, the digital elevation model, the geological map, and the known drill-core/well information, a local 3D model of the Basadingen Trough and its sedimentological fill was constructed.

The remains of three glacial cycles (S1–S3) could be visualized in the overdeepened valley fill (Fig. 5). The base of each of these three sequences is built by a subsequence (S1.1, S2.1, and S3.1) with a basal erosive unconformity forming the lower boundary and that consists of a high-amplitude but somehow chaotic seismic facies (III). These basal subsequences correlate with dimictic/gravely sections in the core (A1, top of A2, and A4). They are overlain by subsequences with more lacustrine characteristics, visible in the highly-reflective seismic facies and the coinciding sediments, which can be divided into several subtypes representing either different stages of the development from a periglacial (i.e., S3.2) to a fully lacustrine (i.e., S1.3) depositional environment or different architectural elements such as deltas (i.e., S2.2) or subaquatic mass movements. Additionally, the spatial reconstruction of these sequences (i.e., 3D-model and derived properties) allows further investigation and analyses of the overdeepened structure and its infill.

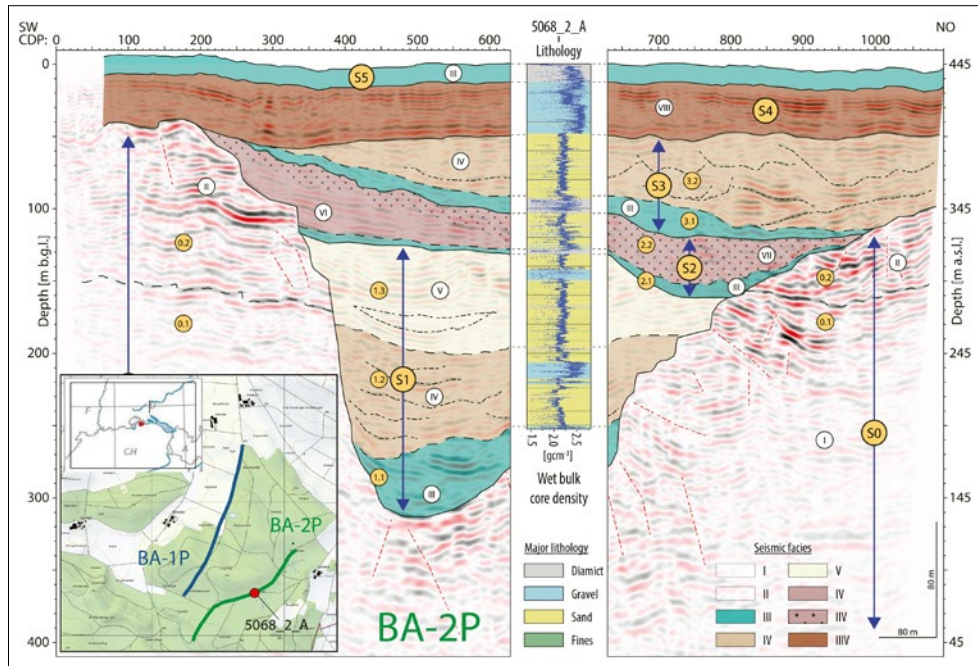


Figure 5: Seismic facies analysis and sequence stratigraphy of the depth-converted Line BA-2P, with projected wet bulk density and major lithologies of core 5068_2_A and labeled and color-coded seismic facies (III–VIII). Seismic sequences are indicated by yellow circles (S0–5) and blue arrows; corresponding subsequences (S0.1–2, S1.1–3, S2.1–2, and S3.1–2) are labeled with smaller yellow circles. Solid black lines indicate sequence boundaries, whereas dashed black lines indicate subsequence boundaries. Possible faults are indicated by dashed thin red lines/cut-and-fill structures by dashed thin black lines. The depth scale is given in meters below ground level (m b.g.l.; left side) and meter above sea level (m a.s.l.; right side).

Drill site Schäftlarn (Germany) (ICDP No. 5068_3)

This location is situated at the northern edge of the former Isar-Loisach Glacier, just within the limits of the maximum ice extent of the last glaciation. The sedimentological analysis of the core revealed three general sedimentary units. The lower unit consists of fine-grained glacio-lacustrine sediments, mainly silt with some intercalated partially disturbed sand layers. The overlying upper unit comprises mainly coarse grained glacio-fluvial deposits with an increasing amount of silt in the gravel matrix. Some sand layers are present in the lower part of the glaciofluvial unit. The topmost unit consists of a clast-supported diamict. Five luminescence samples at the base of the glacio-lacustrine unit have an early MIS 8 age, whereas the three samples from sand layers on the lower part of the glaciofluvial section are dated to MIS 8. To correlate the drill site to the regional surface geology, the prominent outcrop “Münchner Klettergarten” south of Munich was sampled for luminescence and CRN dating. According to Penck and Brückner (1909), the outcrop consists of glacio-fluvial sediments following their glacial series model (i.e. “Günz” sediments at the base, subsequently over-

lain by “Mindel”, “Riss”, and “Würm” deposits). Two samples taken from the base of the “Günz” section suggest a depositional age similar to the glacio-fluvial section in the Schäftlarn core.

Drill site Freilassing/Neusillersdorf (Germany) (ICDP No. 5068_4)

First results from this site were published in Fiebig et al. (2014) and chosen to develop the luminescence dating approach for ICDP-DOVE because the previous luminescence results could not constrain the depositional age of the basal glacio-lacustrine section. Firila et al. (2024) developed an approach to deal with complex single-grain equivalent-dose distributions. The glacio-lacustrine basal section could be attributed to the penultimate glaciation (MIS 6), whereas the fluvial top section dates to MIS 3. One sample from the mid-section is processed for its CRN content.

Drill site Bad Aussee / Reitern 1 (Austria) (ICDP No. 5068_5)

The drilling was carried out in 1998 by the salt mining company Salinen Austria as an exploratory drilling in an inner-Alpine setting in the Northern Calcareous Alps (van Husen & Mayr, 2007). We identified three

general sedimentary units, the lowest unit A (~580–880 m) consisting of clayey silts with common oversized clasts intercalated with coarser turbiditic intervals showing normal grading, which is interpreted as proglacial lake deposits in front of a retreating glacier. Unit B (66.6–580 m) is characterized by a transition to well-sorted silt, sand and gravels of Austroalpine crystalline origin. The gradual coarsening-upward trend suggests the progradation of a delta that filled the lake basin. The coarse, crystalline-rich gravels at the top of Unit B are overlain in a sharp contact by a matrix-supported diamict, marking the transition to the uppermost Unit C (0–66.6 m). The diamicton consists of a very carbonate-rich matrix and predominantly carbonate clasts, suggesting a local origin. In the area surrounding the drill site, similar deposits are exposed in several outcrops. Based on the poor sorting, fabric, the common occurrence of striated clasts, and the associated landforms, Unit A is interpreted as subglacial till. Luminescence dating reveals deposition of the bottom of Unit A (750–880 m) during the penultimate glaciation (MIS 6). The section from 100–400 m is attributed to the last glacial cycle prior to the Last Glacial Maximum. Therefore, Unit C likely represents the Last Glacial Maximum. Two CRN samples were retrieved from the base of the core and from the midsection and are presently processed.

Implications for overarching DOVE goals

Previous evidence (published and unpublished) implied the presence of more than one glaciation cycle in the drilled sequences. However, according to the results of luminescence dating, in concordance with sedimentary evidence and the results of pollen analyses, four of the five overdeepened DOVE sequences were formed and mainly filled rapidly during MIS 6. The only exception is Schäftlarn (Site 5068_3), which was in large parts deposited during MIS 8. Another site comprising mainly MIS 6 is Niederweningen (Dehnert et al., 2012), which resembles similar dynamics as the sites investigated within DOVE 1 as well as those reported in the

Glatt Valley (North of Zurich) by Buechi et al. (2024). However, at least four overdeepened structures besides 5068_3 formed before MIS 6, namely the Strassberg-Trough and Marthalen-Trough ($\geq$ MIS 12; Buechi et al., 2024), Thalgut (likely MIS 12; cf. Preusser et al., 2011) as well as Meikirch (likely MIS 8; Preusser et al., 2005). Of these, Thalgut is located in close proximity to the Alps and Meikirch is positioned at a likely confluence situation of the Valais and Aare glaciers. The evidence presented here shows that the majority of the investigated and obvious overdeepened structures was (at least re-)excavated during the last 180 ka. This is in strong contrast to what is known for the Scandinavian ice sheet, where overdeepening is mainly assigned to MIS 12 (e.g. Lauer and Weiss 2018), whereas the last glaciation caused only very limited deep glacial erosion (cf. Gegg and Preusser, 2023).

Besides the MIS 6 structures explored by drillings, the present lakes of the Alpine Foreland are ample evidence of overdeepening erosion. Interestingly, there appears to be a remarkable difference between MIS 6 and MIS 2. Most of the basins formed during MIS 6 were entirely or at least largely filled up by sediment before the subsequent interglacial. Nevertheless, some exceptions exist such as the Wurzach Basin (Müller et al., 2003), Samerberg (Grüger, 1979), and Mondsee (Drescher-Schneider, 2000). The prevailing complete filling of the basins can be explained by the fact that MIS 6 comprised two or even three pronounced glacial advances, as outstandingly documented in Niederweningen (Dehnert et al., 2012) and now in Basadingen (5068_2). An early MIS 6 advance carved out the basins that were filled up during initial ice retreat, and during a subsequent re-advance that caused only little if any erosion. These individual advances were thus separated by a phase of lake formation, which has previously been incorrectly interpreted to represent a pronounced warm phase (i.e. a full interglacial). This pattern is observed for the entire northern Alpine Foreland from Switzerland to Austria. Hence, the pattern likely represents an at least regional phenomenon,

presumably in response to climate forcing. The available data do not allow to determine if these basins were initially formed during MIS 6 or if previously existing basins were re-excavated. The Tannwald (5068_1), Freilassing (5068_4) and Gaisbeuren (5068_6) all reached into bedrock and show that the erosion during MIS 6 reached at least as deep as any potential previous phase.

In contrast, many of the basins formed during MIS 2 have not yet been filled, here exemplified by Lake Zurich (LZ) and Lake Constance (LC). Both lakes still represent large bodies of water (LZ: 3.9 km³, max. depth 136 m; LC: 48 km³, max. depth 251 m). While the drilled overdeepened basins are infilled with cold-climate lake sediments that were later truncated by (glacio-)fluvial deposits (MIS 4 to 2), the present lakes are still underfilled. It will likely take several 10 ka before the present-day lakes will be filled up with sediment, as the temperate post-glacial deposition comprise only some 20 m (LZ) and ca. 50 m (LC), respectively, at their centres (proximal deltas excluded).

Overall, the fact that the majority of the formation and filling of overdeepened structures occurred during the last two glacial cycles indicates that much more material was reworked and re-deposited during a quite short period than previously assumed. This implies that surface process rates have been underestimated and that stability of the land surface is lower than often expected. This process appears to have been simultaneously across the northern Alpine Foreland and the Rhenish-Danubian boundary did most obviously not play a great role in the process of overdeepening compared to the formation of fluvial (outwash) terraces, which show a distinct pattern in response to local morphology and base level.

National Cooperation

■ Eawag Dübendorf: Collaboration in context of noble-gas dating of pore waters (Yama Tomonaga, Rolf Kipfer).

■ University of Geneva: Collaboration in context of geomicrobial sampling (Camille Thomas)

International Cooperation

■ University of Freiburg i. Br., Germany: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Lukas Gegg, Johannes Pomper, Frank Preusser, Bennet Schuster)

■ LIAG Hannover, Germany: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Sarah Beraus, Gerald Gabriel, David Tanner, Thomas Wonik)

■ BOKU Vienna, Austria: Co-PIs of DOVE Phase 1 project (Markus Fiebig, Gustav Firla, Christopher Lüthgens, Stephanie Neuhuber, Clemens Schmalfuss)

■ Operational Support Group ICDP, GFZ Potsdam, Germany: operational support for drilling operations (Ulrich Harms, Katja Heeschen)

■ Landesamt für Geologie, Rohstoffe und Bergbau, Baden-Württemberg, Germany (Ulrike Wielandt-Schuster)

■ Bayerisches Landesamt für Umwelt, Germany (Ernst Krömer)

■ CNRS, Laboratorio di Palinologia e Paleoeologia, Università Milano Bicocca, Italy: cooperations in context of screening organic macro remains of drill cores (Roberta Pini, Cesare Ravazzi)

■ Kiel University, Germany, Institute of Geosciences (Dr. Daniel Köhn)

■ Federal Institute for Geosciences and Natural Resources (BGR), Germany (Dr. Thomas Burschil)

■ University of Salzburg (Austria), Department of Geography and Geology: Acquisition and interpretation of electrical resistivity tomography profiles (Bernhard Salcher, Jan-Christoph Otto)

Assessment 2024 and Perspectives for 2025

This report is a final report, as 2024 is the final year ENSI financial support. In 2024, data interpretation was completed by correlation the glacial sequences along the northern Alpine front. This is the base to compile a data report to be handed in to ICDP in order to start DOVE Phase-2 at the southern front of the Alps. Discussions with colleagues from Slovenia, Italy and France has continued in 2024 and Phase-2 drill sites have been identified. The five initial PhD thesis will enter

their last year with completion anticipated for 2025. DOVE Phase 2 is anticipated to start in 2026.

Publications

■ Bamford, C., Pomper, J., Hergarten, S., Preusser, F., Sprafke, T., and Gegg, L.: Revisiting one of the oldest glacial deposits in the northern Alpine foreland (Höchst, SW Germany), *Boreas*, 2024. (in press)

■ Beraus, S., Burschil, T., Bunes, H., Köhn, D., Bohlen, T., and Gabriel, G. A.: comprehensive crosshole seismic experiment in glacial sediments at the ICDP DOVE site in the Tannwald Basin, *Sci. Drill.*, 33, 237–248, 2024.

■ Buechi, M. W., Landgraf, A., Madritsch, H., Mueller, D., Knipping, M., Nyffenegger, F., Preusser, F., Schaller, S., Schnellmann, M., and Deplazes, G.: Terminal glacial overdeepenings: Patterns of erosion, infilling and new constraints on the glaciation history of Northern Switzerland. *Quat. Sci. Rev.*, 344, 108970, 2024.

■ DOVE-Phase 1 Scientific Team: Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE): Operational Report of Phase 1, 2023a.

■ DOVE-Phase 1 Scientific Team: Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) – Explanatory Remarks, 2023b.

■ DOVE-Phase 1 Scientific: Drilling Overdeepened Alpine Valleys (DOVE) – Operational Dataset of Phase 1, 2023c.

■ Firla, G., Lüthgens, C., Neuhuber, S., Schmalfluss, C., Kroemer, E., Preusser, F., and Fiebig, M.: Analyzing complex single grain feldspar equivalent dose distributions for luminescence dating of glacially derived sediment, *Quat. Geochron.*, 85, 101627, 2024.

■ Gegg, L., and Gegg, J.: Poor Man's Line Scan – a simple tool for the acquisition of high-resolution, undistorted drill core photos, *Sci. Drill.*, 32, 55–59, 2023.

■ Gegg, L., and Preusser F.: Comparison of overdeepened structures in formerly glaciated areas of the northern Alpine foreland and northern central Europe, *E&G Quat. Sci. J.*, 72, 23–36, 2023.

Gegg L., Jacob L., Moine O., Ellie Nelson E., Penkman K.E.H., Schwahn F., Stojakowits P., White D., Wielandt-Schuster U., Preusser F.:

Climatic and tectonic controls on deposition in the Heidelberg Basin, Upper Rhine Graben, Germany, *Quat. Sci. Rev.*, 345, 109018, 2024.

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

Schuster B., Gegg L., Schaller S., Buechi M.W., Tanner D.C., Wielandt-Schuster U., Anselmetti F.S., and Preusser F.: Shaped and filled by the Rhine Glacier: the overdeepened Tannwald Basin in southwestern Germany, *Sci. Drill.*, 33, 191–206, 2024.

References

■ Arganda-Carreras, I., Kaynig, V., Rueden, C., Eliceiri, K. W., Schindelin, J., Cardona, A., and Seung, H. S. Trainable Weka segmentation: A machine learning tool for microscopy pixel classification, *Bioinform.*, 33, 2424–2426, 2017.

■ Benn, D. I., and Evans, D. J. A. The interpretation and classification of subglacially-deformed materials, *Quat. Sci. Rev.*, 15, 23–52, 1996.

■ Buechi, M. W., Landgraf, A., Madritsch, H., Mueller, D., Knipping, M., Nyffenegger, F., Preusser, F., Schaller, S., Schnellmann, M., and Deplazes, G. Terminal glacial overdeepenings: Patterns of erosion, infilling and new constraints on the glaciation history of Northern Switzerland, *Quat. Sci. Rev.*, 344, 108970, 2024.

■ Bunes, H., Tanner, D. C., Burschil, T., and Gabriel, G. Cuspate-lobate folding in glacial sediments revealed by a small-scale 3-D seismic survey, *J. Appl. Geophys.*, 200, 104614, 2020.

■ Burschil, T., Bunes, H., Tanner, D., Wielandt-Schuster, U., Ellwanger, D., and Gabriel, G. High-resolution reflection seismics reveal the structure and the evolution of the Quaternary glacial Tannwald Basin, *Near Surf. Geophys.*, 16, 593–610, 2018.

■ Dehnert A., Lowick S.E., Preusser F., Anselmetti F.S., Drescher-Schneider R., Graf H.R., Heller F., Horstmeyer H., Kemna H.A., Nowaczyk N.R., Züger A., and Furrer H. Evolu-

tion of an overdeepened trough in the northern Alpine Foreland at Niederweningen, Switzerland, *Quat. Sci. Rev.*, 34, 127–145, 2012.

■ Drescher-Schneider, R., The Riss-Wurm interglacial from west to east in the Alps: an overview of the vegetational succession and climatic development, *Geologie en Mijnbouw*, 79, 233–239, 2000.

■ Ellwanger, D., Wielandt-Schuster, U., Franz, M., and Simon, T. The Quaternary of the southwest German Alpine Foreland (Bodensee-Oberschwaben, Baden-Württemberg, Southwest Germany), *E&G Quat. Sci. J.*, 60, 22, 2011.

■ Evans, D. J. A. *Till: A glacial process sedimentology*, Wiley, 2017.

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

■ Gröger, E. Spätriß, Riß/Würm und Frühwürm am Samerberg in Oberbayern – ein vegetationsgeschichtlicher Beitrag zur Gliederung des Jungpleistozäns, *Geologica Bavarica*, 80, 5–64, 1979.

■ Hahne, J., Ellwanger, D., Franz, M., Stritzke, R., and Wielandt-Schuster, U. Pollenanalytische Untersuchungsergebnisse aus dem baden-württembergischen Rheinsystem Oberrheingraben, Hochrhein, Oberschwaben – eine Zusammenfassung des aktuellen Kenntnisstandes, *LGRB Info*, 26, 119–154, 2012.

■ Lauer, T., and Weiss, M. Timing of the Saalian- and Elsterian glacial cycles and the implications for Middle – Pleistocene hominin presence in central Europe, *Sci. Reports*, 8, 5111, 2018.

■ Müller, U. C., Pross, J., and Bibus, E. Vegetation response to rapid climate change in Central Europe during the past 140,000 yr based on evidence from the Füramoos pollen record, *Quat. Res.*, 59, 235–245, 2003.

■ Lu, J., Behbood, V., Hao, P., Zuo, H., Xue, S., and Zhang, G. Transfer learning using computational intelligence: A survey, *Knowl.-Based Syst.*, 80, 14–23, 2015.

■ Penck, A., and Brückner, E. *Die Alpen im Eiszeitalter*, Tauchnitz, 1909.

■ Preusser F., Drescher-Schneider R., Fiebig M., and Schlüchter C. Re-interpretation of the Meikirch pollen record, Swiss Alpine Foreland, and implications for Middle Pleistocene chronostratigraphy, *J. Quat. Sci.*, 20, 607–620, 2005.

■ Preusser F., Graf H.R., Keller O., Krayss E., Schlüchter C. Quaternary glaciation history of northern Switzerland, *E&G Quat. Sci. J.*, 60, 282–305, 2011.

■ Spagnolo, M., Phillips, E., Piotrowski, J. A., Rea, B. R., Clark, C. D., Stokes, C. R., Carr, S. J., Ely, J. C., Ribolini, A., Wysota, W., and Szuman, I. Ice stream motion facilitated by a shallow-deforming and accreting bed, *Nat. Commun.*, 7, 10723, 2016.

■ Stringer, C., Wang, T., Michaelos, M., and Pachitariu, M. Cellpose: A generalist algorithm for cellular segmentation, *Nat. Methods*, 18, 100–106, 2020.

■ Tarplee, M. F. V., Van Der Meer, J. J. M., and Davis, G. R. The 3D microscopic “signature” of strain within glacial sediments revealed using X-ray computed microtomography. *Quaternary Science Reviews*, 30, 3501–3532, 2011.

■ van Husen, D., and Mayer, M. The hole of Bad Aussee, an unexpected overdeepened area in NW Steiermark, Austria, *Austrian J. Earth Sci.*, 100, 128–136, 2007.

Effect of physical deformation on signatures of clay minerals (PD experiment)

Author and Co-author(s):

Horst Zwingmann¹⁾, Alfons Berger²⁾,
Andrew Todd³⁾

Institution: ¹⁾ Kyoto University, Department of Geology and Mineralogy, Kyoto 606-8502, Japan

²⁾ University of Bern, Institute of Geological Sciences, Baltzerstrasse 1+3, 3012 Bern, Switzerland

³⁾ CSIRO Energy, 26 Dick Perry Ave, Kensington, WA 6151, Australia

Internet address:

www.kueps.kyoto-u.ac.jp/en/index.html

Duration of project: 2020–2024

Abstract

Shallow crust brittle faults contain often newly crystallized – authigenic clay minerals formed during seismic and/or tectonic events. Studying fault clay minerals by isotope dating may allow to constrain the time of fault initiation or reactivation. The influence of thermal events on clay minerals on isotopic ages is well constrained. The effect of physical deformation processes involving shearing and grinding of clay minerals, and its impact on the isotopic signatures remains fundamentally unknown. A total of 126 deformation experiments were carried out using different milling equipment involving two natural clays with distinct different mineralogy and physical properties involving the Opalinus Clay, Switzerland and Rochester Shale, US. The Opalinus Clay contains in general moderate amounts of illite (~30%) and is enriched in kaolinite (~35%), as well as chlorite (~10%), carbonates (~6%) and quartz (~13%), whereas the undeformed detrital Rochester Shale is enriched in illite (~60%), and quartz (23%) and contains minor kaolinite (~9%). For the Opalinus Clay four core samples comprising two host rock and two fault-related samples from the BFS-1 core (FS experiment) were investigated within 58 experiments.

Deformation experiments were carried out using different milling equipment, grinding force (ball mill and McCrone mill), time (5 to 60 min) and temperature conditions (room temperature to 300°C). The integrated data obtained decipher physical deformation and temperature effects on Argon retention in clay minerals.

For Opalinus Clay, the milling experiments document a large loss of radiogenic ⁴⁰Ar when using a ball mill (14 dry and 3 wet experiments); ranging from 9 to 48%, and a lower loss of 2 to 14% when using the McCrone mill (26 dry and 15 wet experiments). For Rochester Shale, the milling data reveal radiogenic ⁴⁰Ar from 15 to 56% without external heating but increasing milling time. A similar increasing trend of radiogenic ⁴⁰Ar loss from 32 to 80% could be observed in the McCrone mill experiments with increasing milling time. In addition to the effect of temperature, the amount of strain and the mineralogy influence the ⁴⁰Ar loss. The different ranges of radiogenic ⁴⁰Ar loss between the Opalinus Clay and Rochester Shale are interpreted to be caused by different amounts of quartz and feldspar and different clay mineralogy of the starting materials. The shape and the hardness of the quartz/feldspar will influence the deformation of the clay particles during milling.

Project goals

The principal aim of the PD experiment involves investigation of physical deformation processes via mechanical comminution and grinding and influence on the isotope signatures of clay minerals in a set of well-defined laboratory experiments using Opalinus Clay samples (Bossart et al., 2017) and to compare it with the Rochester Shale clay standard, which has a distinctly different mineralogical composition (Brett, 1983). Clay minerals are abundant in fault gouges crosscutting clay-

rich lithologies. Isotope dating of the radiogenic noble gases that they contain may be used to constrain timing of fault initiation, reactivation and to estimate recurrence intervals of deformation processes. The obtained integrated data from the Opalinus Clay and Rochester Shale will enable to decipher physical deformation and temperature effects on Argon retention in clay minerals and increase reliability of the clay fault dating method. The results will improve understanding of isotopic signatures within Opalinus Clay samples and fault clay gouge generated during shallow or induced earthquakes which might occur in Switzerland. The illite-rich Rochester Shale might be used as an analogue for clay mineral assemblages in subduction zones and large or megathrust earthquake scenarios likely in Japan. Results might allow to explore possibilities of better fault characterisation by combining mineralogical composition with chemical and isotopic signatures.

Work carried out and results obtained

Sample selection for PD experiment: BPF3 drill core versus BFS-1 drill core

Initial samples for the PD experiment covered a set of four samples from drill core BPF3 (PF experiment), comprising PD1A, PD1B, PD2 and PD3, which were microstructurally characterized and investigated by scanning electron microscopy (SEM). The SEM investigations revealed that all core samples contain variable and different calcite fragments (fossil fragments), a matrix and high pyrite content with different shapes. The matrix is a mixture of mainly sheet silicates with calcite, dolomite, pyrite and other minerals as accessory phases. All samples show mm-sized layers of pure and coarse-grained calcite. Thus, it was concluded that the samples PD1A, PD1B, PD2 and PD3 are claystones with unusually high carbonate contents with respect to average Opalinus Clay. Local deformation at the micrometre scale has been detected at the boundaries of clay matrix and fossil relics. Due to highly variable carbonate content the samples were classified as not being suit-

able for the milling experiments in the context of the PD project.

In March 2022, an alternative set of four samples from the BFS-1 core (FS experiment) were obtained. The BFS-1 core cuts obliquely through undeformed Opalinus Clay into the main fault (Nussbaum et al., 2011). Figure 1 shows a sketch of the borehole and sample locations in relation to the main fault and confirms the high clay content of these samples.

Sample preparation for milling

Milling preparation involved crushing of four Opalinus Clay BFS-1 core samples and the Rochester Shale clay standard sample (www.wardsci.com) using a Retsch BB 50 jaw crusher (www.retsch.com/products/milling/jaw-crusher/bb-50/). Approximately 100 g of each sample material was crushed using a setting of 0.2 mm gap width and 700 rpm speed. About 50 g of each crushed sample was dried in a drying oven at 50°C over night to remove moisture and subsequently stored in a desiccator prior to untreated milling experiments. A second set of milling experiments was carried out on heat treated samples. A similar amount of ~50 gr of crushed sample material were placed in a drying oven at 100°C over night and the dried sample material stored in a desiccator prior to heat-treated milling experiments.

Sample control conditions

Prior to the milling experiments sample splits from the four Opalinus Clay sample core locations and the Rochester Shale were characterized by (1) XRD (X-ray diffraction) on whole rock splits and (2) SEM to define background mineralogy. Figure 1 summarizes sample locations along the BFS-1 core line with representative SEM results.

Milling equipment

The deformation experiments involved two milling types including (1) a Retsch ball mill PM100 (www.retsch.com/products/milling/ball-mills/planetary-ball-mill-pm-100/) and (2) a Retsch XRD-Mill McCrone (www.retsch.com/products/milling/ball-mills/mccrone-xrd-mill/). Experiments were carried out in

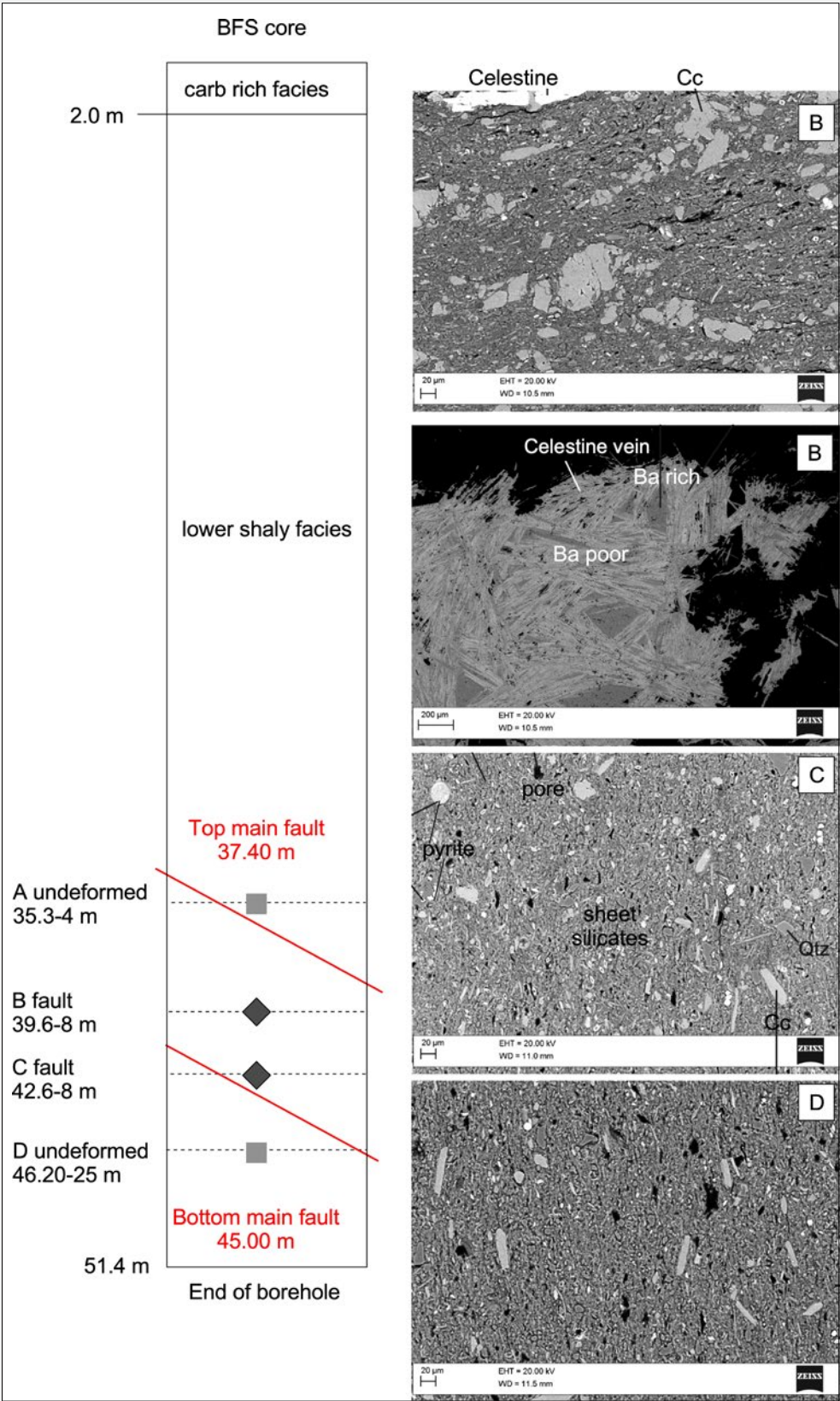


Figure 1:
Sample positions
(samples A to D)
along the vertical
BFS-1 borehole (left)
and selected SEM
images of the
samples B to D
(right).

Year	Opalinus module		Rochester module	
Mill	McCrown mill exp.	Ball mill exp.	McCrown mill exp.	Ball mill exp.
2022	sample selection and petrography		(12 dry experiments pilot)	(12 dry experiments pilot)
2023	14 dry experiments	14 dry experiments	24 dry experiments	16 dry experiments
2024	12 dry experiments 15 wet experiments	3 wet experiments	12 dry experiments 9 wet experiments	7 wet experiments
XRD	selected samples analysed			
SEM	selected samples investigated			
TEM	selected samples investigated			
LPS	all experiments analysed			
BET	(in progress, scheduled in PD-A experiment)		selected samples analysed	
K-Ar	6 additional age data (6 clay samples in progress)	3 clay samples in progress	12 data completed (6 clay samples in progress)	(7 clay samples in progress)
	10 quartz standard blank K-Ar data of T3* quartz standard for artificial clay – quartz mixing experiments and excess Ar correction			

Table 1:
Experiment summary. **BET (Brunauer-Emmett-Teller)** specific surface area measurements, **LPS** laser particle size analysis, **SEM** scanning electron microscopy, **TEM** transmission electron microscopy, **XRD** X-ray diffraction. **Samples in progress scheduled for the PD-A experiment are given in brackets.** * T3 quartz Maruto Co., Ltd. (<https://www.maruto.co.jp/>)

dry and wet conditions (water). A planetary ball mill PM 100 was used as it applies extremely high centrifugal forces resulting in very high pulverization energy and consequently short grinding times. A XRD-Mill McCrone was applied because of its unique grinding motion using 48 cylindrical ceramic elements grinding the samples gently via friction. The result is a short grinding time and narrow particle size distribution. For further information regarding background of milling technologies see e.g. Pereira et al. (2023, and references within) or manufacturer sites (e.g. www.retsch.com, www.hosokawamicron.co.jp/en/).

Opalinus Clay and Rochester Shale milling experiments

A total of 58 milling experiments were carried out on Opalinus Clay samples, including 26 dry and 15 wet experiments on a McCrone mill and 14 dry and 3 wet milling experiments on a ball mill. Similarly, a total of 68 milling experiments were carried out on Rochester Shale samples, including 36 dry and 9 wet experiments on a McCrone mill and 16 dry and 7 wet milling experiments on a ball mill. In addition, 24 legacy pilot dry experiment data of Rochester Shale are included in this study. The research activities for both the Opalinus Clay and the Rochester Shale module are summarized in Table 1.

Synthesis and results comparison

In the Opalinus Clay the more gentle and less intense McCrone mill experiments record a low loss of radiogenic ⁴⁰Ar ranging from 2 to 14 % compared to the more energetic ball mill experiments documenting a loss ranging from 9 to 48 %. In the Rochester Shale, the McCrone mill experiments document an increasing radiogenic ⁴⁰Ar loss of 32 to 80 % with increasing milling time from 5 to 60 minutes. The Rochester Shale ball mill experiments reduce radiogenic ⁴⁰Ar from 15 to 56 % without external heating and again with increasing milling time. For the Rochester Shale study the milling data were compared with legacy rotary shear experiment data revealing a loss of 55 to 84 % radiogenic ⁴⁰Ar related with increasing high temperature experiments (150 to 450°C). The effect of temperature, the amount of strain and the mineralogy suggest influencing the radiogenic ⁴⁰Ar loss in the clay minerals. The different radiogenic ⁴⁰Ar loss ranges between the Opalinus Clay and Rochester Shale are interpreted to be caused by the different amounts of quartz and feldspar and different clay mineralogy of the starting materials. The shape and hardness of the quartz and feldspar will influence the deformation of the clay particles inside the mill. The radiogenic ⁴⁰Ar loss ranges for the milling experiments are summarized in Figure 2 suggesting a similar trend for Opalinus Clay and Rochester Shale samples.

To reiterate the laboratory deformation experiments involve several milling types, chosen to investigate the different effects of deformation or grinding processes on clay minerals. These might provide additional information to ongoing isotope studies of the Opalinus Clay of the Mont Terri rock laboratory. The obtained sample material was characterised by microstructural investigations, XRD, SEM, TEM, LPS and BET methods and selected dry and wet milled samples investigated by K-Ar dating. The obtained data document a significant impact and loss of radiogenic ^{40}Ar within on the isotopic signatures of clay minerals during physical deformation related to the sample clay mineralogy. The data improve the understanding about the geochemical impact of physical deformation in Opalinus Clay and may allow to develop a conceptual model of clay mineral processes which might suggest a kaolinite buffer during physical deformation as summarized in Figure 3. As the Opalinus Clay mineralogy contains kaolinite it might benefit from a mineralogical buffer, while in the Rochester Shale, such buffer is weak to non-existent due to the low kaolinite content.

Summary

The data suggest that Opalinus Clay seems less impacted by physical deformation due to its mineralogy and compositional variability. The Rochester Shale contains more hard mineral phases with 23% quartz and 4% feldspar compared to the Opalinus Clay with 13% quartz and 3% feldspar. The hard minerals phases might facilitate grinding of the clay minerals and thus liberates more accumulated radiogenic ^{40}Ar whereas the high kaolinite content in Opalinus Clay suggest buffering of more rigid non clay mineral phases.

Assessment and perspectives for PD-A

In the PD experiment, deformation experiments were carried out using the known sample mineralogy of Opalinus Clay, different milling equipment and varying grinding force, milling time and temperature conditions. Integrated data show measur-

able effects on Argon retention within the clay minerals that may be related to, e.g., increasing grain boundary damage as confirmed by TEM investigations (Figure 4) and are compared to an additional clay standard with different mineralogy (Rochester Shale, illite-rich).

The successive PD-A experiment will further investigate results and interpretation of the PD experiment. As listed in the summary to the PD experiment the Opalinus Clay contains less “rigid-hard” minerals (13% quartz, 3% feldspar) compared to other clays standards (Rochester Shale 23% quartz, 4% feldspar). The rigid minerals facilitate more grinding, thus liberating more radiogenic ^{40}Ar . In addition to the effect of temperature, the amount of strain and the mineralogy influence isotope loss. Our results suggest that the Opalinus Clay mineralogy more likely absorbs:

- (1) natural seismic events and/or
- (2) induced micro-seismic event caused by repository construction or pressure build-up during long-term nuclear waste storage.

In the PD-A experiment, results from the PD experiment will be extended with additional analytical methods comprising

- (1) Rotary shear experiments (RSE) on Opalinus Clay,
- (2) Artificial clay – quartz standard mixture experiments for different mill types and RSE,
- (3) Rb-Sr analyses on wet and dry milling material, and
- (4) Hydrogen isotope analyses on wet and dry milling material.

Data are expected to further improve our understanding about the geochemical impact of physical deformation along fault zones in Opalinus Clay. Results shall be used to develop a conceptual model of clay mineral processes involving kaolinite buffer during physical deformation and its impact on the isotopic signatures of clay minerals.

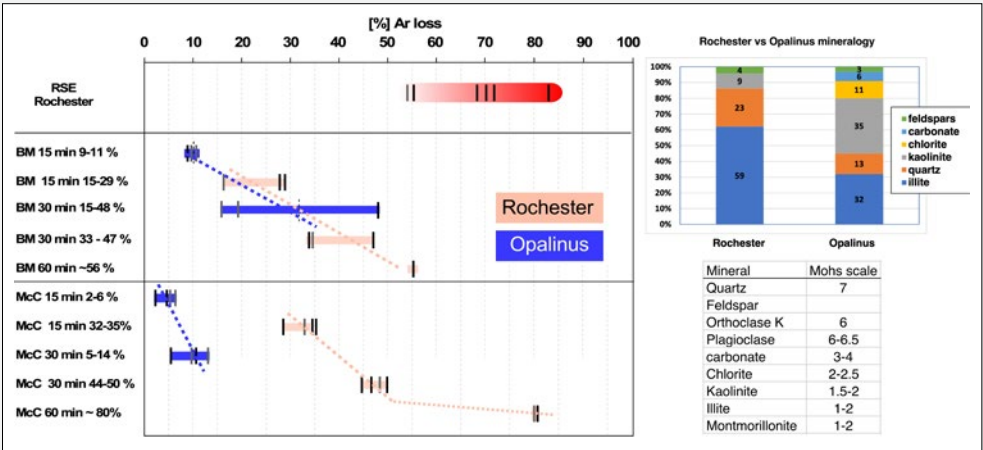


Figure 2: Selected results of dry milling experiments illustrating the effect of deformation on Opalinus Clay and Rochester Shale caused by (a) mineralogy and strain and (b) temperature effect. Dashed lines highlight trends of radiogenic ^{40}Ar loss. Rotary shear experiments (RSE) K-Ar age data range for the Rochester Shale on top are from Zwingmann et al. (2019). BM ball mill, McC McCrone mill.

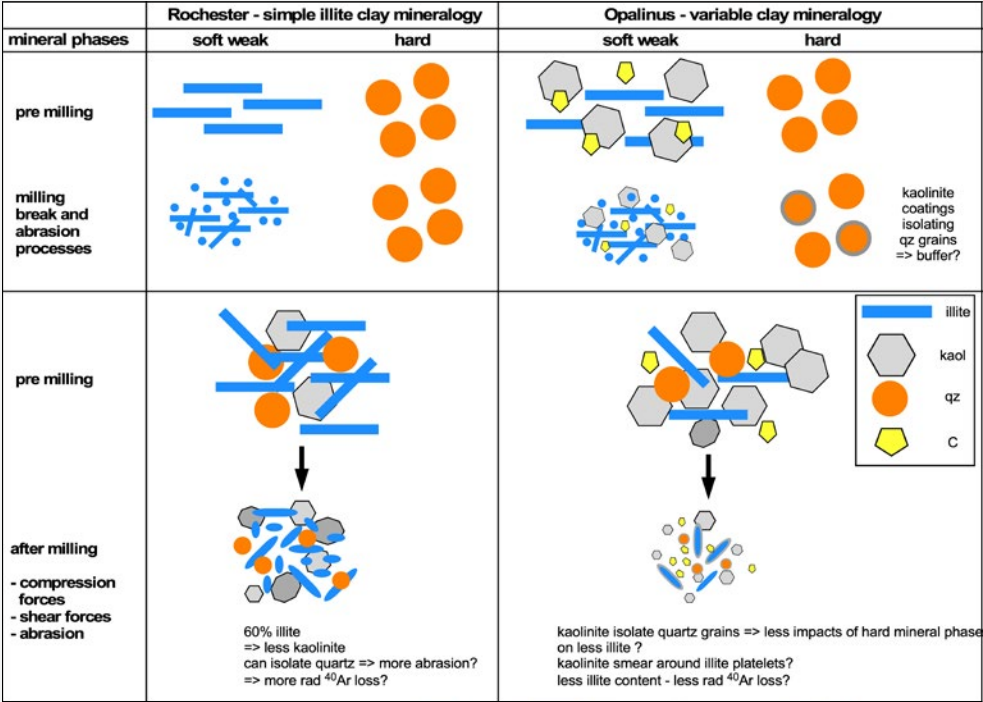


Figure 3: Impact of variable clay mineralogy on milling processes and or seismic events on milling processes as a proxy for fault-related or seismic event-related deformation. kaolinite (kaol), quartz (qz), chlorite (C).

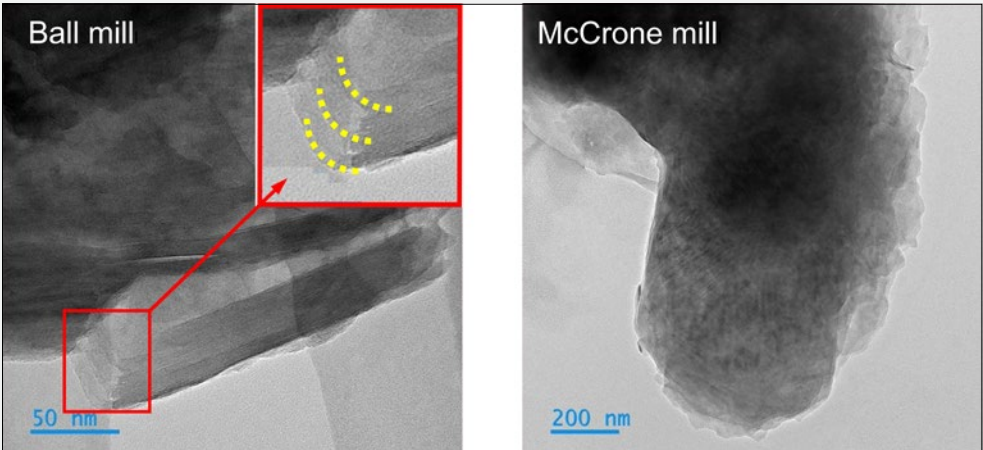


Figure 4: TEM investigations indicate increasing grain boundary damages in ball mill experiments. Bent lattice fringes were not observed in milling experiments compared to Rochester Shale RSE experiments (den Hartog et al., 2012).

International Cooperation

The research activities in this project at Kyoto University are jointly supported by ENSI (Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate), and BASE (BGR, Germany).

Publications

Zwingmann, H., Berger, A., Todd, A., Niwa, M. and Rahn, M., 2024. Physical deformation of Rochester shale and Opalinus clay – impacts on isotopic signatures of clay minerals. 61st Annual CMS meeting, University of Hawai'i, 3–6 June 2024, abstract vol. A224–225.

References

■ Bossart, P., Bernier, F., Birkholzer, J., Bruggeman, C., Connolly, P., Dewonck, S., Fukaya, M., Herfort, M., Jensen, M., Matray, J.-M., Mayor, J.C., Moeri, A., Oyama, T., Schuster, K., Shigeta, N., Vietor, T. and Wieczorek, K., 2017. Mont Terri rock laboratory, 20 years of research: introduction, site characteristics and overview of experiments, *Swiss Journal of Geosciences*, vol.110, pp.3–22. <https://doi.org/10.1007/s00015-016-0236-1>

■ Brett, C.E., 1983. Sedimentology, facies, and depositional environments of the Rochester Shale (Silurian; Wenlockian) in western New York and Ontario, *Journal of Sedimentary Petrology*, vol.53, pp.947–971. <https://doi.org/10.1306/212F82F1-2B24-11D7-8648000102C1865D>

■ Den Hartog, S.A.M., Niemeijer, A.R. and 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.

■ Nussbaum, C., Bossart, P., Amann, F., and Aubourg, C., 2011. Analysis of tectonic structures and excavation induced fractures in the Opalinus Clay, Mont Terri underground rock laboratory (Switzerland). *Swiss Journal of Geosciences*, 104, 187–210.

■ Pereira, L., Schach, E., Raimon Tolosana-Delgado R.T. and Frenzel, M., 2023. All About Particles: Modelling Ore Behaviour in Mineral Processing. *Elements*, 1811-5209/23/0019-0359\$2.50, <https://doi.org/10.2138/gselements.19.6.359>

■ Zwingmann, H., den Hartog, S.A.M. and 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*, vol.514, pp.112–121, 2019. doi.org/10.1016/j.chemgeo.2019.03.034

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 (EPReSC)		Notfallschutz
Nuclear Power Engineering Section (NPES)	Technical Working Group on Life Management of NPP (TWG LM NPP)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation (TWG NPPCI)	Reaktorsicherheit
	Technical Working Group on Managing Human Resources (TWG-MHR)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
Nuclear Harmonization and Standardization Initiative (NHSI)		Reaktorsicherheit
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 (WGSUP)	Reaktorsicherheit
	Working Group on New Technologies (WGNT)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Leadership and Safety Culture (WGLSC)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
	Expert Group on Public Communication (EGPC)	Kommunikation
Committee on Radiation Protection and Public Health (CRPPH)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Information System on Occupational Exposure (ISOE)	Strahlenschutz
	ISOE Working Group on Radiological Protection Aspects of Decommissioning Activities at Nuclear Power Plants (WGDECOM)	Strahlenschutz
	Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM)	Strahlenschutz
Radioactive Waste Management Committee (RWMC)	Hauptkomitee	Entsorgung
	NEA Regulators' Forum	Entsorgung
	Integration Group for the Safety Case of Radioactive Waste Repositories (IGSC) ■ Working Group on Measurement and Physical Understanding of Groundwater Flow through Argillaceous Media (CLAY CLUB) ■ Expert Group on Operational Safety (EGOS)	Entsorgung
	Expert Group on Predisposal Management of Radioactive Waste (EGPDMRW)	Entsorgung
Committee on the Safety of Nuclear Installations (CSNI)	Hauptkomitee	Reaktorsicherheit
	Working Group on Fuel Safety (WGFS)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Analysis and Management of Accidents (WGAMA) ■ Best Estimate plus Uncertainty	Reaktorsicherheit
	Working Group on Integrity of Components and Structures (WGIAGE) ■ IAGE Subgroup Integrity of Metal Components and Structures ■ IAGE Subgroup Seismic Behaviour ■ IAGE Subgroup Concrete Structure Ageing	Reaktorsicherheit
	Working Group on Risk Assessment (WGRISK)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Human and Organisational Factors (WGHOE)	Mensch-Organisation-Sicherheitskultur
	Working Group on External Events (WGEV)	Reaktorsicherheit
	Working Group on Electrical Systems (WGELEC)	Reaktorsicherheit
Committee on Decommissioning of Nuclear Installations and Legacy Management (CDLM)		Stilllegung
	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
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
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
	AG 1: Anlagensicherheit	Reaktorsicherheit
	AG 2: Notfallschutz	Notfallschutz
	AG 3: Strahlenschutz	Strahlenschutz
	AG 4: Entsorgung	Transport und Entsorgung
Commission franco-suisse de sûreté nucléaire et de radioprotection (CFS)		Allgemein
CFS groupe d'experts « Crise nucléaire »		Notfallschutz
CFS groupe d'experts « dépôt en couche géologique profonde »		Entsorgung
CFS groupe d'experts « Transport »		Entsorgung
Nuklearinformationsabkommen Schweiz-Österreich		Allgemein
Commissione Italo-Svizzera per la cooperazione in materia di sicurezza nucleare (CIS)		Allgemein
Deep Geological Repositories' Regulators' Group (DGRF)		Entsorgung
Internationale Behördenorganisationen		
Western European Nuclear Regulators Association (WENRA)	Main WENRA Committee	Allgemein
	Working Group on Waste and Decommissioning (WGWD)	Entsorgung
	Reactor Harmonization Working Group (RHWG)	Reaktorsicherheit
European Nuclear Safety Regulators Group (ENSREG)	Hauptkomitee	Allgemein
European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)	Plenum	Sicherung
	Working Group on Cyber Security	Sicherung
	Working Group on Transport Security	Sicherung
Heads of European Radiological Protection Competent Authorities (HERCA)	Hauptkomitee	Strahlenschutz
	Working Group on Emergencies	Notfallschutz
Association of European Competent Authorities	European Association of Regulators for the Transport of Radioactive Material.	Transporte
European Network on Operational Experience Feedback (EU Clearinghouse)		Reaktorsicherheit
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

Organisation/Gremium	Untergruppe	Fachgebiet
Hochschul- und Forschungsgremien		
KTH Stockholm	Melt Structure Water Interaction	Reaktorsicherheit
Forschungsprojekt DECOVALEX (Modellierung gekoppelter Prozesse im Nahfeld eines Tiefenlagers)	Steering Committee	Entsorgung
Forschungsprojekt PIONIC II (Program for Investigation of NDE by International Collaboration; Leitung: U.S.NRC)	Steering Committee	Reaktorsicherheit
DISCO – Modern spent fuel dissolution and chemistry in failed container conditions (EU-Projekt im Rahmen von Horizon 2020)	End User Group of the DISCO Project (Beratungsgremium)	Entsorgung
Bioprotect International Forum		Entsorgung
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «METIS» (Methods and Tools Innovations for Seismic Risk Assessment)	Reaktorsicherheit
EU, European Commission, CORDIS	Scientific Advisory Committee für Euratom Horizon 2020 Projekt «FRACTESUS» (Fracture mechanics testing of irradiated RPV steels by means of sub-sized specimens)	Reaktorsicherheit
KIT	Scientific Advisory Board Energy at KIT NUSAFE – nuclear waste management	Entsorgung
EU, European Commission, CORDIS	Advisory Board für das Euratom Horizon 2020 Projekt «APAL» (Advanced PTS Analyses for LTO)	Reaktorsicherheit
Fachverbände und Normenorganisationen		
Deutsch-Schweizerischer Fachverband für Strahlenschutz e.V.	Umweltüberwachung (AKU)	Strahlenschutz
	Entsorgung (AKE)	Entsorgung/Befreiung
	Beförderung (AKB)	Transporte
	Dosimetrie (AKD)	Strahlenschutz/Messtechnik
	Mitgliedschaft	
European Platform on Training and Education in Radiation Protection (EUTERP)		Strahlenschutz
Comité Européen de Normalisation (CEN)	WS 064: Erdbeben, Schubwände, Uplift, Flugzeuganprall	Reaktorsicherheit
Deutsche Gesellschaft für Materialkunde	Mitgliedschaft	Reaktorsicherheit
International Association for Structural Mechanics in Reactor Technology (IASMIRT)	SMIRT ISC (Division Coordination)	Reaktorsicherheit
Association romande de radioprotection (AR-RAD)		Strahlenschutz
International Cooperative Group on Environmentally Assisted Cracking of Water Reactor Materials (ICG-EAC)		Materialtechnik
International Commission on Radiological Protection (ICRP)	Task group 118: Relative Biological Effectiveness (RBE), Quality Factor (Q), and Radiation Weighting Factor (wR)	Strahlenschutz
International Commission on Radiological Protection (ICRP)	Task group 122: Update of Detriment Calculation for Cancer	Strahlenschutz
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 Nuclear Law Association (INLA)		Recht
Internationaler Erfahrungsaustausch		
Réunions ENSI-FANC		Reaktorsicherheit
		Transporte
KWU Treffen		Reaktorsicherheit
Fachaustausch mit Baden-Württemberg		Mensch-Organisation- Sicherheitskultur
Fachaustausch mit Deutschland (Landesbehörden)		Stilllegung
Fachaustausch mit Schweden		Stilllegung

Anhang C: Publikationen 2024

Autoren ENSI	Publikation
B. Bucher	G. Butterweck, A. Stabilini, B. Bucher, D. Breitenmoser, L. Rybach, C. Poretti, S. Maillard, A. Hess, F. Hauenstein, U. Gendotti, M. Kasprzak, G. Scharding, S. Mayer: Aeroradiometric Measurements in the Framework of the Swiss Exercise ARM23. PSI-Report No. 24-02, ISSN 1019-0643, Paul Scherrer Institut, Villigen, Switzerland, 2024. DOI: https://doi.org/10.55402/psi:60054
B. Bucher	B. Bucher, G. Butterweck, L. Rybach, C. Poretti, St. Maillard: Aeroradiometrische Messungen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2023. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2024), S. 72–78
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 2023. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2024), S. 162–165
B. Bucher, R. Habegger, J. Löhle	B. Bucher, R. Habegger, J. Löhle: Ortsdosis und Ortsdosisleistung in der Umgebung der Kernanlagen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2023. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2024), S. 161
S. Ghadimi	A. Vepsä, A. Fedoroff, A. Darraba, S. Ghadimi Khasraghy, Ch. Heckötter, G. Sagals, S. Sawada, F. Tarallo: Combined Bending and Punching Damage of Reinforced Concrete Slabs Under Impact Loading: Tests on Influence of Scale Effect, SMiRT 27, 27 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
S. Ghadimi	B. Wilding, S. Ghadimi Khasraghy, P. Zwicky: Combined Bending and Punching Damage of Reinforced Concrete Slabs Under Impact Loading: Simulation of Geometrically Scaled Tests in LS-DYNA, International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
S. Ghadimi	M. Borgerhoff, M. Stadler, H. Stangenberg, S. Ghadimi Khasraghy: Combined Bending and Punching Damage of Reinforced Concrete Slabs under Impact Loading: Simulation of Geometrically Scaled Tests with the Layer Model in SOFISTIK, International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
S. Ghadimi	A. Darraba, A. Fedoroff, S. Ghadimi Khasraghy, C. h. Heckötter, S. Sawada, F. Tarallo: Ari Vepsä*2 Effect of Impact Location on the Punching Shear Resistance of a Concrete Wall: Near Edge Impact Test, SMiRT 27, 27 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
S. Ghadimi	A. Darraba, B. Lafon, S. Ghadimi Khasraghy, B. Wilding: Effect of Impact Location on the Punching Shear Resistance of a Concrete Wall: Analytical and Numerical Interpretation with EUROPLEXUS and LS-DYNA, SMiRT 27, 27 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
S. Ghadimi	B. Wilding, S. Ghadimi Khasraghy, P. Zwicky: Punching Damage of Reinforced Concrete Slabs Subjected to Hard Missile Impact: Numerical Simulations of Inclined Impacts in LS-DYNA, SMiRT 27, 27 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
S. Ghadimi, T. Szczesiak	A. Gupta, H. Bowman, S. S. Boddas, S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak: Design of Electrical Components for Earthquake and Airplane Impact Induced High-Frequency Vibrations Based on Enveloping the In-Cabinet Response Spectra (ICRS), 2024 DOE/NRC Natural Phenomena Hazards Meeting, 29.10.–30.10.2024, Rockville, Maryland, USA
S. Ghadimi, T. Szczesiak	S. Ghadimi Khasraghy, T. Szczesiak, A. Gupta, P. Rangelow: Impact Induced High Frequency Vibrations: Options for a Unified Approach for the Design of Components, SMiRT 27, 27 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03. – 08.03.2024, Yokohama, Japan
S. Ghadimi, T. Szczesiak	S. Ghadimi Khasraghy, F. Tarallo, T. Szczesiak, P. Rangelow, A. Darraba, P. Välikangas, N. Pfeiffer: Proposal for Improvement of Airplane Crash and Impact Resistance Design Provisions in RCC-CW Code, 27 th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
A. Gorzel	M. Billone et al., State-of-the-Art Report on Nuclear Fuel Behaviour in Loss-of-Coolant Accident (LOCA) Conditions, © OECD 2024, NEA No. 7483 https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_96189/state-of-the-art-report-on-nuclear-fuel-behaviour-in-loss-of-coolant-accident-loca-conditions
R. Habegger, A. Leupin, J. Löhle	R. Habegger, A. Leupin, J. Löhle: Überwachung der Kernanlagen: Emissionen und Immissionen, in: Umweltradioaktivität und Strahlendosen in der Schweiz 2023. Bundesamt für Gesundheit, Abteilung Strahlenschutz (2024), S. 150–160
S. Procz	JSU Parra, G. Roque, MK Schütz, M Fiederle, S Procz: Investigations on the Performance of a 5mm CdTe Timepix3 Detector for Compton Imaging Applications. Sensors (Basel). 2024 Dec 13; 24(24):7974. doi: 10.3390/s24247974.
S. Procz	David Plappert, Michael Schütz, Georg C Ganzenmüller, Frank Fischer, Mario Campos, Simon Procz, Michael Fiederle, Stefan Hiermaier: An Open-Frame Loading Stage for High-Resolution X-Ray CT. Instruments 8, no. 4: 52. https://doi.org/10.3390/instruments8040052
S. Procz	MK Schütz, J Fey, S Procz, JS Useche, G Roque, M Fiederle: Element Identification by K-Edge Imaging Using Spectroscopic Photon Counting Detectors. IEEE Transactions on Nuclear Science, vol. 71, no. 1, pp. 106–112, Jan. 2024, doi: 10.1109/TNS.2023.3336458
S. Procz	Michael Kilian Schütz, Juan Sebastian Useche Parra, Gerardo Roque, Simon Procz, Jan Jakubek, Michael Fiederle: Innovative two-stage acquisition method for spectroscopic CT-scans with a Timepix3 CdTe detector. Proc. SPIE PC13151, Hard X-Ray, Gamma-Ray, and Neutron Detector Physics XXVI, PC131510B (4 October 2024); https://doi.org/10.1117/12.3027661

Autoren ENSI	Publikation
S. Procz	JSU Parra, G Roque, MK Schütz, M Fiederle, S Procz: Energy calibration and performance evaluation of a 5mm thick CdTe sensor with a 55µm Timepix3 detector. Proc. SPIE PC13151, Hard X-Ray, Gamma-Ray, and Neutron Detector Physics XXVI, PC1315103 (4 October 2024); https://doi.org/10.1117/12.3027621
S. Procz	G Roque, MK Schütz, JS Useche, M Fiederle, S Procz: A CdTe Timepix3-based Sub-micron XCT System for Non-Destructive Testing. 2024 IEEE Nuclear Science Symposium (NSS), Medical Imaging Conference (MIC) and Room Temperature Semiconductor Detector Conference (RTSD), Tampa, FL, USA, 2024, pp. 1–2, doi: 10.1109/NSS/MIC/RTSD57108.2024.10656177.
S. Procz	JS Useche, GA Roque, MK Schütz, M Fiederle, S Procz: Advances on Compton camera technology with a 5mm thick CdTe photon-counting detector. 2024 IEEE Nuclear Science Symposium (NSS), Medical Imaging Conference (MIC) and Room Temperature Semiconductor Detector Conference (RTSD), Tampa, FL, USA, 2024, pp. 1–1, doi: 10.1109/NSS/MIC/RTSD57108.2024.10656758.
S. Procz	MK Schütz, GA Roque, JS Useche, S Procz, M Fiederle: Adaptive Readout Technique for Spectroscopic CT with Imm CdTe Timepix3 Detector. 2024 IEEE Nuclear Science Symposium (NSS), Medical Imaging Conference (MIC) and Room Temperature Semiconductor Detector Conference (RTSD), Tampa, FL, USA, 2024, pp. 1–1, doi: 10.1109/NSS/MIC/RTSD57108.2024.10656482.
M. Rahn	Rahn M. (2024): Rolle der Sicherheit im Standortauswahlverfahren der Schweiz. In: Müller M.C.M. (Hrsg.); Die Suche nach einem Lager für hochradioaktive Abfälle. In der Schweiz und in Deutschland. Loccumer Protokolle Band 26/2022, Rehburg-Loccum, S. 21–24.
M. Rahn	Rahn M. (2024): Wer stellt im CH-Verfahren sicher, dass die Sicherheit gewährleistet ist? In: Müller M.C.M. (Hrsg.); Die Suche nach einem Lager für hochradioaktive Abfälle. In der Schweiz und in Deutschland. Loccumer Protokolle Band 26/2022, Rehburg-Loccum, S. 33–37.
M. Rahn	Cardello G.L., Bernasconi S.M., Fellin M.G., Rahn M., Rosskopf R., Maden, C., Mancktelow, N.S. (2024). Carbonate deformation through the brittle-ductile transition: The case of the SW Helvetic nappes, Switzerland. Journal of Structural Geology, https://doi.org/10.1016/j.jsg.2024.105083 .
M. Rahn	Zwingmann H., Berger A., Todd A., Masakazu N., Rahn M. (2024): Physical deformation of Rochester Shale and Opalinus Clay – impact on isotopic signatures of clay minerals. 61st Annual Meeting of The Clay Minerals Society and 5th Asian Clay Conference, 3.–7. Juni 2024, Abstract volume, S. A224
M. Rahn	Ferreiro Mählmann R., Rahn M., Potel S., Nguyen-Thanh L., Petschick R. (2024): Determination of a normal orogenic palaeo-geothermal gradient with clay mineral and organic matter indices: a review. Swiss Journal of Geosciences, https://doi.org/10.1186/s00015-024-00460-9 .
M. Rahn	Heberer B., Rahn, M., Gerdes, A., Neubauer, F., Dunkl, I., Holzner, E., Czepl, A. (2024): Deciphering the 4-D evolution along and across the Insubric Line using a multi-method geo- and thermochronological approach. Pangeo/DEUQUA, 23.–27. September 2024, Abstract volume, S. 74.
M. Rahn	Cardello G.L., Rahn M., Fellin G. Bernasconi S., Mancktelow N. (2024): New geochronological constraints from the Simplon-Rhône Fault and the SW Helvetic nappes, Switzerland. Swiss Geoscience Meeting, 9. November 2024, Abstract volume, S. 4.
M. Rahn	Franz B., Geiger H., Rahn M., Todd A., Zwingmann H. (2024): Age, origin and exhumation history of a Variscan dike along the Upper Rhine Graben Vosges shoulder. Swiss Geoscience Meeting, 9. November 2024, Abstract volume, S. 105.
M. Rahn, A.-K. Leuz, F. Altorfer	Rahn M., Leuz A.-K., Altorfer F. (2024): Systematischer Umgang mit Ungewissheiten bei der Standortwahl für geologische Tiefenlager in der Schweiz. In: A. Eckhardt et al. (Hrsg.), Entscheidungen in die weite Zukunft, Energiepolitik und Klimaschutz. Energy Policy and Climate Protection, https://doi.org/10.1007/978-3-658-42698-9_10 , S. 187–206.
M. Rahn, T. van Stiphout	Adwan A., Maillot B., Souloumiac P., Barnes C., Nussbaum C., Rahn M., Van Stiphout T. (2024): Understanding the stress field at the lateral termination of a thrust fold using generic geomechanical models and clustering methods. Solid Earth, https://doi.org/10.5194/se-15-1445-2024 .
P. Schädle	Deptulski R.C., Schädle P., Amor H., Veilly E. (2024) 1D Numerical modelling of radionuclide transfer in deep geological disposal: a comparative study between MELODIE and COMSOL. Book of Abstracts 6 th International Conference on Radioecology & Environmental Radioactivity, Marseille, France, November 24 th –29 th 2024.
P. Schädle	Humbezi Desfeux M., Marcoux M., Matray J.-M., Gorny J., Schädle P., Pochet G. (2024) DIGIT: An In Situ Experiment for Studying the Diffusion of Water and Solutes under Thermal Gradient in the Toarcian Clay Rock at the Tournemire Underground Research Laboratory: Part 1 – Goals, Scoping Calculations, Installation and First Results under Unheated Conditions. Minerals 2024, 14, 563. https://doi.org/10.3390/min14060563 .
B. Stauffer	R. Gaucher, B. Stauffer, J. Češarek: Lessons learnt from the formation of the European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA). International Conference on Nuclear Security: Shaping the Future (ICONS 2024), 20–24 May 2024, Vienna, Austria, Paper 594
T. Szczesiak	Y. Mondet, P. Rangelow, R. Zinn, T. Szczesiak, M. Borgerhoff, M. Stadler, J. Attinger: Nonlinear Seismic Analysis for Reinforced Concrete Structures in Nuclear Facilities: Current Standards, Challenges and Recommendations for Deterministic Verifications, 27th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
T. Szczesiak	P. Rangelow, T. Szczesiak, T. Richter, J. Attinger, B. Wilding, Y. Mondet: International Practice for Treatment of Uncertainties in the Generation of Deterministic In-Structure-Response Spectra by Peak Broadening & Clipping, 27th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan
T. Szczesiak, S. Ghadimi	J. Attinger, Ch. De Maddalena, D. Zimos, T. Szczesiak, S. Ghadimi Khasraghy: Effect of Uplift and Sliding on the Seismic Response of Nuclear Structures in SSI Analysis using the Domain Reduction Method, 27th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technology, 03.03.–08.03.2024, Yokohama, Japan

Anhang D: Richtlinien des ENSI

(Stand Dezember 2024)

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 01.10.2024
ENSI-G03	Geologische Tiefenlager	Dezember 2020 Änderung vom 01.11.2023
ENSI-G05	Auslegung und Fertigung von Transport- und Lagerbehältern für die Zwischenlagerung	Oktober 2021
ENSI-G07	Organisation von Kernanlagen	November 2023
ENSI-G08	Systematische Sicherheitsbewertungen des Betriebs von Kernanlagen	Juni 2015 Änderung vom 16.12.2021
ENSI-G09	Bau- und Betriebsdokumentation	Oktober 2022 Änderung vom 01.10.2024
ENSI-G11	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Planung, Herstellung und Montage	Februar 2009 (Revision 2 vom 01.06.2013)
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	Februar 2008 (Revision 1 vom 21.12.2009) Änderung vom 08.03.2022
ENSI-G15	Strahlenschutzziele für Kernanlagen	November 2010 Änderung vom 16.09.2021
ENSI-G16	Sicherheitstechnisch klassierte Leittechnik: Auslegung und Anwendung	
ENSI-G17	Stilllegung von Kernanlagen	April 2014 Änderung vom 01.11.2023
ENSI-G18	Brandschutz	Oktober 2024
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 Änderung vom 01.10.2024

A-Richtlinien (Richtlinien für Anlagebegutachtung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-A01	Technische Sicherheitsanalyse für bestehende Kernanlagen: Umfang, Methodik und Randbedingungen	September 2018 Änderung vom 1.10.2024
ENSI-A03	Periodische Sicherheitsüberprüfung von Kernkraftwerken	Oktober 2014 Änderung vom 10.10.2018
ENSI-A04	Gesuchsunterlagen für freigabepflichtige Änderungen an Kernanlagen	Juli 2008 (Revision 1 vom 24.09.2009) Änderung vom 01.10.2024
ENSI-A05	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Qualität und Umfang	Januar 2018 Änderung vom 01.10.2024
ENSI-A06	Probabilistische Sicherheitsanalyse (PSA): Anwendungen	November 2015 (Revision 1 vom 01.01.2025)
ENSI-A08	Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen	Februar 2010

B-Richtlinien (Richtlinien für Betriebsüberwachung)

Ref.	Titel	Stand
ENSI-B01	Alterungsüberwachung	August 2011
ENSI-B02	Periodische Berichterstattung der Kernanlagen	Juni 2015 (Revision 5) Änderung vom 01.09.2023
ENSI-B03	Meldungen der Kernanlagen	Februar 2023 (Revision 1) Änderung vom 01.11.2023
ENSI-B04	Befreiung von Kontroll- und Überwachungsbereichen sowie Materialien von der Bewilligungspflicht und Aufsicht	November 2018
ENSI-B05	Konditionierung radioaktiver Abfälle	Februar 2007 Änderung vom 02.03.2023
ENSI-B06	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Instandhaltung	Juni 2013 (Revision 2)
ENSI-B07	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Qualifizierung der zerstörungsfreien Prüfungen	September 2008
ENSI-B08	Sicherheitstechnisch klassierte Behälter und Rohrleitungen: Wiederkehrende zerstörungsfreie Prüfungen	Oktober 2022
ENSI-B09	Ermittlung und Aufzeichnung der Dosen strahlenexponierter Personen	Juli 2018
ENSI-B10	Ausbildung, Wiederholungsschulung und Weiterbildung von Personal	Oktober 2010
ENSI-B11	Notfallübungen	Januar 2013 (Revision 1) Änderung vom 14.12.2020
ENSI-B12	Notfallschutz in Kernanlagen	August 2019 Änderung vom 24.01.2023
ENSI-B13	Ausbildung und Fortbildung des Strahlenschutzpersonals	November 2010
ENSI-B14	Instandhaltung sicherheitstechnisch klassierter elektrischer und leittechnischer Ausrüstungen	Dezember 2010
ENSI-B17	Betrieb von Zwischenlagern für radioaktive Abfälle	Januar 2020 Änderung vom 01.10.2021

R-Richtlinien (von der früheren Hauptabteilung für die Sicherheit der Kernanlagen HSK verabschiedet)

Ref.	Titel	Stand
HSK-R-08	Sicherheit der Bauwerke für Kernanlagen, Prüfverfahren des Bundes für die Bauausführung	Mai 1976
HSK-R-46	Anforderungen für die Anwendung von sicherheitsrelevanter rechnerbasierter Leittechnik in Kernkraftwerken	April 2005
HSK-R-102	Auslegungskriterien für den Schutz von sicherheitsrelevanten Ausrüstungen in Kernkraftwerken gegen die Folgen von Flugzeugabsturz	Dezember 1986

**Herausgeber:
Eidgenössisches
Nuklearsicherheits-
inspektorat ENSI
CH-5201 Brugg**

**+41 (0)56 460 84 00
info@ensi.ch
www.ensi.ch**

© ENSI, Mai 2025

Zusätzlich zu diesem
Erfahrungs- und
Forschungsbericht
informiert das ENSI in
weiteren jährlichen
Berichten (Aufsichts-
bericht, Strahlenschutz-
bericht) aus seinem
Arbeits- und Aufsichts-
gebiet.

**ENSI-AN-12210
ISSN 1664-3178 (Online)**

