2025年3月14日(金)

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学：保健物理と環境科学

2025年3月14日(金) 10:40 ~ 11:55 A会場(Zoomルーム1)

[3A01-04] 放射線計測

座長:嶋田 和真(日本エヌ・ユー・エス)

10:40 ~ 10:55

[3A01]

PVA-KIゲル線量計の性能向上に関する研究

*砂川 武義[1]、ハーベル グレン[2]、日紫喜 理子[1]、青木 祐太郎[1]、吉橋 幸子[3] (1. 福井工大、2. オンタリオ工科大、3. 名大)

10:55 ~ 11:10

[3A02]

CsMP中におけるCs及びIの挙動の実験的解明

*大貫 敏彦[1]、宇都宮 聡[3]、中瀬 正彦[1]、高野 公秀[2]、土肥 輝美[2] (1. 東京科学大学、2. 日本原子力開発機構、3. 九州大学)

11:10 ~ 11:25

[3A03]

サイト周辺の地形影響を考慮した事故時線量評価手法の開発

*池田 卓弥[1]、山口 理恵[1]、佐々木 岳[1]、加藤 邦男[1]、今野 眞樹[1]、平野 良太[1] (1. MHI)

11:25 ~ 11:40

[3A04]

プラスチックシンチレータ薄膜を積層したトリチウム検出用デバイス

*井原 辰彦[1]、上島 良司[1]、野間 宏[1]、渡辺 裕夫[2] (1. プラケン、2. 電通大)

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 A会場(Zoomルーム1)

[3A_PL] 放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み —IAEAにおける関連の議論と動向—

座長:嶋田 和真(JANUS)

[3A_PL01]

原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応

IAEA放射線安全基準委員会（RASSC）を例に

*荻野 晴之[1] (1. 規制庁)

[3A_PL02]

原子力防災に係るIAEAの活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

*元光 邦彦[1] (1. 規制庁)

[3A_PL03]

総合討論

講演者全員

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：203-1 加速器（医療用を含む）・放射光・レーザー

2025年3月14日(金) 10:30 ~ 10:45 B会場(Zoomルーム2)

[3B01-01] 量子ビーム利用1

座長:日野 正裕(京大)

10:30 ~ 10:45

[3B01]

ペロフスカイト太陽電池を用いた放射線直接エネルギー変換

*福田 竜生[1]、深田 幸正[1]、吉井 賢資[1]、菖蒲 敬久[1]、冨永 亜希[1]、小畠 雅明[1]、家田 淳一[1]、白井 康裕[2]、柳田 真利[2]、宮野 健次郎[2] (1. JAEA、2. 物材機構)

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：203-2 ビーム利用・ビーム計測・ターゲット

2025年3月14日(金) 10:45 ~ 11:55 B会場(Zoomルーム2)

[3B02-05] 量子ビーム利用2

座長:日野 正裕(京大)

10:45 ~ 11:00

[3B02]

大強度核破砕中性子源における構造材からのトリチウム放出の予備的実験と検討

*原田 正英[1]、増田 志歩[1]、原 正憲[2] (1. 原子力機構、2. 富山大)

11:00 ~ 11:15

[3B03]

都市大タンデムを利用した新たなビームラインの構築とPIXE/PIGE/IBIL分析の検討

*梅垣 堅介[1]、羽倉 尚人[1]、河原林 順[1] (1. 東京都市大)

11:15 ~ 11:30

[3B04]

都市大タンデムへの導入に向けたセシウムスパッタ型負イオン源の検討

*時田 武[1]、羽倉 尚人[1]、河原林 順[1] (1. 東京都市大)

11:30 ~ 11:45

[3B05]

希土類元素の混合物のモル比変化による発光スペクトルに関する検討

*片桐 悠汰[1]、羽倉 尚人[1]、梅垣 堅介[1]、王 聿恒[1] (1. 東京都市大学)

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 B会場(Zoomルーム2)

[3B_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第52回全体会議

[3B_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：加速器・ビーム科学部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[3B_PL] 電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

座長:岡本 一将(阪大)

[3B_PL01]

アト秒・フェムト秒電子ビームの発生とその応用

*吉田 陽一[1] (1. 阪大)

[3B_PL02]

パルスラジオリシス法を用いた高温超臨界流体の放射線化学研究と原子力水化学分野への応用

*室屋 裕佐[1] (1. 阪大)

[3B_PL03]

パルスラジオリシス法に向けた短パルス電子ビーム生成とその計測手法の開発

*坂上 和之[1] (1. 東大)

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：203-2 ビーム利用・ビーム計測・ターゲット

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 15:55 B会場(Zoomルーム2)

[3B06-09] 量子ビーム利用3

座長:羽倉 尚人(東京都市大)

14:45 ~ 15:00

[3B06]

次世代EUVリソグラフィーに向けた有機スズ含有極性変化レジストの放射線化学とそのカウンターアニオンが系に与える影響

*橋本 康平[1]、室屋 裕佐[1]、古澤 孝弘[1]、町田 康平[2]、榎本 智至[2]、Bilal Naqvi[3]、Danilo De Simone[3] (1. 阪大産研、2. 東洋合成工業、3. imec)

15:00 ~ 15:15

[3B07]

金属積層造形技術高度化を目指す中性子位相イメージング装置開発

*日野 正裕[1]、關 義親[2]、細畠 拓也[3]、河野 大輔[1] (1. 京大、2. 東北大、3. 理研)

15:15 ~ 15:30

[3B08]

UVSORにおけるF-LCSガンマ線による同位体存在比計測に関する研究

*西本 海[1]、全 炳俊[1]、大垣 英明[2]、静間 俊行[2]、モハマド オマル[3]、早川 岳人[2] (1. 京大、2. 量研、3. 原研)

15:30 ~ 15:45

[3B09]

高エネルギーX線を用いた非破壊検査の散乱除去に関する手法の検討

*神近 祐平[1]、長谷川 秀一[1]、李 振軍[1]、杉田 彰夫[1] (1. 東大)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

2025年3月14日(金) 9:30 ~ 10:30 C会場(Zoomルーム3)

[3C01-03] 若手セッション

座長:奥村 雅彦(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[3C01]

シビアアクシデント現象理解のためのDEM-VOFシミュレーション

*梁 晨瑄[1]、今谷 俊貴[1]、酒井 幹夫[1] (1. 東大)

9:45 ~ 10:00

[3C02]

Numerical simulations of debris bed formation based on CGDEM-CFD

*Boen LI[1], Toshiki Imatani[1], Mikio SAKAI[1] (1. UTokyo)

10:00 ~ 10:15

[3C03]

Reduced-order Modeling of Heat Transfer in Gas–Solid Flows with Deep Learning

*Michael Castro[1], Shuo Li[1], Kai-en Yang[1], Toshiki Imatani[1], Mikio Sakai[1] (1. UTokyo)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

2025年3月14日(金) 10:30 ~ 12:00 C会場(Zoomルーム3)

[3C04-08] シミュレーション1

座長:板倉 充洋(JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3C04]

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
(12) MVP/NASCAを用いたBWR全炉心核熱連成解析

*多田 健一[1]、近藤 諒一[1]、神谷 朋宏[1]、福田 貴斉[1]、小野 綾子[1]、長家 康展[1]、吉田 啓之[1] (1. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[3C05]

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
(13) MVP/ACE-3Dを用いたBWR燃料集合体核熱連成解析

*福田 貴斉[1]、吉田 啓之[1]、神谷 朋宏[1]、鈴木 貴行[1]、多田 健一[1]、長家 康展[1] (1. JAEA)

11:00 ~ 11:15

[3C06]

古典分子動力学シミュレーションを用いたモンモリロナイト層間におけるセシウムイオンとナトリウムイオンの拡散挙動差の解析

*平口 敦基[1]、Zheng Xiaojin[2]、Underwood Thomas R.[3]、小林 恵太[1]、山口 瑛子[1]、板倉 充洋[1]、町田 昌彦[1]、Rosso Kevin M.[3]、Bourg Ian C.[2]、奥村 雅彦[1] (1. JAEA、2. Princeton Univ.、3. PNNL)

11:15 ~ 11:30

[3C07]

セシウムの粘土鉱物吸着反応における吸着サイトの変化と結合性の評価

*山口 瑛子[1]、高橋 嘉夫[2]、奥村 雅彦[1] (1. JAEA、2. 東大)

11:30 ~ 11:45

[3C08]

Simulating Nuclear Quantum Effects in Water Isotopologues using Path Integral Molecular Dynamics and Related Methods

*Bo Thomsen[1], Motoyuki Shiga[1] (1. JAEA)

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 C会場(Zoomルーム3)

[3C_GM] 「計算科学技術部会」第37回全体会議

[3C_GM]

全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：計算科学技術部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[3C_PL] 原子力産業の未来を拓く2： 次世代プラントを支えるAIとデジタル技術

座長:酒井 幹夫(東大)

[3C_PL01]

原子力発電所におけるAI・デジタル技術活用について

*尾崎 健司[1] (1. 東芝ESS)

[3C_PL02]

原子力分野へのデジタル及びAI技術の活用について

*河野 尚幸[1] (1. 日立GE)

[3C_PL03]

革新炉開発におけるAI技術の活用

*高屋 茂[1]、*堂田 哲広[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:30 C会場(Zoomルーム3)

[3C09-14] シミュレーション2

座長:多田 健一(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3C09]

CFDシミュレーション制御のための遠隔VR in-situ 可視化

*下村 和也[1]、河村 拓馬[1]、井戸村 泰宏[1]、尾崎 司 (1. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[3C10]

DEM-CFD法の伝熱モデルの妥当性確認と縮約モデルの開発

*今井 宏樹[1]、今谷 俊貴[1]、酒井 幹夫[1] (1. 東大)

15:15 ~ 15:30

[3C11]

マルチフェーズフィールド法を用いた気泡流動解析へのPID制御の適用

*杉原 健太[1]、シトンプル ヨス[1]、井戸村 泰宏[1]、山下 晋[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[3C12]

Validation of a Two-Phase Lattice Boltzmann Method with Local Mesh Refinement for Gas Entrainment Simulation in Fast Reactors

*Yos Panagaman Sitompul[1], Kenta Sugihara[1], Seiya Watanabe[2], Yasuhiro Idomura[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

15:45 ~ 16:00

[3C13]

Development of a Two-Way Weak Coupling Code for Fluid-Structure Interaction Analysis of the Beam Window in Accelerator-Driven Systems

*Ilham Muhammad[1], Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

16:00 ~ 16:15

[3C14]

マルチカノニカル法によるレアイベント発見手法の開発

*板倉 充洋[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：303-1 原子炉計測，計装システム，原子力制御システム / 303-2 遠隔操作，ロボット，画像工学

2025年3月14日(金) 10:15 ~ 11:55 D会場(Zoomルーム4)

[3D01-06] 原子炉計測とロボット技術

座長:五福 明夫(岡山県立大)

10:15 ~ 10:30

[3D01]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(1) 全体概要

*植木 祥高[1]、相澤 康介[2] (1. 東京理科大、2. JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3D02]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(2) 沸騰検知技術の検討

*柴崎 陸[1]、植木 祥高[1]、相澤 康介[2] (1. 東京理科大、2. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[3D03]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(3) 識別根拠の可視化

*渡辺 晃也[1]、植木 祥高[1]、相澤 康介[2] (1. 東京理科大、2. JAEA)

11:00 ~ 11:15

[3D04]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(4) 適用性の評価

*相澤 康介[1]、植木 祥高[2] (1. JAEA、2. 東京理科大)

11:15 ~ 11:30

[3D05]

教師なし学習に基づく液中ガスリークの音響異常検知

*三上 奈生[1]、相澤 康介[1]、栗原 成計[1]、植木 祥高[2] (1. JAEA、2. 東京理科大)

11:30 ~ 11:45

[3D06]

ホットセル使用マニュピレータへの保持力感応機能の付与の試み

*西村 昭彦[1,2]、井出 次男[3]、石原 信之[3]、浦田 健勇[4] (1. JAEA、2. 福井大、3. deltafiber.jp、4. ジェイテック)

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：ヒューマン・マシン・システム研究部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[3D_PL] 原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

座長:高橋 信(東北大)

[3D_PL01]

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

*八木 絵香[1] (1. 阪大)

[3D_PL02]

管理職からみた女性運転員を取り巻く環境

*大橋 智樹[1] (1. 宮城学院女子大)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

2025年3月14日(金) 9:55 ~ 11:55 E会場(Zoomルーム5)

[3E01-07] 二相流

座長:上遠野 健一(日立)

9:55 ~ 10:10

[3E01]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(5) 2024年度の主要成果の概要

*大川 富雄[1] (1. 電通大)

10:10 ~ 10:25

[3E02]

Development of Mechanistic Prediction Method of DNB Heat Flux Based on Two-Phase Flow CFD

(6) Experiment of subcooled flow boiling

*Yue Wang[1], Yudai Tsutsui[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

10:25 ~ 10:40

[3E03]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(7) 高圧プール沸騰試験

*福留 将太[1]、梅原 裕太郎[1]、森 昌司[1] (1. 九大)

10:40 ~ 10:55

[3E04]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(8) 強制対流沸騰下における大気泡形成予測解析

*小野 綾子[1]、大川 富雄[2] (1. JAEA、2. 電通大)

10:55 ~ 11:10

[3E05]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(9) 二相流CFDによるサブクール流動沸騰時のボイド率分布解析

*小瀬 裕男[1]、大川 富雄[2] (1. 大和システムエンジニア、2. 電気通信大学)

11:10 ~ 11:25

[3E06]

Evaluation of steam-water annular flow characteristics under BWR operating conditions based on experiments with simulant fluids

*Huacheng Zhang[1], Yutaro Umehara[1], Shoji Mori[1], Naoki Horiguchi[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

11:25 ~ 11:40

[3E07]

流下液膜内核沸騰に起因する液滴飛散開始条件に関する実験的検討

*名手 海人[1]、ラカ フィルマン[1]、成島 勇気[2]、大川 富雄[1]、上遠野 健一[2] (1. 電通大、2. 日立)

©日本原子力学会

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 E会場(Zoomルーム5)

[3E_GM] 「熱流動部会」第65回全体会議

[3E_GM]
全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：熱流動部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 E会場(Zoomルーム5)

[3E_PL] 熱流動と機械学習・人工知能

座長:伊藤 啓(京大)

[3E_PL01]
説明可能なAIによる実験・シミュレーション結果の視座

*古谷 正裕[1] (1. 早大)

[3E_PL02]
人的介入を伴うような現象へのAIモデルの適用と評価

*荒金 賢二[1] (1. NEL)

[3E_PL03]
安全設計・安全評価の不確かさ低減へのAI技術の活用

*宇井 淳[1] (1. 電中研)

[3E_PL04]
深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例

*三輪 修一郎[1] (1. 東大)

©日本原子力学会

一般セッション | III. 核分裂工学：304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:15 E会場(Zoomルーム5)

[3E08-12] 数値計算

座長:小瀬 裕男(大和システムエンジ)

14:45 ~ 15:00

[3E08]

スリーブレス高温ガス炉設計におけるリング型燃料スペーサのためのCFDモデル開発

*山崎 友資[1]、西村 洋亮[1]、岡本 孝司[1] (1. 東大)

15:00 ~ 15:15

[3E09]

データ同化による格納容器内水蒸気凝縮挙動解析の高精度化の検討

*石垣 将宏[1]、廣瀬 意育[2]、柴本 泰照[2] (1. 福井大、2. 原子力機構)

15:15 ~ 15:30

[3E10]

鉛直平板での壁面凝縮への圧力の影響に関する数値解析

*村瀬 道雄[1]、高木 俊弥[1]、三好 弘二[1] (1. 原子力安全システム研究所)

15:30 ~ 15:45

[3E11]

鉛直平板での壁面凝縮への蒸気質量分率の影響に関する数値解析

*高木 俊弥[1]、村瀬 道雄[1]、三好 弘二[1] (1. INSS)

15:45 ~ 16:00

[3E12]

乾式分散法を用いたエアロゾル化の実験とシミュレーションの研究

*河口 宗道[1]、三輪 虹太朗[1]、澤 和弘[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 10:05 ~ 11:00 F会場(Zoomルーム6)

[3F01-03] マルチユニット・動的PRA

座長:竹田 敏(阪大)

10:05 ~ 10:20

[3F01]

事故耐性燃料の導入による事故進展遅延効果及びリスク曲線の評価

*鄭 嘯宇[1]、細山田 龍二[1]、塩津 弘之[1]、玉置 等史[1]、柴本 泰照[1]、丸山 結[1] (1. JAEA)

10:20 ~ 10:35

[3F02]

他ユニットへ影響を与える格納容器損傷シナリオの評価手法開発

(1) 事故事例調査に基づく事象の分析

*肥後 英志郎[1]、三浦 弘道[1] (1. 電中研)

10:35 ~ 10:50

[3F03]

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備

(5) 3 貯槽以上の評価体系を対象とする被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

*山本 将寛[1,4]、武部 和巳[1]、小玉 貴司[1]、田中 太[2]、川﨑 亜星[3]、永田 英隆[2]、本郷 功[2]、高橋 信[4] (1. 日本原燃、2. MHI、3. MHI NSエンジ、4. 東北大)

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 F会場(Zoomルーム6)

[3F04-06] HE・トラブル分析

座長:張 承賢(北大)

11:00 ~ 11:15

[3F04]

行動影響因子に着目した詳細なプラントシミュレータ実験結果によるデータ同化

*竹田 敏[1]、坂巻 知典[1]、北田 孝典[1] (1. 大阪大学)

11:15 ~ 11:30

[3F05]

人間信頼性解析Phoenix手法に対する健全な安全文化の特性属性の活用検討

*梁田 勇太[1]、髙田 博子[1] (1. 規制庁)

11:30 ~ 11:45

[3F06]

令和６年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の取り組み

(1) 志賀原子力発電所２号機における変圧器故障によるリスク評価

*東山 陽[1]、坂口 英之[1]、木本 修司[1]、高嶋 啓介[1]、春本 大樹[1]、山岸 昇平[2]、池野 昇平[2]、中田 裕[2]、土原 滉貴[2]、竹田 周平[2] (1. 北陸電力、2. TEPSYS)

©日本原子力学会

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 F会場(Zoomルーム6)

[3F_GM] 「リスク部会」第16回全体会議

[3F_GM]
全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：リスク部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[3F_PL] PSAM17/ASRAM2024で得られた知見

座長:丸山 結(JAEA)

[3F_PL01]
PSAMとASRAMの歴史と概要

*白井 孝治[1] (1. 電中研)

[3F_PL02]
Plenary, Keynoteの概要

*高田 孝[1] (1. 東大)

[3F_PL03]
関西電力のRIDMの紹介

*生野 健一郎[1] (1. 関電)

[3F_PL04]
HRA Data ワークショップの概要

*桐本 順広[1] (1. 電中研)

©日本原子力学会

一般セッション | IV. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 15:40 F会場(Zoomルーム6)

[3F07-09] AI活用

座長:鄭 嘯宇(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3F07]

AI技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究

(4) フォルトツリー自動作成手法のサポート系への機能拡張

*近藤 佑樹[1]、二神 敏[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1] (1. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[3F08]

AI技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究

(5) 信頼性データベース構築のための自動故障判定手法の2次分析への適用

*氏田 博士[1]、森本 達也[1]、二神　敏[2]、山野　秀将[2]、栗坂　健一[2] (1. アドバンスソフト（株）、2. 日本原子力研究開発機構)

15:15 ~ 15:30

[3F09]

地震 PRA における耐震多様性の評価

その 9：AIによる床応答スペクトルの算出方法の高精度化

*大原 光晴[1]、大庭 滉平[2]、大鳥 靖樹[2]、牟田 仁[2]、片山 吉史[3]、酒井 俊朗[4] (1. CTC、2. 東京都市大、3. 中電技術コンサル、4. 電中研)

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-1 基礎物性

2025年3月14日(金) 9:45 ~ 10:45 G会場(Zoomルーム7)

[3G01-03] 革新燃料、FP利用

座長:坂本 寛(NFD)

9:45 ~ 10:00

[3G01]

SMR 用 Sphere-Pac 金属燃料の開発

金属 Sphere粒子の充填状態と伝熱に関する検討

*孫 佳林[1]、佐藤 勇[1]、通傳 響真[1] (1. 東京都市大学)

10:00 ~ 10:15

[3G02]

白金族合金の触媒機能評価に関する研究

高温下での相変化によるMo酸化への影響

*大澤 響祐[1]、大岩 祐毅[1]、劉 洪甫[1]、佐藤 勇[1]、内田 隼斗[1] (1. 東京都市大学)

10:15 ~ 10:30

[3G03]

模擬白金族合金ナノ粒子の作製と物性評価

*内田 隼斗[1]、大澤 響祐[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1] (1. 東京都市大学)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-1 基礎物性

2025年3月14日(金) 10:45 ~ 12:00 G会場(Zoomルーム7)

[3G04-07] 1Fデブリ、シビアアクシデント

座長:廣岡 瞬(JAEA)

10:45 ~ 11:00

[3G04]

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦とLIBSによる検証

(4) 熱処理コンクリートのHSI評価

*牟田 浩明[1]、沖田 隆文[1]、坂口 知聡[2]、坂本 寛[2]、大場 弘則[3]、若井田 育夫[3]、Neil Cockbain[4]、Andrew Parker[5]、Malcolm Joyce[5]、Paul Murray[6] (1. 阪大、2. NFD、3. JAEA、4. NNL、5. ランカスター大学、6. ストラスクライド大学)

11:00 ~ 11:15

[3G05]

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦とLIBSによる検証

(5) 近赤外領域における模擬燃料デブリ試料のハイパースペクトルイメージング

*坂口 知聡[1]、坂本 寛[1]、大内 敦[1]、牟田 浩明[2]、大場 弘則[3]、David Dunphy[4]、Paul Murray[4] (1. NFD、2. 阪大、3. JAEA、4. ストラスクライド大学)

11:15 ~ 11:30

[3G06]

高速炉シビアアクシデント時におけるCsエアロゾル成長過程に関する検討

*佐藤 洸宇[1]、岡野 匠真[1]、佐藤 勇[1] (1. 東京都市大)

11:30 ~ 11:45

[3G07]

水蒸気と二酸化炭素雰囲気中での塩化ナトリウムからの炭酸ナトリウム生成反応試験

*中島 邦久[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

企画セッション | 委員会セッション：福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[3G_PL] 廃棄物検討分科会における検討概要

座長:宮野 廣(廃炉委)

[3G_PL01]
発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか

*柳原 敏[1] (1. 福井大)

[3G_PL02]
燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

*川崎 大介[1] (1. 福井大)

[3G_PL03]
汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

*浅野 隆[1] (1. 日立GE)

[3G_PL04]
廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

*渡辺 直子[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-2 核燃料とその照射挙動

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:15 G会場(Zoomルーム7)

[3G08-12] MOX燃料製造技術、被覆管開発

座長:牟田 浩明(阪大)

14:45 ~ 15:00

[3G08]

MOXペレットの低O/M比調整技術に関する研究

(1)熱処理過程におけるO/M比変化の測定

*廣岡 瞬[1]、Vauchy Romain[1]、堀井 雄太[1]、赤司 雅俊[1]、砂押 剛雄[2]、齋藤 浩介[1] (1. JAEA、2. 検査開発)

15:00 ~ 15:15

[3G09]

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet

(2)Measurement of oxygen chemical diffusion coefficient

*Romain Jean-Marie Vauchy[1], Yuta Horii[1], Masashi Watanabe[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company)

15:15 ~ 15:30

[3G10]

MOX燃料ペレットの機械学習焼結密度予測モデル

*中嶋 竜矢[1]、土持 亮太[1]、廣岡 瞬[1]、齋藤 浩介[1]、飯島 皐太[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[3G11]

反応度事故時の燃料挙動に及ぼす被覆管Crコーティングの影響評価

*谷口 良徳[1]、三原 武[1]、垣内 一雄[1]、宇田川 豊[1]、勝山 仁哉[1] (1. JAEA)

15:45 ~ 16:00

[3G12]

沸騰遷移後の燃料被覆管の健全性評価試験技術の開発

*坂本 寛[1]、樋口 徹[1] (1. NFD)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-2 放射性廃棄物処分と環境

2025年3月14日(金) 9:30 ~ 11:00 H会場(Zoomルーム8)

[3H01-05] TRU廃棄物・地層処分

座長:中林 亮(電中研)

9:30 ~ 9:45

[3H01]

塩水冠水条件において二次的に生成するMg含有C-S-Hによるヨウ素の遅延効果

*田邊 悠太[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大)

9:45 ~ 10:00

[3H02]

TRU廃棄物の廃棄体パッケージの開発

(7) 廃棄体パッケージの落下解析

*丸山 紀之[1]、山田 弦[2]、津田 徹[2] (1. 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター、2. 伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)

10:00 ~ 10:15

[3H03]

加速器質量分析（AMS）による照射済み燃料被覆管からの^{36}Cl溶出率測定

*桜木 智史[1]、田中 真悟[1]、植田 浩義[1]、菅沼 宏章[2]、木野 健一郎[2]、谷内 俊範[3]、坂下 章[3]、松崎 浩之[4] (1. 原環セ、2. NDC、3. MHI、4. 東大)

10:15 ~ 10:30

[3H04]

処分環境において共存するAlが過飽和ケイ酸の析出に及ぼす影響の評価

*日下 佑太朗[1]、千田 太詩[1]、関 亜美[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大)

10:30 ~ 10:45

[3H05]

深部地下水溶存有機物に対する微生物影響評価

*佐藤 颯人[1]、戸田 賀奈子[1]、別部 光里[2]、天野 由記[2]、斉藤 拓巳[1] (1. 東大、2. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-3 原子力施設の廃止措置技術技術

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 H会場(Zoomルーム8)

[3H06-08] ウラン取扱施設の廃止措置

座長:井口 幸弘(福井大)

11:00 ~ 11:15

[3H06]

ウラン取扱施設の廃止措置

(1) 廃水処理室の廃止措置の概要

*中西 良樹[1]、大和田 光宏[1]、青山 佳男[1]、須黒 寿康[1] (1. JAEA)

11:15 ~ 11:30

[3H07]

ウラン取扱施設の廃止措置

(2) 廃水処理室の内装設備の解体撤去

*大和田 光宏[1]、中西 良樹[1]、青山 佳男[1]、須黒 寿康[1] (1. JAEA)

11:30 ~ 11:45

[3H08]

ウラン取扱施設の廃止措置

(3) 廃水処理室の管理区域解除に向けた放射線測定

*山本 啓介[1]、中川 拓哉[1]、松尾 一臣[1]、須黒 寿康[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

企画セッション | 総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[3H_PL] 研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告

座長:山本 章夫(名大)

[3H_PL01]

検討の背景と目的、技術的論点

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[3H_PL02]

炉心の著しい損傷の排除に係る委員会での検討

*更田 豊志[1] (1. 東大)

[3H_PL03]

高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

*加内 雅之[1] (1. MHI)

[3H_PL04]

高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

*佐藤 博之[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-3 原子力施設の廃止措置技術

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:30 H会場(Zoomルーム8)

[3H09-14] 廃止措置技術全般

座長:副島 吾郎(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3H09]

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究

(7) 解体環境の費用影響分析

*井口 幸弘[1]、川崎 大介[1]、柳原　敏[1]、香田 有哉[2]、友田 光一[2] (1. 福井大、2. 原子力機構)

15:00 ~ 15:15

[3H10]

ナノ秒パルスレーザー除染法の開発(II)

飛散粉塵挙動と除去深さのレーザーパラメータ依存性

山本 恵輔[1]、小菅 淳[2]、*中嶋 隆[1] (1. 京都大学・エネルギー理工学研究所、2. 日本原子力研究開発機構・敦賀総合研究開発センター)

15:15 ~ 15:30

[3H11]

遠隔自走ロボットによる原子炉内レーザー除染技術の可能性調査研究

*峰原 英介[1] (1. LDD株式会社)

15:30 ~ 15:45

[3H12]

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発VI

*五嶋 智久[1,3]、ハーベル グレン[2]、砂川 武義[1] (1. 福井工大、2. オンタリオ工科大、3. 太平電業)

15:45 ~ 16:00

[3H13]

照射損傷をもつ原子力構造材料におけるトリチウム及び放射性炭素の移行拡散挙動評価

*奥村 真郷[1]、早川 歩[1]、星野 柚香[1]、小林 真[2]、小田 卓司[3]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大学、2. 核融合研、3. ソウル国立大)

16:00 ~ 16:15

[3H14]

Preliminary Study on Nuclear Materials Imaging in Fuel Debris from The Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Using a Neutron Pinhole Camera

*Eka Sapta Riyana[1], Ikuo Kanno[1], Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

一般セッション | VIII. 核不拡散・保障措置・核セキュリティ：801-2 核不拡散・保障措置・核セキュリティ技術

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[3I01-03] 核不拡散・核セキュリティ

座長:木村 祥紀(JAEA)

11:00 ~ 11:15

[3I01]

３Sの総合的向上に向けた核物質監視システムの開発

*嵯峨 稔己[1]、高橋 佳之[1]、宇根崎 博信[1] (1. 京都大学)

11:15 ~ 11:30

[3I02]

運転中の燃料交換が可能なナトリウム冷却高速炉のSafeguards by designに関する研究

*寺山 正太郎[1]、相楽 洋[1]、Lisowski Eva[1] (1. 東京科学大学)

11:30 ~ 11:45

[3I03]

MA 含有MOX 燃料中のPu 定量への同時計数法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性

*江口 綾[1]、相楽 洋[1]、三星 夏海[2]、長谷 竹晃[2] (1. 東京科学大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構)

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 I会場(Zoomルーム9)

[3I_GM] 「核不拡散、保障措置、核セキュリティ連絡会」第33回全体会議

[3I_GM]

全体会議

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[3I_PL] 世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

座長:相楽 洋(東京科学大)

[3I_PL01]

Enabling Technologies and Innovation in Fuel Cycle Security and Non-Proliferation Research, Education, and Workforce

*Anna Erickson[1] (1. Georgia Tech.)

[3I_PL02]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

*河原 卓[1] (1. 文科省)

[3I_PL03]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

*田口 達也[1] (1. 規制庁)

©日本原子力学会

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：学生連絡会

2025年3月14日(金) 12:00 ~ 12:30 PS会場(ZoomルームPS)

[3Z_AC] 学生連絡会ポスターセッション表彰式

[3Z_AC]
学生連絡会ポスターセッション表彰式

©日本原子力学会

一般セッション | VII. 保健物理と環境科学：保健物理と環境科学

2025年3月14日(金) 10:40 ~ 11:55 A会場(Zoomルーム1)

[3A01-04] 放射線計測

座長:嶋田 和真(日本エヌ・ユー・エス)

10:40 ~ 10:55

[3A01]

PVA-KIゲル線量計の性能向上に関する研究

*砂川 武義[1]、ハーベル グレン[2]、日紫喜 理子[1]、青木 祐太郎[1]、吉橋 幸子[3] (1. 福井工大、2. オンタリオ工科大、3. 名大)

10:55 ~ 11:10

[3A02]

CsMP中におけるCs及びIの挙動の実験的解明

*大貫 敏彦[1]、宇都宮 聡[3]、中瀬 正彦[1]、高野 公秀[2]、土肥 輝美[2] (1. 東京科学大学、2. 日本原子力開発機構、3. 九州大学)

11:10 ~ 11:25

[3A03]

サイト周辺の地形影響を考慮した事故時線量評価手法の開発

*池田 卓弥[1]、山口 理恵[1]、佐々木 岳[1]、加藤 邦男[1]、今野 眞樹[1]、平野 良太[1] (1. MHI)

11:25 ~ 11:40

[3A04]

プラスチックシンチレータ薄膜を積層したトリチウム検出用デバイス

*井原 辰彦[1]、上島 良司[1]、野間 宏[1]、渡辺 裕夫[2] (1. プラケン、2. 電通大)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

PVA-KI ゲル線量計の性能向上に関する研究

Study on performance improvement of PVA-KI gel dosimeter

*砂川 武義[1]，Glenn,HARVEL[2]，日紫喜 理子[1]，青木 祐太郎[1,] 吉橋 幸子[3]

[1]福井工業大学，[2]オンタリオ工科大学,[3]名古屋大学大学院

近年、放射線がん治療において容易に放射線を可視化する手法が求められている。本研究室では、PVA（部分ケン化ポリビニルアルコール） と KI かなる ゲル線量計を開発した[1)]。本研究では、PVA-KI ゲルの保持性及び物性に着目し、これらの特性の向上に関して検討し、PVA-KI ゲル線量計の改良を試みた。

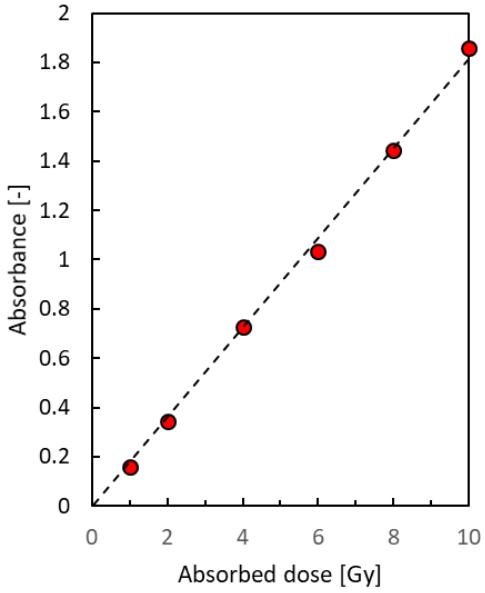
キーワード：化学線量計、ゲル線量計、放射線治療、PVA

1. 緒言

PVA-KI ゲルは、PVA 水溶液、KI、ホウ砂、果糖からなる。本ゲルは X 線等の放射線照射により約 490nm に吸収極大を持ち赤色に呈色し、加温により透明に戻すことが可能な再利用性の持つ[1)]。このゲルは、作製が容易で取り扱いやすい反面、放射線照射後の時間が経つと退色し測定結果の保持性及びゲル作製後、ゲルが軟化する物性に問題があった。これは、PVA-KI ゲル作製に使用しているホウ砂が原因であると考える。ここで、ホウ砂は PVA の架橋及赤色に呈色したゲルを透明にする反応に関与する。本研究室では、ホウ砂を使用しない PVA-KI ゲルの作製を検討し､架橋剤として有機チタン化合物[2)]を使用した新たな PVA-KI ゲルの作製を試みた。

2. 実験

本研究では、PVA-KI ゲル作製に、部分ケン化 PVA (重合度 2000, ケン化度 86.5 － 89.0)を含む 10wt%水溶液、KI、果糖及び架橋剤として水溶性有機チタン化合物である TDBT (チタニウム ジイソプロポキシ ビス（トリエタノールアミネート）) を使用した。ここで、TDBT は、IPA(イソプロピルアルコール) を溶媒として供給されており、TDBT 溶液を加熱し IPA を蒸発除去後、水で希釈し、乳酸で中和後使用した。PMMA 製ディスポセルへ上記の水溶液を入れ、約 50℃で加温することによりゲル化させた。作製した PVA-KI ゲルを対象に、X 線照射を行った。ここで、照射条件は、管電圧 150kV、管電流 20mA、線量率 2Gy/min である。 X線照射後の PVA-KI ゲルを紫外・可視分光光度計を使用して吸光度測定を行った。



3. 結果

上図に PVA-KI ゲルへの X 線照射によりる 490nm における吸光度と吸収線量の測定結果を記す。吸収線量に比例して吸光度が増大し、切片が吸光度 0 である傾向を示した。X 線照射後の PVA-KI の退色及び物性の変化は見られなかった。詳細は講演時に報告する。

参考文献

1) 砂川, 青木 ”可逆的ラジオクロミックゲル線量計の開発” 放射線化学 112 号 p.p.53-60 (2021)

2) 大豆生田 勉 "有機チタン・有機ジルコニウム化合物の特徴とその応用" 工業材料 Vol.68 No.12 pp.82-83 (2020)

* Takeyoshi Sunagawa[1], Glenn Harvel[2], Chisako Hishiki[1], Yutaro Aoki[1], Sachiko Yoshihashi[3]

[1] Fukui University of Technology, [2] Ontario Tech Univ., [3] Nagoya University

CsMP 中における Cs 及び I の挙動の実験的解明

Experimental analysis of behaviors of Cs and I in CsMP

*大貫 敏彦[1]，宇都宮 聡[2]，中瀬 正彦[1]，高野 公秀[3]，土肥 輝美[3]
[1]東京科学大学，[2]九州大学，[3]原子力機構

実験で作製した Cs、I を含むマイクロ粒子中の Cs と I の挙動を考察した。実験では Cs 及び I の他に SUS、ZrO_2、B を添加した。生成したマイクロ粒子の組成、水処理の影響を SEM-EDS で分析し、Cs 及び I の挙動を検討した。

キーワード：福島事故，放射性 Cs，放射性 I ，マイクロ粒子

1. 緒言：**放射性セシウム含有マイクロ粒子**（CsMPs）は難溶性の放射性粒子の一種であり、粒子径は通常 0.1～10 μm、Cs 放射能濃度は 10^{10}～10^{11} Bq/g と非常に高い。一般的に、CsMPs は主に Si、Fe、Zn、Cs で構成されており、B、U、Pu を少量含むものが報告されている(Fueda, 2023)。これまでの多くの研究では、Cs 等の陽イオンに着目した研究が多い。しかし、事故直後にはヨウ素(^{131}I)が大気中に放出されたことから、CsMP には ^{131}I が含まれていたはずである。そのため、CsI を含む核燃料成分をコンクリートで溶融した際に発生する凝縮気化粒子(CVP)中の Cs と I の化学種について研究した。さらに、陰イオン種として海水による冷却時に添加されたホウ素(B)を添加した実験を行い、Cs だけでなく B が存在した場合の CsMP の特性を明らかにした。

2. 実験： CsI と SUS、ZrO_2 を含む粉末を円柱状コンクリート上に設置し、ベルジャー内でキセノンランプにより集光加熱し、ベルジャー内面に沈着した CVP を回収した。さらに、B_4C 粉末も添加した試料についても CVP を作製した。回収した CVP を環境中における雨水との接触を想定してイオン交換水で洗浄する試験も実施した。得られた試料を FESEM-EDS、EPMA-WDS 及び XANES により元素組成及び化学状態を調べた。

3. 結果及び考察： SEM-EDS による CVPs の分析から、直径約 20 μm 以下の Cs と I を含む丸い粒子が多数生成していた（Fig. 1）。XANES 及び SEM-EDS 分析から、Cs と I を多量に含み CsI の存在を示唆する粒子と、Cs と I を少量含み Si を多量に含む粒子の 2 種類が確認された。CVP を脱イオン水と接触させると、どちらの粒子からも CsI のほとんどが溶解した。一方、後者の粒子からは、CsI とは異なる化学種を持つ Cs が残存した。さらに、残存した Cs は Si と共存しており、事故によって周辺環境に放出された CsMPs に含まれる化学組成と類似していた。これらの結果は、Cs が核燃料成分の溶融によって Si とともに CVP に取り込まれ、放射性 Cs が難溶性の化学状態で存在する CsMP を形成した可能性が高い。さらに、I については環境に放出された後に雨水により溶解した可能性が高い。また、B の影響も検討した。

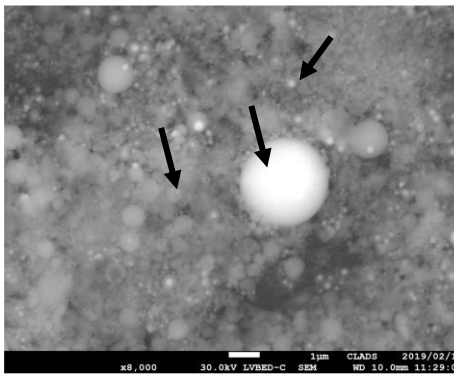


Fig. 1 SEM photograph of CVP. Many round particles are present as shown by black arrow.

Fueda K., et al., Chemosphere, 328, 138566 (2023)

*Toshihiko Ohnuki[1], Satoshi Utsunomiyai[2], Masahiko Nakase[1], Masahide Takano[3] and Terumi Dohi[3]
[1]Institute of Science Tokyo, [2]Kyushu Univ., [3]JAEA

サイト周辺の地形影響を考慮した事故時線量評価手法の開発

Development of an Accident Dose Evaluation Method Considering the Effect of Landforms around a Nuclear Power Plant

*池田 卓弥[1]，山口 理恵[1]，佐々木 岳[1]，加藤 邦男[1]，今野 眞樹[1]，平野 良太[1]
[1]三菱重工業株式会社

サイト周辺の地形影響を考慮できる線量評価手法を開発し、実験との良い一致を確認した。また、福島第一原子力発電所事故後のサイト周辺の線量率評価を実施し、周辺に設置されたモニタリングポスト（MP）指示値の変動傾向の再現性を確認した。

キーワード：大気拡散，線量評価

1. 緒言

昨今、防災や安全性向上等の観点より精緻な線量評価手法のニーズが高まっている。これまで、ガウスプルームモデルやパフモデルを使用した手法が用いられているが、敷地境界周辺を含めた地形影響の考慮に関しては、改善の余地が残されている。本検討では、サイト周辺の地形影響を考慮できる線量評価手法を開発した。

2. 手法

事故時のサイト周辺の線量評価のプロセスは、①気流計算、②拡散計算、③線量計算である。①及び②については地形効果及び風向変化を考慮可能なパフモデルを取り扱うことのできる CALPUFF[1]コードを採用した。③の線量計算は、所定の距離メッシュに分割した計算領域に対して CALPUFF により得られた非対称な分布を持つ各メッシュの地表空気中濃度及び沈着濃度を用いて、点減衰核積分法によりクラウドシャイン及びグランドシャインによる外部被ばく線量を、また呼吸率・線量換算係数を用いてクラウド吸入及び再浮遊吸入による内部被ばく線量を算出する。

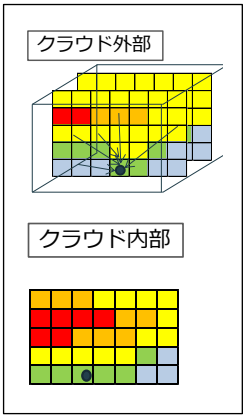


図１ メッシュ分割例

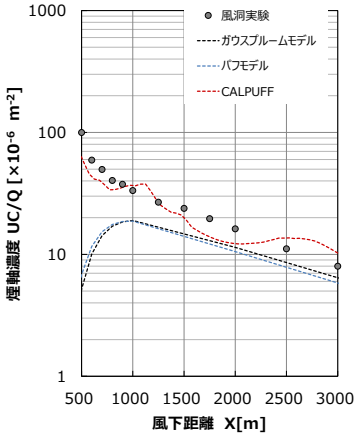


図２ 大気拡散結果の比較

3. 大気拡散評価結果

実際の発電所周辺の地形を模擬した風洞実験結果[2]と、ガウスプルームモデル（地形効果なし）、パフモデル（地形効果なし）、CALPUFF による評価結果の比較を図 2 に示す。敷地境界近傍及び周辺において、地形効果を考慮できる CALPUFF の結果は、地形効果を考慮しないガウスプルームモデルやパフモデルと比較して、風洞実験結果との良い一致を確認した。

4. 結言

福島第一原子力発電所事故後のサイト周辺のプルーム通過時の線量率評価を実施しており、サイト周辺に設置された MP 指示値の変動傾向との比較については発表において示す予定である。なお、地表沈着による線量評価の検証は MP 周囲の構造物等への放射性物質の沈着の影響を考慮するため、今後の課題である。

参考文献

[1]United States Environmental Protection Agency, “A USER’S GUIDE FOR THE CALPUFF DISPRESION MODEL,” EPA-454, July 1995.

[2]関西電力, “高浜発電所風洞実験報告書,” 2019 年 2 月.

*Takuya Ikeda[1], Rie Yamaguchi[1], Gaku Sasaki[1], Kunio Kato[1], Motoki Konno[1], and Ryota Hirano[1]

プラスチックシンチレータ薄膜を積層したトリチウム検出用デバイス

Device for tritium detection with layered plastic scintillator thin film

*井原 辰彦[1]，上島 良司[1]，野間 宏[1]，渡辺 裕夫[1,2]
[1]プラケン，[2]電通大

A device for cocktail-free tritium detection was fabricated by stacking 1000 plastic scintillator thin films of ϕ15 mm and 30±8 μm in thickness. A calibration curve with good linearity was obtained using LSC, for four measurement points in the range of 1.5 Bq/g to 185 Bq/g.

キーワード：プラスチックシンチレータ薄膜，プラズマ処理，毛細管力，LSC，カクテルフリー

1. 緒言

トリチウム水を対象に、カクテルフリーで連続測定可能なプラスチックシンチレータ薄膜積層デバイス（PS-スタック）を試作した．PS 薄膜は BC-490 Cast Resin（LUXIM)を原料とする自社製を，膜厚は特に断らない限り 30±8 μm とした．この薄膜から中心にΦ3 mm の穴を持つΦ15 mm の PS ディスクを打ち抜き，これを 1000 枚積層した PS-Stack を作製した．今回は，ALOCA 製 LSC 測定装置（LSC 7200）を用いて PS スタック単体での性能を評価した．

2. 実験

2-1. スタックの構造

PS スタックの PS ディスクの積層は， 20 mL バイアル瓶の高さに合わせた長さ 55 mm，Φ3 mm，上端にネジを切ったステンレスシャフトとステンレス台座よりなるフォルダのシャフトにディスク 1000 枚を通し，その上から樹脂製ナットで固定し，PS スタックとした．

2-2. 測定方法

PS スタックをバイアル瓶に装填し，薄膜全体が浸かる量の HTO 検液（1.5，23，54，185 Bq/g ）を加え，それぞれ吸蔵させた。検液は毛細管力によって膜間に速やかに浸透した．なお，PS ディスクの両面は予め TEOS を用いたプラズマ処理により親水性に改質している．吸着平衡に達した PS スタックを取り出し，横に向けた状態でステンレスフォルダの上端の樹脂製ナットを絞る操作と秤量を繰返すことで目標とする吸蔵量に調製した． LSC 測定は測定時間 10 分，測定回数 2 回の平均値で示した．

3. 結果・考察

図は各濃度の吸蔵 HTO 量を 0.8 g に設定した 4 本の PS スタックから得た検量線である．また，図にはそれぞれの計数値から求めた計数効率も示した．

検量線は 1.5 Bq/g から 185 Bq/g の範囲でほぼ直線を示した．一方，計数効率は 54 Bq/g の濃度を境に，これ以上では 2%程度の一定値を示し，これ以下では濃度が低くなるほど上昇し，最低濃度の 1.5 Bq/g では 4.5%を示した．

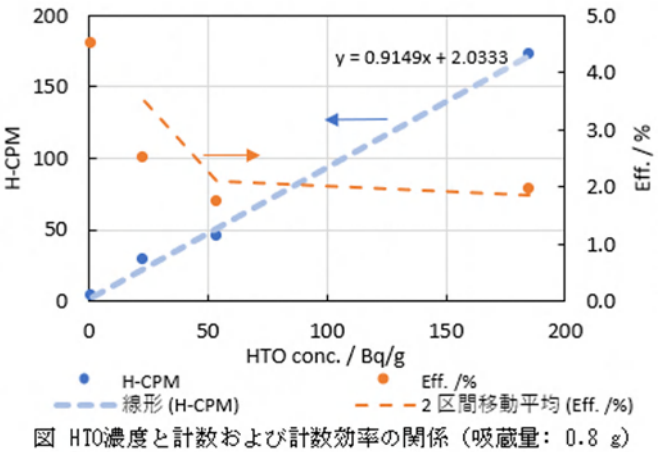


図 HTO濃度と計数および計数効率の関係（吸蔵量: 0.8 g）

*Tatsuhiko Ihara[1], Ryoji Kamishima[1], Hiroshi Noma[1] and Yasuo Watanabe[2]
[1]PLAKEN., [2]UEC

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 A会場(Zoomルーム1)

[3A_PL] 放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み —IAEAにおける関連の議論と動向—

座長:嶋田 和真(JANUS)

[3A_PL01]
原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応
IAEA放射線安全基準委員会（RASSC）を例に

*荻野 晴之[1] (1. 規制庁)

[3A_PL02]
原子力防災に係るIAEAの活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

*元光 邦彦[1] (1. 規制庁)

[3A_PL03]
総合討論
講演者全員

©日本原子力学会

3A_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み

—IAEA における関連の議論と動向—

International framework for radiation protection regarding radiation safety and emergency preparedness and response -recent discussions and activities by IAEA-

（1）原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応

IAEA 放射線安全基準委員会（RASSC）を例に

(1) Monitoring and addressing international developments in radiation protection at the Nuclear Regulation Authority: The case of the IAEA Radiation Safety Standards Committee (RASSC)

（２）原子力防災に係る IAEA の活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

(2) Introduction of the activities at the Nuclear Regulation Authority regarding the IAEA's activities on emergency preparedness and response

*荻野 晴之, *元光 邦彦
原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は、核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規制等の規定に基づく線量限度等を定める告示等の放射線障害の防止に関する技術的基準や、原子力災害対策特別措置法に基づいて原子力災害対策の円滑な実施を確保するための指針等を定めており、放射線防護に関して国際機関等が新たに示す方針やこれらの検討の国際的な動向を踏まえつつ、必要に応じて同基準や指針等を見直し、国内制度に反映することとしている。原子力規制庁が事務局を務める放射線審議会においても、自ら国際的な知見の取り入れについて調査し、関係行政機関に提言を行うことで最新知見の取り入れを推進することとしている[1,2,3]。

2.放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応

放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応を行うため、原子力規制庁では放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業を実施している。同事業では、国際原子力機関（ＩＡＥＡ）、経済協力開発機構／原子力機関（ＯＥＣＤ／ＮＥＡ）、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（ＵＮＳＣＥＡＲ）等の国際機関や放射線防護に関する勧告を行う国際学術組織である国際放射線防護委員会（ＩＣＲＰ）等における最新の知見、これらを取り巻く国際的な動向等に係る情報を収集・整理している。

同事業の実施にあたり、専門的かつ客観的な立場からの意見を踏まえるため、有識者で構成される委員会（委員長：飯本武志教授（東京大学）、副委員長：保田浩志教授（広島大学））が設置されている。得られた成果については、委託事業成果報告書として原子力規制委員会ウェブページより公開している[4,5,6]。

さらに、重要な国際動向については、解説記事等として適宜、関連学術誌に投稿している[7,8,9]。

3.保健物理・環境科学部会セッション

本講演では、ＩＡＥＡ放射線安全基準委員会（ＲＡＳＳＣ）及び緊急事態への準備と対応基準委員会（ＥＰＲｅＳＣ）を例に、原子力規制庁における放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応について紹介する。

3A_PL01-02 は同予稿

参考文献

1. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について（報告）, 第 162 回放射線審議会総会, 令和 6 年 8 月 6 日. https://www.da.nra.go.jp/data/NRA100003947-002-004.pdf
2. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について（報告）, 第 159 回放射線審議会総会, 令和 5 年 7 月 28 日. https://www.nra.go.jp/data/000442950.pdf
3. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について（報告）, 第 156 回放射線審議会総会, 令和 4 年 7 月 11 日. https://www.nra.go.jp/data/000396939.pdf
4. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 5 年度放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業成果報告書, 令和 6 年 3 月. https://www.nra.go.jp/data/000473712.pdf
5. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 4 年度放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業成果報告書, 令和 5 年 3 月. https://www.nra.go.jp/data/000447892.pdf
6. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 3 年度放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業成果報告書, 令和 4 年 3 月. https://www.nra.go.jp/data/000404684.pdf
7. 中嶌純也, 荻野晴之, IAEA RASSC における最新動向：第 9 期（2021 年～2023 年）について, 保健物理, 59, 135-143 (2024).
8. 高久侑己, 荻野晴之, OECD/NEA CRPPH 専門家グループ報告書「放射線防護体系のレビューと改定に関する初期見解」：報告書の概要及び最近の関連動向, 保健物理, 59, 48-62 (2024).
9. 伊豆本幸恵, 荻野晴之, IAEA 一般安全指針 GSG-17「規制免除概念の適用」：策定経緯及び最新動向, 保健物理, 59, 7-16 (2024).

---

*Haruyuki Ogino, *Kunihiko Motomitsu

Nuclear Regulation Authority

3A_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

保健物理・環境科学部会セッション

放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み

—IAEA における関連の議論と動向—

International framework for radiation protection regarding radiation safety and emergency preparedness and response -recent discussions and activities by IAEA-

（1）原子力規制庁における放射線防護に係る国際動向の把握と対応

IAEA 放射線安全基準委員会（RASSC）を例に

(1) Monitoring and addressing international developments in radiation protection at the Nuclear Regulation Authority: The case of the IAEA Radiation Safety Standards Committee (RASSC)

（２）原子力防災に係る IAEA の活動に対する原子力規制庁の取組みの紹介

(2) Introduction of the activities at the Nuclear Regulation Authority regarding the IAEA's activities on emergency preparedness and response

*荻野 晴之, *元光 邦彦
原子力規制庁

1. はじめに

原子力規制委員会は、核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規制等の規定に基づく線量限度等を定める告示等の放射線障害の防止に関する技術的基準や、原子力災害対策特別措置法に基づいて原子力災害対策の円滑な実施を確保するための指針等を定めており、放射線防護に関して国際機関等が新たに示す方針やこれらの検討の国際的な動向を踏まえつつ、必要に応じて同基準や指針等を見直し、国内制度に反映することとしている。原子力規制庁が事務局を務める放射線審議会においても、自ら国際的な知見の取り入れについて調査し、関係行政機関に提言を行うことで最新知見の取り入れを推進することとしている[1,2,3]。

2.放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応

放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応を行うため、原子力規制庁では放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業を実施している。同事業では、国際原子力機関（ＩＡＥＡ）、経済協力開発機構／原子力機関（ＯＥＣＤ／ＮＥＡ）、原子放射線の影響に関する国連科学委員会（ＵＮＳＣＥＡＲ）等の国際機関や放射線防護に関する勧告を行う国際学術組織である国際放射線防護委員会（ＩＣＲＰ）等における最新の知見、これらを取り巻く国際的な動向等に係る情報を収集・整理している。

同事業の実施にあたり、専門的かつ客観的な立場からの意見を踏まえるため、有識者で構成される委員会（委員長：飯本武志教授（東京大学）、副委員長：保田浩志教授（広島大学））が設置されている。得られた成果については、委託事業成果報告書として原子力規制委員会ウェブページより公開している[4,5,6]。

さらに、重要な国際動向については、解説記事等として適宜、関連学術誌に投稿している[7,8,9]。

3.保健物理・環境科学部会セッション

本講演では、ＩＡＥＡ放射線安全基準委員会（ＲＡＳＳＣ）及び緊急事態への準備と対応基準委員会（ＥＰＲｅＳＣ）を例に、原子力規制庁における放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応について紹介する。

3A_PL01-02 は同予稿

参考文献

1. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について（報告）, 第 162 回放射線審議会総会, 令和 6 年 8 月 6 日. https://www.da.nra.go.jp/data/NRA100003947-002-004.pdf
2. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について（報告）, 第 159 回放射線審議会総会, 令和 5 年 7 月 28 日. https://www.nra.go.jp/data/000442950.pdf
3. 原子力規制庁長官官房放射線防護グループ放射線防護企画課, 放射線防護に係る国際動向について（報告）, 第 156 回放射線審議会総会, 令和 4 年 7 月 11 日. https://www.nra.go.jp/data/000396939.pdf
4. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 5 年度放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業成果報告書, 令和 6 年 3 月. https://www.nra.go.jp/data/000473712.pdf
5. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 4 年度放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業成果報告書, 令和 5 年 3 月. https://www.nra.go.jp/data/000447892.pdf
6. 日本エヌ・ユー・エス株式会社, 原子力規制庁令和 3 年度放射線対策委託費（国際放射線防護調査）事業成果報告書, 令和 4 年 3 月. https://www.nra.go.jp/data/000404684.pdf
7. 中嶌純也, 荻野晴之, IAEA RASSC における最新動向：第 9 期（2021 年～2023 年）について, 保健物理, 59, 135-143 (2024).
8. 高久侑己, 荻野晴之, OECD/NEA CRPPH 専門家グループ報告書「放射線防護体系のレビューと改定に関する初期見解」：報告書の概要及び最近の関連動向, 保健物理, 59, 48-62 (2024).
9. 伊豆本幸恵, 荻野晴之, IAEA 一般安全指針 GSG-17「規制免除概念の適用」：策定経緯及び最新動向, 保健物理, 59, 7-16 (2024).

---

*Haruyuki Ogino, *Kunihiko Motomitsu

Nuclear Regulation Authority

企画セッション | 部会・連絡会セッション：保健物理・環境科学部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 A会場(Zoomルーム1)

[3A_PL] 放射線安全及び原子力防災に係る国際的な放射線防護の枠組み —IAEAにおける関連の議論と動向—

座長:嶋田 和真(JANUS)

[3A_PL03] 総合討論

講演者全員

原子力規制委員会は、放射線障害の防止に関する技術的基準や原子力災害対策の指針等を定めており、これらの基準や指針等に国際機関等が示す新たな方針を反映するため、国際的な動向等に係る情報を収集・整理している。本企画セッションでは、ＩＡＥＡ放射線安全基準委員会（ＲＡＳＳＣ）及び緊急事態への準備と対応基準委員会（ＥＰＲｅＳＣ）を例に、原子力規制庁における放射線防護及び原子力防災に係る国際動向の把握と対応について紹介する。

©日本原子力学会

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：203-1 加速器（医療用を含む）・放射光・レーザー

2025年3月14日(金) 10:30 ~ 10:45 B会場(Zoomルーム2)

[3B01-01] 量子ビーム利用1

座長:日野 正裕(京大)

10:30 ~ 10:45

[3B01]

ペロフスカイト太陽電池を用いた放射線直接エネルギー変換

*福田 竜生[1]、深田 幸正[1]、吉井 賢資[1]、菖蒲 敬久[1]、冨永 亜希[1]、小畠 雅明[1]、家田 淳一[1]、白井 康裕[2]、柳田 真利[2]、宮野 健次郎[2] (1. JAEA、2. 物材機構)

©日本原子力学会

ペロブスカイト太陽電池を用いた放射線直接エネルギー変換

Direct energy conversion using Perovskite solar cell in synchrotron X-ray region

*福田 竜生[1]，深田 幸正[1]，吉井 賢資[1]，菖蒲 敬久[1]，冨永 亜希[1]，小畠 雅明[1]，家田 淳一[1]，
白井 康裕[2]，柳田 真利[2]，宮野 健次郎[2]，松村 大樹[1]，矢板 毅[1,3]
[1]JAEA，[2]物材機構，[3]QST

ペロブスカイト太陽電池を用い、放射光 X 線をガンマ線に見立てた測定から、^{237}Np および ^{241}Am のガンマ線領域での直接エネルギー変換を観測した。

キーワード：エネルギー変換，放射性廃棄物，ガンマ線，ペロブスカイト太陽電池，放射光

1. 緒言

我々は、放射性廃棄物を資源化する試みとして、半導体接合を用いたガンマ線の直接エネルギー変換に関する研究開発を行っている。これまでの学会[1]および論文[2]では、放射線耐性を有する Ni/SiC や Pt/Ga_2O_3 のショットキー接合における研究成果を報告してきた。今回は、より大面積化が容易なペロブスカイト太陽電池[3]を用いた発電実験を行った。

2. 測定及び結果

試料としては、厚さの異なる Pb 系ペロブスカイト太陽電池（200–600nm 厚）を準備した。これは鉛原子を含んでおり、透過力の高いガンマ線の吸収量の増加が期待できる。エネルギー変換実験は、SPring–8 の JAEA 専用ビームライン BL22XU において行った。単色放射光 X 線をガンマ線源に見立て、放射性廃棄物中の代表的長寿命核種である ^{237}Np および ^{241}Am からのガンマ線（~30 or 60keV）の利用を想定しつつ、放射光利用の長所である「エネルギー可変性」を生かしてこれを含む広範囲のエネルギー依存性を調べた。電流–電圧（*I*–*V*）特性はソースメータにより測定した。変換によって得られた電力は、400nm 厚の試料で 1 μW/cm^2 程度であった。これは Ni/SiC（0.5mm 厚）と比較すると小さいが、素子の厚さの違いのためと考えられる。実際、試料が厚くなるほど、またエネルギーが低いほど発電量は大きくなる傾向があることが観測された。

3. 結論

ペロブスカイト太陽電池を用いたガンマ線の直接エネルギー変換が可能であることが確認できた。ペロブスカイト層の厚さ依存性やエネルギー依存性からは、電子–正孔再結合の影響はまだ小さく、素子を厚くすれば発電量も増加すると期待できる。

参考文献

[1] 吉井他、日本原子力学会、2019 年春の年会および秋の大会、2022 年秋の大会、2023 年秋の大会.

[2] T. Fukuda *et al.*, J. Appl. Phys. **132**, 245102 (2022).

[3] Dhruba B. Khadka *et al.*, Nat. Commun. **15**, 882 (2024).

---

*Tatsuo Fukuda[1], Yukimasa Fukada[1], Kenji Yoshii[1], Takahisa Shobu[1], Aki Tominaga[1], Masaaki Kobata[1], Jun'ichi Ieda[1], Yasuhiro Shirai[2], Masatoshi Yanagida[2], Kenjiro Miyano[2], Daiju Matsumura[1] and Tsuyoshi Yaita[1,3]

[1]JAEA, [2]NIMS, [3]QST

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：203-2 ビーム利用・ビーム計測・ターゲット

2025年3月14日(金) 10:45 ~ 11:55 B会場(Zoomルーム2)

[3B02-05] 量子ビーム利用2

座長:日野 正裕(京大)

10:45 ~ 11:00

[3B02]

大強度核破砕中性子源における構造材からのトリチウム放出の予備的実験と検討

*原田 正英[1]、増田 志歩[1]、原 正憲[2] (1. 原子力機構、2. 富山大)

11:00 ~ 11:15

[3B03]

都市大タンデムを利用した新たなビームラインの構築とPIXE/PIGE/IBIL分析の検討

*梅垣 堅介[1]、羽倉 尚人[1]、河原林 順[1] (1. 東京都市大)

11:15 ~ 11:30

[3B04]

都市大タンデムへの導入に向けたセシウムスパッタ型負イオン源の検討

*時田 武[1]、羽倉 尚人[1]、河原林 順[1] (1. 東京都市大)

11:30 ~ 11:45

[3B05]

希土類元素の混合物のモル比変化による発光スペクトルに関する検討

*片桐 悠汰[1]、羽倉 尚人[1]、梅垣 堅介[1]、王 聿恒[1] (1. 東京都市大学)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

大強度核破砕中性子源における構造材からのトリチウム放出の予備的実験と検討

Preliminary experiment and investigation of tritium release from structural materials in high power spallation neutron sources

*原田 正英[1]，増田 志歩[1]，原 正憲[2]
[1]原子力機構，[2]富山大学

大強度核破砕中性子源である J-PARC の中性子源では、水銀ターゲットに 3GeV、1MW の陽子ビームを照射し、発生した中性子ビームを中性子実験装置に供給している。水銀ターゲットやその周辺機器では、陽子ビーム入射によりトリチウムが発生するため、安全な保守作業を行う際には、トリチウム放出特性を把握する必要があり、富山大学にて、トリチウム暴露した構造材から放出されるトリチウムの予備的な計測を行った。

キーワード：Tritium, Structural material, Neutron source, High power, J-PARC

1. 緒言

大強度陽子加速器施設（J-PARC）の核破砕中性子源では、3GeV 1MW（2024 年 6 月時は、0.95MW）の陽子ビームを水銀ターゲットに照射し、核破砕反応により発生する中性子を中性子実験装置に供給している。健全性確保のために毎年行っている水銀ターゲット容器の交換の際に、核破砕生成物であるトリチウムが大気中に放出されることが問題となっている。水銀中で発生したトリチウムが、水銀ターゲット容器交換時に大気中に放出されるまでの過程は、不明な部分が多く、定量的な議論が難しい。また、水銀ターゲット容器以外でも、ステンレス製容器、アルミニウム合金製容器からのトリチウム放出が懸念される。そこで、富山大学水素同位体研究センターにて、ステンレス及びアルミニウム合金からトリチウム放出速度の定量化のための予備的な実験を行った。

2. 測定

純アルミニウム、アルミニウム合金（A1050、A5083、A6061）、純鉄、ステンレス（SUS304、SUS316）の試験片を用意し、90℃でトリチウムガス中に暴露した。暴露した試験片は、純水で表面を洗浄したのち，所定量の純水に沈めた。試験片を沈めた純水を定期的にサンプリングし、純水中に溶出するトリチウムを液体シンチレーションカウンターにて測定した。

3. 結果

図 1 に結果の一部を示す。純鉄と純アルミニウム、アルミニウム合金から純水中に移行するトリチウムは、15 日程度で飽和する（全量放出する）するが、ステンレスは、放出速度は遅くなるが、90 日たっても継続して放出することがわかった。測定データをもとに放出速度の定量化を行う。

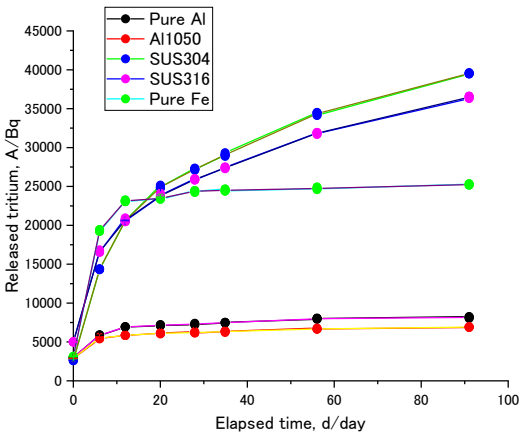


図 1　経過時間とトリチウムの放出量

*Masahide Harada[1], Shiho Masuda[1], Masanori Hara[2]
[1]JAEA, [2]Toyama Univ.

都市大タンデムを利用した新たなビームラインの構築と PIXE/PIGE/IBIL 分析の検討

Construction of a New Beamline Using TCU Tandem and Investigation of PIXE/PIGE/IBIL Analysis.

*梅垣 堅介[1],羽倉 尚人[1],河原林 順[1]
[1]東京都市大学

近年の加速器技術の需要に応えるため、PIXE/PIGE/IBIL 分析が可能な新たなビームラインを構築し、各手法の特性を明確にした。 得られた定性分析結果は標準試料との一定の一致を示した。

キーワード：PIXE, PIGE, IBIL, TCU-Tandem

1. 背景・目的 近年、加速器を用いた分析技術の需要は、考古学、環境科学、医療など多方面にわたり高まりを見せている。特に、IBA（Ion Beam Analysis）法を利用した非破壊・高感度な元素分析は、環境中の微量元素の検出や、考古学的試料の非破壊評価などで重要性が増している。このような需要に応えるため、東京都市大学にある 1.7MV ペレトロン・タンデム加速器（TCU-Tandem）において新たなビームラインを構築し、PIXE（Particle Induced X-ray Emission）、PIGE（Particle Induced Gamma-ray Emission）、および IBIL（Ion Beam Induced Luminescence）分析手法の検討を行った。本研究では、各分析手法の特性を明確にするため、標準試料を用いた定性分析を実施し、PIXE と PIGE による多元素の同時分析に加え、IBIL による試料の蛍光特性の評価を目的とし、多様な分析ニーズに対応できる分析手法の確立を目指している。

2-2. 実験方法 図 1 は、新たに構築した円筒型の分析チャンバを示している。チャンバ内には、ビーム方向を基準として時計回りを正方向とし、90°の位置に Ge 検出器（EDX 型）、225°の位置に X 線検出器（XR-100CR）、270°の位置に集光レンズを設置した。PIXE,PIGE 分析においては、標準試料として湖底堆積物標準試料 JLk-1[1](pellet 及び powder)を使用し、実験値と認証値を比較した。IBIL 分析では、EuF_3, $EuCl_3$, $(CH_3COO)_3Eu$ (powder)を標準試料とし、発光スペクトルの測定を行った。測定条件は、陽子エネルギーを 2.0MeV、ビーム電流を約 1.0nA に設定した。

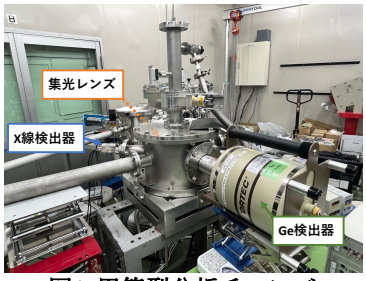


図1. 円筒型分析チャンバ

3. 結果・考察 各 PIXE 及び PIGE 分析手法で得られた結果を図 2 に示す。PIXE 分析では Si(Kα),K(Kα),Fe(Kα)のピークが検出され、PIGE 分析では ^{19}F,^{23}Na,^{46}Ti,^{24}Mg のピークが検出された。IBIL 分析では 550-700 nm の範囲にピークが確認され、Eu^{3+}の特徴的な発光を確認することができた。PIXE、PIGE、及び IBIL 分析において得られた定性分析結果は、標準試料との比較において一定の一致を示し、これにより本ビームラインでの分析が信頼性のあることが確認された。今後は、環境試料や考古学的試料を含む多様な分野における実践的な分析手法の検討を進めていきたい。

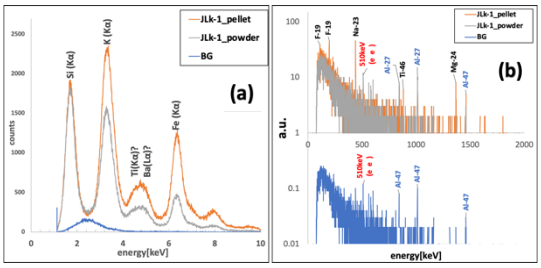


図 2. 各分析手法における分析結果
(a)PIXE (b)PIGE

参考文献

[1] A. Ando, et. al, Bulletin of the Geological Survey of Japan, vol. 41 (1), p. 27-48, 1990.

*Kensuke Umegaki[1], Naoto Hagura[1] and Jun Kawarabayashi[1]
[1]Tokyo City Univ.

都市大タンデムへの導入に向けたセシウムスパッタ型負イオン源の検討

Investigation of Cesium Sputtering Type Negative Ion Source for introduction into TCU-Tandem

*時田 武[1]，羽倉 尚人[1]，河原林 順[1]

[1]東京都市大学

都市大タンデムでは、ビーム強度増強、イオン種の多様化を目的とし、既存の PIG 負イオン源をセシウムスパッタ型負イオン源に置き換える、もしくは併用するための整備を進めている。本研究では、イオン源運転時の各種パラメータのビーム強度への寄与を確認するとともに、配置計画の検討を行った。

キーワード：タンデム加速器、セシウムスパッタ型負イオン源、SNICS、イオン源

1. 背景　現在、東京都市大学原子力研究所では、1.7MV ペレトロン・タンデム加速器（都市大タンデム）を運用している。このタンデム加速器は、MAS1700 という型式でイオン源にアルファトロスを備えた RBS 専用機であった。都市大に移設した際にアルファトロスの再構築も検討したが断念し、代わりに PIG 型負イオン源を東工大・小栗研究室との共同研究として立ち上げることにした[1]。都市大タンデムの当初の利用目的は荷電粒子励起 X 線分光（PIXE）法による分析としたため、ビーム強度は数 nA で十分であり、取り扱いやメンテナンス性には優れる PIG 型負イオン源を採用した。2018 年にビーム利用を開始して以降、より高いビーム強度を実現できると望ましいという要望が出るようになった。そこで、他施設より譲り受けたセシウムスパッタ型負イオン源（SNICS）を導入するべく、スタンドアローンでの立ち上げを開始した。

2. 目的　SNICS 単独でのビーム試験を実施し、運転データの取得を行った。各パラメータがビーム電流に与える影響を調査した。また、SNICS を都市大タンデムに導入するにあたり、配置計画を検討した。

3. ビーム実験及び配置検討　図 1 に示すように分析電磁石を伴わない形でビームの引き出し試験を行った。カソードを水素化チタンとして表 1 に示す条件でビーム電流を測定したところ、10μA 程度の電流値を検出できた。今後、長時間のビーム引き出しにおける安定性などを検討していく計画である。また、図 2 には都市大タンデムの外観を示す。MAS1700 はコンパクトな RBS 専用機として設計されたため入射電磁石で 90°偏向させる構成となっている。今後、水素以外のイオン種も扱えるようにしていくことを視野に SNICS を活用する場合、現有の入射電磁石をそのまま使用し、PIG 負イオン源に代えて SNICS を配置するか、より浅い入射角度で加速管に導入できる入射電磁石とするべきかを検討した。後者を選択すると PIG 型と SNICS を併用した構成も可能となることから、その利点を生かせる可能性を含めて検討を行った。

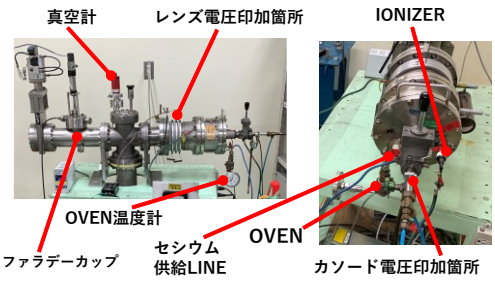


図 1　SNICS 試験体系

表 1　ビーム試験パラメータ

#	項目	
1	引出し電圧 [kV]	-15
2	カソード電圧 [kV]	-7
3	レンズ電圧 [kV]	-9.5
4	LINE電流 [A]	30
5	IONIZER電流 [A]	22
6	ビーム電流 [μA]	10.4

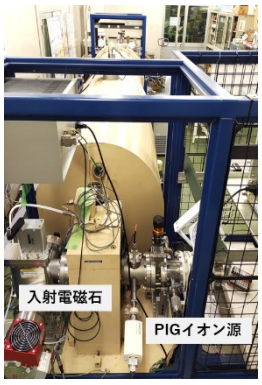


図 2　都市大タンデムの外観

参考文献

[1] 小栗慶之　他　日本原子力学会「2015 年春の年会」M09

*Takeshi Tokita[1], Naoto Hagura[1] and Jun Kawarabayashi[1]

[1]Tokyo City Univ.

希土類元素の混合物のモル比変化による発光スペクトルに関する検討

Study on luminescence spectra of mixtures of rare earth elements by changing their molar ratios

*片桐　悠汰[1]，羽倉　尚人[1]，梅垣　堅介[1]，王　聿恒[1]

[1]東京都市大学

荷電粒子誘起発光（IBIL）は、イオンビーム照射により発生する数 eV の発光である。IBIL スペクトルを取得することで測定対象物の化学形態の違いを検出可能である。本研究では、2 種類の異なる化学形態の希土類元素化合物のモル比を変化させた混合物の発光スペクトルを測定した。

キーワード：タンデム加速器，IBIL 分析，荷電粒子誘起発光，希土類元素

1. 緒言　原子力施設の廃止措置を効率的に遂行するために、構造材中の微量元素濃度をイオンビームにより把握する検討が行われている。例えば、コンクリート中のセシウムの浸透・拡散挙動について荷電粒子励起 X 線分光（PIXE）法を用いた研究が行われている[1]。また、荷電粒子励起γ線分光（PIGE）法により核反応を利用した分析を併用することで分析対象元素を拡張する試みも行われている。これらの手法では、元素濃度の測定が可能であるが、浸透・拡散挙動を解明するためには、その元素の化学形態にも着目する必要がある。荷電粒子誘起発光（IBIL）法は可視光域の光をとらえることで化合物の結合状態の情報を取得することが可能である。これまでにも IBIL 法による測定条件の検討を行ってきた[2]。本研究では、異なる 2 種類の希土類元素化合物を異なるモル比で混合した物を作製し IBIL スペクトルを取得し、検討を行った。

2. 実験方法　実験には東京都市大学原子力研究所の 1.7MV ペレトロン・タンデム加速器（都市大タンデム）を用いた。加速エネルギーを 2MeV とし、数 nA のプロトンビームを試料に照射して発生する数 100nm の発光スペクトルを取得した。分光器には Solid Lambda CCD UV-NIR (Carl Zeiss, Wavelength accuracy: 0.3 nm, Wavelength pixel pitch: 0.8 nm / pixel, FWHM: 3 nm)を用いた。分析対象試料には発光が観察しやすいユーロピウムの化合物として、EuF_3、$(CH_3COO)_3Eu$、$EuCl_3$ の 3 種類を選定した。

3. 結果及び考察　図 1 にそれぞれの化合物単体の IBIL スペクトルを示す。550～750 nm の波長域に着目すると、それぞれの化合物によって異なるピークが確認できた。図中の▽印は 3 価の Eu の許容遷移に対応する波長を示しており、◇印はそれ以外の波長域に見られた顕著なピークを示している。モル比を変化させて混合した場合にこれらのピークにどのような変化が生じるかを検討した。今後、さまざまな化合物を対象として測定結果を積み重ねることで基礎データの蓄積を図っていく計画である。

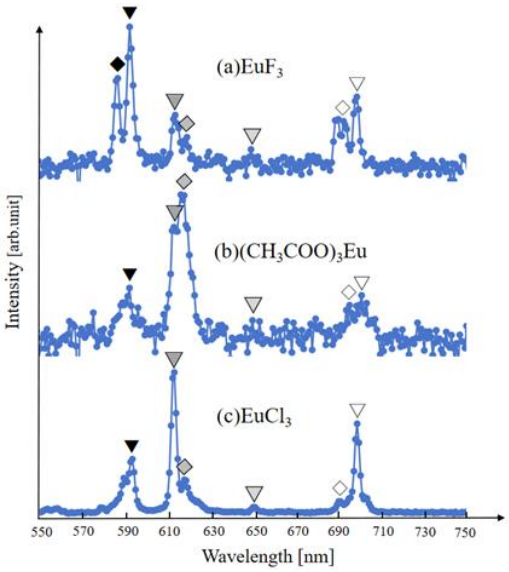


図 1　IBIL スペクトル

参考文献

[1] R. Kamata, et al., Construction and evaluation of a system for in-air PIXE analysis for the determination of Cs in trace amounts in mortar, International Journal of PIXE (in print).

[2] 近松優真ほか、荷電粒子誘起発光分析の測定条件の基礎検討、日本原子力学会　2023 年秋の年会、1I13

* Yuta Katagiri[1], Naoto Hagura[1], Kensuke Umegaki[1] and Yuheng Wang[1]

[1] Tokyo City Univ.

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 B会場(Zoomルーム2)

[3B_GM] 「加速器・ビーム科学部会」第52回全体会議

[3B_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：加速器・ビーム科学部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 B会場(Zoomルーム2)

[3B_PL] 電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

座長:岡本 一将(阪大)

[3B_PL01]
アト秒・フェムト秒電子ビームの発生とその応用

*吉田 陽一[1] (1. 阪大)

[3B_PL02]
パルスラジオリシス法を用いた高温超臨界流体の放射線化学研究と原子力水化学分野への応用

*室屋 裕佐[1] (1. 阪大)

[3B_PL03]
パルスラジオリシス法に向けた短パルス電子ビーム生成とその計測手法の開発

*坂上 和之[1] (1. 東大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開
Development of Pulse Radiolysis Method Using Electron Beam Technology

（1）アト秒・フェムト秒電子ビームの発生と応用

(1) Attosecond and Femtosecond Electron Beam Generation and Its Applications

吉田 陽一
阪大産研

1. パルスラジオリシスとは

量子ビームを物質に照射すると様々な現象を引き起こすことは、今では当たり前の既知の事実であるが、1950 年代には、人体への影響や原子炉等の放射線施設の材料の劣化問題から、莫大な研究がなされてきた。また、低分子の有機物に放射線を照射すると様々な高分子が得られることが発見され、容易に高分子合成が可能となったことから、放射線応用として高分子合成が盛んに行われた。当時の研究手法は、物質に放射線を照射し、最終的に生成した物質を分析するといった形態であったが、それでは最終生成物の生成プロセスを調べることは困難であった。

そこで登場したのがパルスラジオリシス法である。パルスラジオリシスとは、パルス化した量子ビームを物質に照射し、それにより引き起こされる物理化学現象を時間分解で追跡する方法で、手法自体は 1960 年代に開発された方法であり、長い歴史を持っている。

放射線の引き起こす最初の過程はイオン化である。このイオン化が起こる時間スケールは、放射線が分子や原子を通過する時間に相当し、相対論的速度を持つ電子ビームではアト秒（10^{-18}s）となる。すなわち、アト秒までのパルスラジオリシスが出来れば、すべての現象が解明されることになる。

2. ピコ秒（10^{-12}s）時代

当初、マイクロ秒の時間分解能でスタートしたパルスラジオリシスは、その有用性が認められ急速に時間分解能の向上が進んだ。すでに 1960 年代にはピコ秒まで到達していた。最初のピコ秒パルスラジオリスはマクロパルス内部のミクロパルスがピコ秒の時間幅であること利用したストロボスコピックと呼ばれる非常に凝った優れた方法であったが、マクロパルスのパルス列を使うためにいくつかの欠点も抱えていた。その後、米国アルゴンヌ国立研究所で、SHB（サブハーモニックバンチャー）により高強度シングルパルス発生させる方法が開発され、本格的なピコ秒パルスラジオリシスの時代を迎えた。日本でも阪大産研で同様の方式によるピコ秒パルスラジオリシスの研究が進められた。

東大（東海村）では、違った方法でピコ秒パルスラジオリシスの開発が行われた。高時間分解測定ではパルスラジオリシスでは、主に光吸収分光法が用いられるが、その分析光パルス（例えばチェレンコフ光）を発生する方法が問題であった。東大のリニアックは、前述のアルゴンヌや産研の L バンドより加速周波数の高い S バンドであったため、短パルス特性の点では有利であったが、逆にパルスの電荷量が少なくなるという欠点があるため、分析光パルスの発生が技術的に困難であった。そこで、2 台のリニアックを並べて一方のリニアックからの電子パルスは物質を照射に用い、もう一方のリニアックで分析光パルスを発生する方法が採られた。この方法により、当時最高時間分解能の 10 ピコ秒を達成した。

Fig.1　L バンド電子リニアックとフェムトレーザーを同期したピコ秒パルスラジオリシスシステム

一方、1990 年代に入ると、レーザー技術の発達により、マイクロ波同期によるリニアックとレーザーを同期運転することが可能となった。これにより、今まで苦労した光分析パルスの発生の問題が解決した。阪大

産研では、L バンドライナックとフェムト秒レーザーを用いたピコ秒パルスラジオリシスが開発され(Fig.1)、放射線化学初期過程と呼ばれる現象の解明が進展することとなった。

3. フェムト秒（10^{-15}s）時代

ピコ秒時代ではリニアックからのパルスが世の中で一番短いパルスであったが、その後レーザーを励起源に用いたレーザーフラッシュ法の時間分解能はフェムト秒に達しており、時間分解能の点では追い抜かれていた。放射線によるイオン化は、空間的に不均一に起こる特異的な現象であり、レーザーによりイオン化とはかなり異なる。その意味で、パルスラジオリシスの必要性は揺るがないが、フェムト秒化の試みがなされるようになった。当時、半導体微細加工プロセスが、レーザーから EUV や X 線に切り替わる準備が行われていたが、このプロセスでは、レジスト材料の反応プロセスがそれまでの光励起からイオン化プロセスに置き換わることになり、そのこともフェムト秒化を後押しした。

1990 年代後半に登場したレーザーフォトカソード技術は、フェムト秒電子パルスの発生を推進することとなった。それまでの熱電子銃のライナックとは異なり、低エミッタンスの電子ビームを取り出せるレーザーフォトカソード RF ガンは、入射レーザーパルス幅と同等の電子パルスが取り出せる。パルスラジオリシスの場合は、光吸収強度を得るためにある程度のパルス電荷量を必要とするが、その場合でも磁気パルス圧縮を用いることで電荷量の増大が可能となる。この手法は、阪大産研(Fig.2)ばかりでなく、世界的にも普及し、多くの所で同様のシステムが構築された。

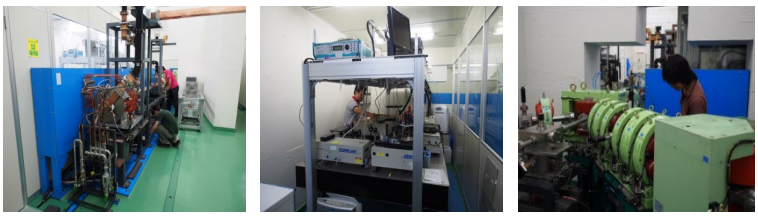


Fig.2　レーザーフォトカソード RF 電子銃 S バンドライナックによるフェムト秒パルスラジオリシスシステム

フェムト秒パルスラジオリシスでは、イオン化後に生成する電子とその親カチオンのペアの状態に関して新しい知見が得られた。それまでの反応の出発点であった電子と親カチオンの前駆体である励起親カチオンや熱化前の電子の振る舞いが、その後の継続反応や最終生成物に与える影響が重要であることが直接的な観測により明らかにされた。

4. アト秒（10^{-18}s）時代

アト秒領域はイオン化が起こる時間帯であり、パルスラジオリシスの最終目標地点でもある。現在、アト秒パルスラジオリシスは実現していないが、アト秒電子パルスの発生が試みられている。阪大産研では、レーザーフォトカソード RF 電子銃ライナックに高精度磁気パルス圧縮を適用することで、数百アト秒の電子パルスの発生に成功した。さらに、これにウィグラーを用いたレーザーパルス圧縮を適用し、シングルアト秒の電子パルスの発生を目指している。

アト秒では、光分析パルスの問題も生じる。何故なら、低エネルギーのアト秒レーザーはフーリエ限界のため存在しない。そこで、チェレンコフ光や OTR 光を再度利用することになる。また、電子パルスと光パルスの速度差に起因する時間分解能の劣化をさける必要がある。そこですでに開発されているダブルビーム法や等価速度分光法といった技術が活躍することになろう。

ところで、アト秒領域では、不確定性原理のため光吸収分光の意味が変質すると考えられる。光吸収分光では、光吸収エネルギーにより、生成した活性種の同定やエネルギー状態を特定する。しかしながら、不確定性原理により、アト秒ではそのエネルギーが決まらなくなる領域に入ってくる。エネルギー範囲と時間の積でダイナミックスを捉える必要がある。これはアト秒パルスラジオリシスだけの問題ではなく、最近の X 線 FEL でも同様なことが言える問題である。

アト秒電子パルスは、時間分解能の向上の意味で非常に重要であるが、もう一つの違った側面も予言されている。それは、集団イオン化と呼ばれる現象である。もともとエネルギーの低い（イオン化ポテ

ンシャル以下）レーザーパルスがイオン化できるのは、レーザー光の空間的・時間的に高密度に集光することにより多光子吸収が起きるためである。放射線によるイオン化は、空間的に不均一なスパーとよばれるイオン化を引き起こす。そのアナロジーで電子パルスを時間的・空間的に高密度に圧縮すると、従来とは異なりイオン化が高密度で発生するのが集団イオン化である。この効果は、今まで低 LET 放射線の範疇であった電子線が高 LET 放射線になり得ることを示唆している。この LET はパル幅やビームサイズを調整することにより可変となり、新しい照射技術の開発およびこの特性を利用した産業プロセスや医療への多くの応用が期待される。

Yoichi Yoshida
SANKEN, Osaka Univ.

2025年春の年会

加速器・ビーム科学部会セッション

電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開

Development of Pulse Radiolysis Method Using Electron Beam Technology

（2）パルスラジオリシス法を用いた高温超臨界流体の放射線化学研究と原子力水化学分野への応用

(2) Pulse Radiolysis Study on Radiation Chemistry of High-temperature and Supercritical Fluids and Its Application to Water Chemistry in Water-cooled reactors

*室屋 裕佐[1]

[1]阪大産研

1. はじめに

パルスラジオリシス法はビーム誘起反応の直接的な測定に極めて有用であり、複雑且つ高速に進行する様々な反応機構の解明に貢献してきた。さらに近年の技術進展により、これまで測定困難であった現象に対しても測定が可能となってきている。従来のナノ秒分解能のパルスラジオリシス法に加えて、レーザフォトカソードやフェムト秒レーザを用いたピコ秒パルスラジオリシス法の技術も近年成熟しており、測定システムの概要や原子力分野への応用研究について紹介する。

2. ピコ秒・ナノ秒パルスラジオリシス法と高温放射線化学研究

高温・超臨界流体の放射線化学研究は、軽水炉の水化学（PWR、BWR、次世代炉 SCWR）と深く関わり進められてきた。炉心冷却水の放射線分解反応が構造材の応力腐食割れや放射能移行といった事象に深く関わることから、亜臨界・超臨界状態を含めた水分解反応に関する知見の蓄積と、それに基づいた水化学制御手法が重要である。これまでガンマラジオリシス法やナノ秒パルスラジオリシス法を用いた研究が進められてきたが、高温下の反応は極めて迅速に進行するため観測可能な現象も限られていた。

90 年代後半よりレーザフォトカソードやフェムト秒レーザを組み合わせたピコ秒パルスラジオリシス法の技術開発が進み、高温実験への適用も試みられたが、当初は技術的な課題も多く測定波長や測定効率など改善すべき点が多かった。レーザ安定化、ライナック・レーザ同期安定化、過渡吸収分光計測の高速化・高精度化等の技術的課題を改善した結果、既存のナノ秒システムに劣らない実用性が達成された。測定可能な温度・圧力領域も、亜臨界を超えて超臨界領域まで拡充された。現在ではマルチチャンネル分光器を用いて、紫外～近赤外領域（350～1700 nm）における 2 次元の過渡吸収データを数分程度で取得可能となっている。

3. 原子力水化学分野への応用

水分解反応によって生じる活性種（水和電子、OH、H 等）の収量（G 値）や反応性（反応速度定数）に関する知見は、原子炉冷却水の化学雰囲気を把握する上で不可欠な知見である。ピコ秒・ナノ秒パルスラジオリシス法の活用によってこれらを決定し、数値計算へ反映させることで全体の反応系すなわち化学状態を把握することができる。一例として、炉心の腐食環境を緩和するための手法として、PWR では炉心への水素注入が行われているが最適な注入量については議論が収束していない。我々はこれまで測定困難であった $H + H_2O \rightarrow OH + H_2$ の反応に着目し、高温下での反応速度定数を決定すると共に、この素反応一つで水素注入の効果が大きく変わることも示した。

3. 今後の展望

PWR のみならず BWR においても冷却水への貴金属注入等、新たな水化学制御方法の検討が進められている。注入材自体もビーム照射によって高機能化される（例えば白金イオンのナノ粒子化）など、ビーム誘起反応の理解と高度応用が今後も益々重要になるものと期待される。

---

*Yusa Muroya[1]

[1]SANKEN, Osaka Univ.

2025年春の年会

加速器・ビーム科学部会

電子ビーム技術を用いたパルスラジオリシス法の展開
Development of Pulse Radiolysis Method Using Electron Beam Technology

(3) パルスラジオリシス法に向けた短パルス電子ビーム生成とその計測手法の開発

(3) Generation and Evaluation of Short Pulsed Electron Beam for Pulse Radiolysis Studies

*坂上 和之[1]
[1]東京大学

1. はじめに

パルスラジオリシス法は、加速器からの高エネルギー電子ビームを利用して、物質中に電子や正孔（ホール）、励起状態、ラジカルなどの反応性化学種を超高速に生成させフェムト秒から秒スケールまで幅広い時間領域の様々な形態の反応機構研究を可能とする手法である。高エネルギー電子ビーム照射によるイオン化を主なトリガーとする反応中間体を生成することが可能であり、原子力、放射線化学、光化学、生物学、電気化学、材料科学、ポリマー合成・改質、半導体、放射線治療、廃水処理、触媒など幅広い分野へ応用されてきた。

2. 電子ビームの短パルス化とその評価手法

パルスラジオリシス法における時間分解能は加速器から得られる電子ビームのパルス幅に強く依存する。短時間のパルスで引き起こした反応を、短時間のプローブパルス（主としてレーザーなど）で計測することによって高い時間分解能を得ることができる。したがってパルスラジオリシス法の時間分解能の向上は、電子ビームの短パルス化をけん引する大きな動機の一つであった。古くはサブハーモニックバンチャーなどを用いた速度集群が用いられていたが、レーザーによって生成した光電子の利用が進んでからは、シケインやアクロマティックアークなどの磁場によってエネルギー差を利用した集群の利用が進んでいる。

一方で、電子ビームパルスを圧縮する技術だけでは不十分で、短パルスにまで圧縮した電子ビームのパルス幅を適切に評価・計測すること、またそれを制御しパルスラジオリシス法のポンプとして適用することが重要である。ピコ秒では 300 μm、フェムト秒では 300 nm という非常に短い電子の塊がほぼ光速度で進んでいる中において、正確にパルス幅を計測することは非常に高度であることが想像に難くない。パルス幅の測定手法としては、電子ビームの時間情報を受け継ぐ電子ビームからの放射を測定する方法[1][2]や電子ビームを直接偏向して計測する高周波偏向空洞を用いた手法[3]などが開発された。また、パルスラジオリシス法の時間分解能に影響のある量として、ポンプとプローブ間のタイミングのジッターも挙げられる。

3. まとめ

最近では、レーザーの電場で電子ビームを直接加減速することにより集群し、アト秒の電子パルスが実現されている。まだまだ線量としては小さく、パルスラジオリシス法に直接適用できるわけではないが、将来的な電子ビームの短パルス化の可能性として期待される。本講演では短パルス電子ビームに関連した、パルス圧縮や短パルスビームの評価及びその将来展望について、東京大学や筆者の取り組みを中心としつつ、国内外の研究成果も交えて紹介する。

[1] T. Watanabe et al., Nucl. Instrum. Meth. A437(1999) 1.

[2] I. Nozawa et al., Phys. Rev. ST-AB. 17(2014)072803.

[3] Y. Koshiba et al., Phys. Rev. AB. 24(2021)083401.

---

*Kazuyuki Sakaue[1]

[1]The University of Tokyo

一般セッション | II. 放射線工学と加速器・ビーム科学および医学利用：203-2 ビーム利用・ビーム計測・ターゲット

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 15:55 B会場(Zoomルーム2)

[3B06-09] 量子ビーム利用3

座長:羽倉 尚人(東京都市大)

14:45 ~ 15:00

[3B06]

次世代EUVリソグラフィーに向けた有機スズ含有極性変化レジストの放射線化学とそのカウンターアニオンが系に与える影響

*橋本 康平[1]、室屋 裕佐[1]、古澤 孝弘[1]、町田 康平[2]、榎本 智至[2]、Bilal Naqvi[3]、Danilo De Simone[3] (1. 阪大産研、2. 東洋合成工業、3. imec)

15:00 ~ 15:15

[3B07]

金属積層造形技術高度化を目指す中性子位相イメージング装置開発

*日野 正裕[1]、關 義親[2]、細畠 拓也[3]、河野 大輔[1] (1. 京大、2. 東北大、3. 理研)

15:15 ~ 15:30

[3B08]

UVSORにおけるF-LCSガンマ線による同位体存在比計測に関する研究

*西本 海[1]、全 炳俊[1]、大垣 英明[2]、静間 俊行[2]、モハマド オマル[3]、早川 岳人[2] (1. 京大、2. 量研、3. 原研)

15:30 ~ 15:45

[3B09]

高エネルギーX線を用いた非破壊検査の散乱除去に関する手法の検討

*神近 祐平[1]、長谷川 秀一[1]、李 振軍[1]、杉田 彰夫[1] (1. 東大)

15:45 ~ 15:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

次世代 EUV リソグラフィーに向けた有機スズ含有極性変化レジストの放射線化学とそのカウンターアニオンが系に与える影響

Organotin based polarity change resist used for EUV lithography:
Radiation chemistry and the Effect of counter anions

*橋本 康平[1], 室屋 裕佐[1], 古澤 孝弘[1], 町田 康平[2], 榎本 智至[2], Bilal Naqvi[3], Danilo De Simone[3]
[1] 阪大産研, [2] 東洋合成工業, [3]imec

半導体産業では EUV の利用が本格的に始まり、この領域では光子揺らぎの影響がますます見過ごせなくなるため、新たな設計指針に基づいたレジストが必要となる。我々は、EUV 光子吸収断面積が高い有機スズを含有したレジストの開発[1-4]を進めおり、今回はその進展を報告する。

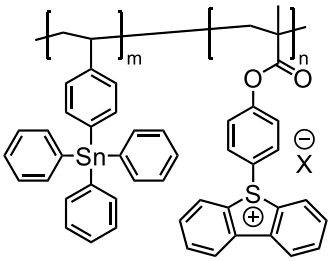
キーワード：極端紫外光リソグラフィー(EUVL)，放射線化学，微細加工，有機スズ，カウンターアニオン

1. 緒言

EUVL において、スズを含む高反応性材料は微細加工に有効であるとされている。しかし、現行のレジストの系に単にスズを加えるだけでは反応系がかき乱され、これが欠陥につながる。そのため素反応を理解し、性能が干渉し合わない材料設計が重要である。本研究では、有機スズと極性変化剤(酸発生剤)を有する二元系高分子レジスト(**Fig.1**)とその単分子材料の放射線化学初期過程と生成物解析を行った。加えて、125 keV 電子線描画による条件の探索を行い、反応機構やカウンターアニオン(構造)とパターンの関係の調査を試みた。

2. 実験

レジストの反応初期過程は電子線パルスラジオリシス(時間分解測定)により評価をした。生成物解析について、溶液中では ^{60}Co ガンマラジオリシスを実行し照射後の液相を高速液体クロマトグラフィー(HPLC)にて分析した。薄膜試料については 50 keV 電子線ラジオリシスや飛行時間型二次イオン質量分析(TOF-SIMS)を用いた。また、実際のリソグラフィー性能評価として 125 keV 電子線描画、現像挙動調査には水晶振動子マイクロバランス(QCM)を用いた。加えて、薄膜表面の濡れ性を $\theta/2$ 法による接触角測定で評価した。



M_w=3354 M_n=2782

Fig.1. Chemical structure of Copolymer resists.

3. 結果と考察

上記のラジオリシス実験により、レジストの各ユニットの反応機構の詳細が明らかになった。加えて照射時にレジストのカウンターアニオンの種類(pK_a)は反応性におよそ関与しないという結果が重ねて得られた。一方で、電子線描画をはじめとしたリソグラフィー性能評価では結果がカウンターアニオンに大きく依存し、弱酸であるサリチル酸を配位させた時に最も高感度となり良好な 15 nm のハーフピッチ幅のラインアンドスペースの形成を確認できた。これは照射によって生じる酸の双極子モーメントの大小で現像時の過渡的な膨潤層の形成のされやすさに違いが生じているからと考えられ、次世代レジストにおいてはカウンターアニオンの分子構造も重要なパラメータになり得ることが示唆された。

参考文献[1] S. Enomoto et al., *Jpn. J. Appl. Phys*. **58**, 1, 016504 (2019) [2] S. Enomoto et al., *Jpn. J. Appl. Phys*. **58**, 5, 056504 (2019) [3] Y. Takata et al., *Jpn. J. Appl. Phys*. **62**, 7, 076502 (2023) [4] B.A. Naqvi et al., *Chem. Mater.* **36**, 3, 1459-1471 (2024)

*Kohei Hashimoto[1], Yusa Muroya[1], Takahiro Kozawa[1], Kohei Machida[2], Satoshi Enomoto[2], Bilal Naqvi[3], Danilo De Simone[3]
[1]SANKEN, Osaka Univ., [2]Toyo Gosei Co., [3]Interuniversity Microelectronics Centre (imec).

金属積層造形技術高度化を目指す中性子位相イメージング装置開発

Development of neutron phase imaging instrument to advance metal additive manufacturing technology

*日野正裕[1], 關義親[2], 細畠拓也[3], 河野大輔[1]

[1]京都大学 [2]東北大学 [3]理化学研究所

金属積層造形技術の品質保証及び高性能な造形品開発のために、非破壊で実サイズ(cm オーダー）かつ造形用金属粉以下のサイズ（μm オーダー）で空隙分布を定量的に測定可能な中性子位相イメージング開発を目指している。その現状を報告する。

キーワード：金属積層造形、中性子位相イメージング、小角散乱

金属部品をより一層軽量化し、高機能化、多品種化、リードタイム短縮可能な次世代のものづくり基盤技術の一つとして期待されている金属積層造形技術は、レーザーや電子ビーム等で数十μm サイズの金属粉を溶かして積層するため、本質的に微細な空隙が入り易い。微細空隙（porosity）は強度の低下等、造形物の品質に直結する。しかし同一機種で同一製作パラメーターを用いても、造形品が再現しないことが往々にある。空隙率の評価は、アルキメデス法等による密度評価、X 線 CT、スライス断面の顕微鏡観察等があるが、顕微鏡観察は破壊測定で手間もかかり、部品全体を測定することは難しい。X 線 CT は非破壊測定で強力だが、比重の大きい金属の場合、高エネルギー線源を用いても透視可能な厚さは cm 程度にとどまる。中性子は電荷を持たず多くの物質に対して高い透過力をもつため、金属材料のバルク観察において際立った威力を発揮する。一般的な吸収イメージング（ラジオグラフィー）は、試料による中性子の吸収、つまり強度減衰を観測するが、試料通過時には中性子波の位相も同時に変化している。この位相情報を干渉法によって抽出し、強度コントラストとして画像化する手法が位相イメージング法である。位相イメージング法は、ステップスキャン等で強度コントラストの測定を行うため、動的な試料には適さないが、通常の吸収イメージングに加えて、小角散乱によるコントラストの減衰率から、ポロシティーのような微細な構造分布を高感度に可視化することが可能である。我々は中性子位相イメージング手法として、3 枚の格子から構成される Talbot-Lau 干渉計を用いて、KUR の熱中性子ビームを用いて 1cm^3 立方形状の標準試料の空隙評価やアルキメデス法との比較を行っている(Fig.1)。また JRR-3 の C3-1-2 ポート用に冷中性子 Talbot-Lau 干渉計開発も進めており、2 台の中性子位相イメージング装置で、金属積層造形技術の高度化に寄与することを目指している。当日は、開発の目指す方向及び現状を報告する。

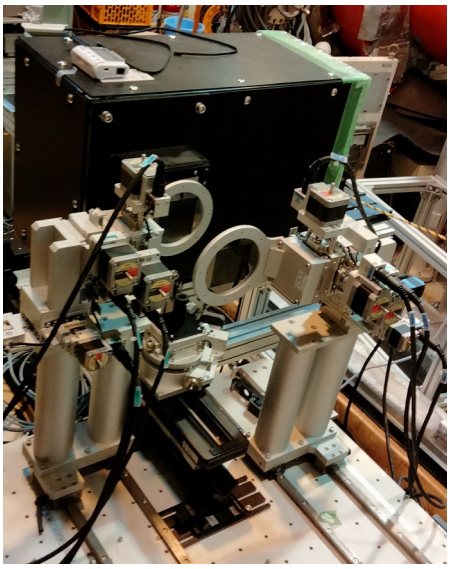


Fig.1 Photograph of Talbot-Lau interferometer installed to CN-3 of KURNS [1].

参考文献

[1] Y. Seki et al., “Neutron phase imaging by a Talbot-Lau interferometer at Kyoto University Reactor”, Rev. Sci. Instrum. 94, 103701 (2023).

---

*Masahiro Hino[1], Yoshichika Seki[2], Takuya Hosobata[3], Daisuke Kono[1]

[1]Kyoto university, [2]Tohoku university,[3]RIKEN

F-LCS ビームを用いた NRF 収量の定量評価

Quantitative Evaluation of NRF Yield by Using F-LCS beam in UVSOR

*西本　海[1], 大垣　英明[1], 全　炳俊[1], 早川　岳人[2], 静間　俊行[2], Mohamed Omer[3]
[1]京大, [2]量研, [3]原子力機構

UVSOR の BL1U において、複数の同位体イメージング及びその定量評価委に関する研究を、小径のビームでエネルギー幅を拡大した F-LCS ガンマ線ビームを用いて行っている。^{207}Pb 及び ^{208}Pb の鉛同位体に対して UVSOR の BL1U ビームラインで行っている NRF 収量の定量評価に関するこれまでの結果を報告する。

Keywords：Laser Compton Scattering Gamma-ray Beam, UVSOR, NRF

1. 緒言

我々は核共鳴蛍光散乱(NRF)と UVSOR の BL1U からのレーザーコンプトン（LCS）ガンマ線を用いて、同位体分布の CT イメージを取得する手法（NRF-CT）を開発し、^{208}Pb の 3 次元 NRF-CT イメージの取得に世界で初めて成功した[1]。現在複数の同位体の同時検出と定量評価を目指し、電子ビームを円偏光アンジュレータ磁場により旋回させることで、小径のコリメータでもエネルギー幅を拡大させるとともに、エネルギー分布の空間依存性を無くす F-LCS ガンマ線を提案し、そのエネルギー空間分布が、通常の LCS ガンマ線に比べて一様という事を、NRF 収量の定量評価を行う事で検証する事を目指して実験を続けている[2]。

2. NRF 実験

F-LCS ガンマ線の発生のために、UVSOR の BL1U の円偏光アンジュレータ磁場を K＝0.2 で励磁し、1.896 μm の波長のファイバーレーザー(出力約 35W, CW)を用いて、最大エネルギー5.54MeV の F-LCS ガンマ線を発生させた。図 1 のように吸収サンプルとして、直径 8 ㎜の ^{206,207,208}Pb 及び天然鉛を配置し、その下流に ^{206,207,208}Pb の高濃縮ロッドをウィットネスターゲットとして置き、そこからの NRF ガンマ線を 2 台の大型の Ge 検出器にて測定した。このデータをもとに定量評価として、NRF ピークの減少度から天然鉛の存在比を導出した。F-LCS ガンマ線及び LCS ガンマ線を用いた場合の ^{208}Pb の 5512 keV の NRF ピークの収量を吸収サンプル位置に対してプロットしたものを図 2 に示す。この結果を踏まえ、コリメータを 2 台置き、Ge 検出器をビーム軸に対して 135° の角度で再配置することで NRF 実験のバックグラウンドを減らし、測定精度の向上をはる実験を行っている。

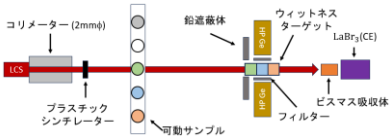


図 1　UVSOR での 1 次元イメージング実験の配置図

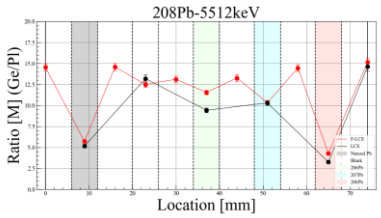


図 2　^{208}Pb の NRF レベル（5512 keV）を用いた 1 次元イメージ（赤線：F-LCS ガンマ線、黒線：LCS

3. 結論

F-LCS ガンマ線と LCS ガンマ線を用いた同位体検知の定量的な議論を行うために、UVSOR の BL1U において、天然鉛及び、高濃縮 ^{206,207,208}Pb の吸収サンプルを用いた NRF 実験を行っている。現在までの結果 ^{208}Pb の 5512 keV の NRF ピークに対して LCS ガンマ線の場合、56±5%という結果を得たものの、図 2 に示すように実験で得られた NRF 収量のばらつきが、測定の統計誤差より大きい。本会では実験体系を改善して行った二度目の実験結果も併せて報告を行う。

参考文献

[1] K. Ali et al., Appl. Sci. 2021, 11, 3415.　[2] H. Ohgaki et al., 2024 AESJ Annual Meeting

* Kai Nishimoto[1], Hideaki Ohgaki[1], Heishun Zen[1], Takehito Hayakawa[2], Toshiyuki Shizuma[2], Mohamed Omer[3]
[1]Kyoto Univ., [2]QST, [3]JAEA

高エネルギーX 線を用いた非破壊検査の散乱除去に関する手法の検討

Study on Scattering Removal Methods for Nondestructive Testing Using High-Energy X-rays

*神近　祐平[1]，李　振軍[1]，　杉田　彰夫[1]，長谷川　秀一[1]
[1]東京大学

橋梁など社会インフラに対する高エネルギーX 線を用いた非破壊検査においては、明瞭な画像を得るためには散乱 X 線を取り除くことが望ましい。本研究では、橋梁検査を対象としたインフラ検査向け画像処理手法の確立を目指している。本講では、厚みのあるコンクリート構造物に適用可能な既存の散乱除去技術の適用可能性を検討し、結果について報告する。

キーワード：X 線、非破壊検査、散乱補正、画像処理

1. 緒言

X 線を用いた検査では、撮像対象物により発生する散乱線の除去が重要な課題となっている。X 線を用いた検査は特に医療分野において広く利用されており、カーネル法[1]などの散乱補正技術もいくつか確立している。しかし、橋梁検査をはじめとした厚いコンクリート構造物などを対象とした検査においては人体と比較してより多くの散乱が発生するため、直接それらを適用しても、十分に散乱が除去されない可能性がある。本講では、厚みのあるコンクリート構造物に焦点を当て、散乱除去技術の適用可能性を検討した。

2. 手法

本研究では、U-net[2]と呼ばれる形態の畳み込みニューラルネットワークを利用し、散乱補正を行った。

U-net は、最初にエンコーダー部で畳み込みを何度か行うことで画像の特徴を抽出したのちにデコーダー部で逆畳み込みを行うことで入力画像と同じサイズの出力を行うものである。この際、畳み込みを行うことで位置情報が失われてしまうことが問題となるため、U-net では各階層でエンコーダーの出力をデコーダーに直接つなげることで、位置情報を伝える点が特徴的である。

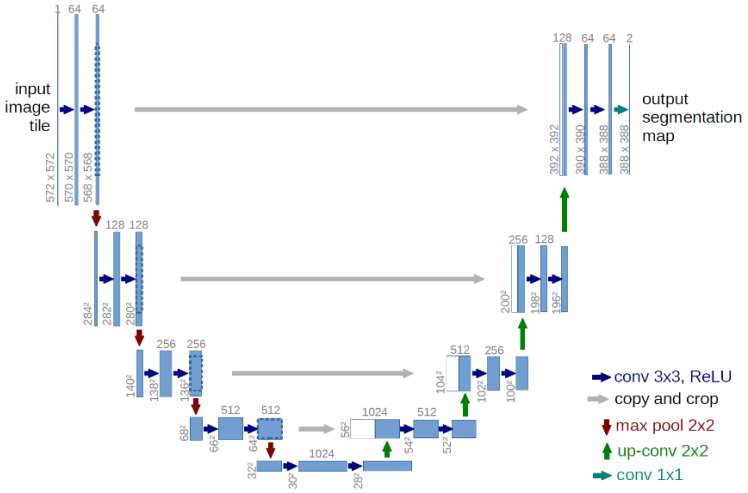


図 1：U-Net の構造[2]

本研究では、位置情報を正確に伝達できる U-net の特徴を利用し、シミュレーションによって得られた散乱を含む X 線画像を入力し、その出力と散乱を含まない X 線画像とを比較することによって学習を行い、散乱補正を実施した。

参考文献

[1] Sun M., et al., Phys Med Biol., **55**, 6695-6720(2010), DOI: 10.1088/0031-9155/55/22/007.

[2] Olaf R., et al., LNCS, **9351**, 234-241(2015), DOI: 10.1007/978-3-319-24574-4_28

*Yuhei Kamichika[1] , Zhenjun Li[1] , Akio Sugita[1], Shuichi Hasegawa[1]

[1]Univ. of Tokyo,

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

2025年3月14日(金) 9:30 ~ 10:30 C会場(Zoomルーム3)

[3C01-03] 若手セッション

座長:奥村 雅彦(JAEA)

9:30 ~ 9:45

[3C01]

シビアアクシデント現象理解のためのDEM-VOFシミュレーション

*梁 晨瑄[1]、今谷 俊貴[1]、酒井 幹夫[1] (1. 東大)

9:45 ~ 10:00

[3C02]

Numerical simulations of debris bed formation based on CGDEM-CFD

*Boen LI[1], Toshiki Imatani[1], Mikio SAKAI[1] (1. UTokyo)

10:00 ~ 10:15

[3C03]

Reduced-order Modeling of Heat Transfer in Gas–Solid Flows with Deep Learning

*Michael Castro[1], Shuo Li[1], Kai-en Yang[1], Toshiki Imatani[1], Mikio Sakai[1] (1. UTokyo)

10:15 ~ 10:30

座長持ち時間

©日本原子力学会

シビアアクシデント現象理解のための DEM-VOF シミュレーション

DEM-VOF simulation for understanding severe accident phenomena

*梁 晨瑄[1]，今谷 俊貴[1]，酒井 幹夫[1]

[1]東京大学

シビアアクシデントの現象理解のために、固相、気相および液相の複雑な相互作用を伴う大規模体系の数値解析が求められる。本研究では、Discrete Element Method（DEM）と Volume of Fluid（VOF）を連成した DEM-VOF 法に DEM 粗視化モデルを導入した手法が、大規模固気液三相流シミュレーションに有効であることを示す。

キーワード：シビアアクシデント、固気液三相流、DEM、VOF

1. 序論

シビアアクシデントは、原子力発電所における過酷事故である。シビアアクシデント現象の理解するための研究のひとつとしてセルフレベリングの研究がなされている。セルフレベリングは、床面に堆積した固体粒子が固相内部で発生した蒸気により徐々に平坦化される現象である。セルフレベリング現象を理解するために、固相、気相および液相間の相互作用を再現した数値シミュレーションの導入が期待されている。そこで、本研究では、セルフレベリング現象に固気液三相流シミュレーションを応用できることを検討することを目的として、DEM 粗視化モデルを導入した DEM-VOF 法の妥当性確認を行った。

2. 数値解析手法

本研究では、固気液三相流の解析において、DEM と VOF 法を連成させた DEM-VOF 法[1]を用いる。計算負荷の低減のために DEM 粗視化モデル[2]を用いる。

3. 数値解析

9mm×45mm×75mm の矩形容器において固体粒子を底部に沈降させた初期配置を作成し、底部の多孔質体から空気を注入して気泡を発生させ、液中における気泡と固体粒子の相互作用を模擬した。この体系において、DEM 粗視化モデルの妥当性確認を行うために、オリジナル粒子体系と粗視化粒子体系を比較した。オリジナル体系における固相粒子の直径を 200μm、固体粒子の密度を 2500kg/m^3、粒子数を 540,000 とし、液相の密度を 1000 kg/m^3、粘度を 1.0×10^{-2} Pa・s とした。粗粒率を 2.0 と 3.0 に設定した。

オリジナル体系において、固体粒子は気泡上昇に伴って表面まで上昇した後、液中を循環した。このようなオリジナル体系における固体粒子の挙動は DEM 粗視化モデルを用いて模擬することができた。また、DEM 粗視化モデルを導入することにより大幅に計算時間を短縮することができた。従って、DEM 粗視化モデルを導入した DEM-VOF シミュレーションにより、固気液三相流のオリジナル体系を効率よく解析できることが示された。

4. 結論

本研究を通して、シビアアクシデント現象理解のために DEM 粗視化モデルを導入した DEM-VOF 法が有効であることが示された。

謝辞

本研究は JSPS 科研費（24K22289）の助成を受けたものである。

参考文献

[1] X. Sun and M. Sakai, Chem. Eng. Sci., 134, 531-548 (2015) [2] M. Sakai and S. Koshizuka, Chem. Eng. Sci., 64, 533-539 (2009)

---

*Toyonobu Ryo[1], Toshiki Imatani[1] and Mikio Sakai[1]

[1]Univ. of Tokyo

Numerical simulations of debris bed formation based on CGDEM-CFD

*Boen LI, Toshiki IMATANI, Mikio SAKAI
Department of Nuclear Engineering & Management, The University of Tokyo

The debris bed formation in the coolant has a considerable impact on the thermal convection in the Core Disruptive Accidents (CDA). To replicate this multiphase system, CGDEM-CFD with refined grid model is utilized. The study demonstrates the advantages of the model in the simulation of debris bed formation, and exhibits the feasibility of the numerical model for further investigation of the material relocation in CDA.

Keywords: Debris bed formation, Coarse-grained model, Refined grid model, DEM-CFD

1. Introduction

Assessment of the debris bed formation (DBF) is important in Core Disruptive Accident (CDA). DBF significantly impacts the thermal convection between coolant and released fuel [1]. In the previous studies, the hypothetical bed shape was chosen arbitrarily as an assumption in the analysis [2]. Efficient and accurate numerical models are required to provide a detailed understanding of the DBF. Currently, the application of DEM-CFD on the material relocation during CDA mainly focuses on debris bed geometry, while the need for extensive computational power limits the application of the model for realistic industry analysis. In the present study, DEM-CFD is employed to simulate the DBF in the gas-fluid-solid multiphase system. To perform the DEM-CFD simulation for the DBF efficiently and accurately, the coarse-grained model (CGM) and refined grid model (RGM) are employed [3]. Through this study, the effectiveness of CG-DEM-CFD with RGM in the analysis of debris bed formation is studied.

2. Numerical model

To study the air-fluid-solid multiphase system, DEM and CFD are coupled with an implicit algorithm (FELMI) code in the numerical simulations[4]. SDF based and IBM based boundary methods were employed in the DEM and CFD modules respectively. To improve the efficiency of the simulations, CGM is applied in the numerical model as CGDEM-CFD model, which regards a particle group as a coarse-grained particle, and reduces the discrete elements to accelerate the computation. It's assumed that the translation velocity, rotation velocity and the displacement of the coarse grain particles are the average values of the corresponding original particle groups. Besides, when two coarse-grained particles collide with each other, the k_{CG}^3 pairs of original particles collide with each other simultaneously. To increase the flexibility and accuracy of the model, the RGM is applied. Two grids are employed to satisfy the requirements of small grid size in CFD simulation and large size ratio between the grid and particles.

3. Result and discussion

Particles with initial velocity were injected from the top of a cylinder container. The particle movement and the flow field under different conditions were compared. Based on the CGM, the computation time was sufficiently reduced, and besides the particle location of the original system was reasonably reproduced. Further, the effectiveness of RGM was studied as well. When the RGM is not employed and the CFD grid was fine to simulate the flow field, the particle distribution was slightly different from the original case.

4. Conclusions

In the present study, the CGM was shown to reduce the computation time dramatically, and the RGM was illustrated to keep the simulation stable and accurate. The feasibility of CGDEM-CFD with RGM in simulating multiphase system was proved, and thus the model could be used in the further analysis of DBF during CDA.

Acknowledgement

This work was supported by JSPS KAKENHI (24K22289); the China Scholarship Council (202406380056).

References

[1] Xu R, Cheng S. Nucl Eng Des. 2024.
[2] Sheikh MAR, Liu X, Matsumoto T, Morita K, Guo L, Suzuki T, Kamiyama K. Energies. 2020.
[3] Li R, Duan G, Yamada D, Sakai M. Ind Eng Chem Res. 2023.
[4] Mori Y, Sakai M. Chem Eng J. 2021.

Reduced-order Modeling of Heat Transfer in Gas–Solid Flows with Deep Learning

*Michael Castro[1], Shuo Li[1], Kai-en Yang[1], Toshiki Imatani[1], and Mikio Sakai[1]
[1]Department of Nuclear Engineering and Management, The University of Tokyo, Tokyo, Japan

Reduced-order modeling is a promising technique for constructing digital twins of industrial processes. In this work, we proposed a reduced-order model (ROM) for gas─solid flows with heat transfer in a fluidized bed. In this model, a Lanczos-based proper orthogonal decomposition (LPOD) was combined with deep learning approach such as a long-short term memory (LSTM) neural network. The proposed ROM exhibited reasonable simulation accuracy and significantly reduced computation time compared to full-order models (FM).

Keywords: discrete element method (DEM); computational fluid dynamics (CFD); heat transfer; machine learning; proper orthogonal decomposition (POD); long-short term memory (LSTM)

1. Introduction

The recent industrial revolution, or “Industry 4.0”, has motivated the digitization of industrial processes. This involves creating “digital twins” to physical equipment, which can generate real-time predictions about the equipment. The ROM technique is a promising tool for integration into digital twins due to their accuracy and calculation efficiency. In this study, we develop a novel ROM for a fluidized bed, which is a common particle-fluid system with heat transfer.

2. Methodology

An FM of the fluidized bed is formulated. Particle-fluid flows are modeled using the well-established CFD-DEM technique, while heat transfer between the two phases is simulated via a two fluid model with local interphase heat transfer coefficients for each fluid cell. Numerical snapshots generated from the FM are decomposed into modes and coefficients via the LPOD. To reduce computational complexity, only the modes necessary to capture the essential physics are considered through energy truncation. The coefficients associated with the selected modes are then approximated using recursive LSTM neural networks.

3. Results

The particle and fluid temperatures predicted by the ROMs are compared against the FMs in conditions (i.e., time intervals, inlet velocities) outside those used to train the ROMs. Inlet velocities were chosen so that the fluidized bed is in the bubbling regime. The results demonstrated that, compared with the FM simulation, the ROMs could reproduce the temperature distribution of the fluidized bed and accelerate the simulation speed by several orders of magnitude.

4. Conclusions

In this study, a novel ROM was developed for gas-solid flow with heat transfer. The adequacy of the ROM was demonstrated through numerous comparative studies in a fluidized bed between the ROM and FM. The proposed model has the potential to be integrated into digital twins for other systems involving particle-solid flows with heat transfer.

Acknowledgements

The authors acknowledge the financial support from the Japan Society for the Promotion of Science KAKENHI (Grant Nos. 21H04870 and 24K22289) and the [Philippine] Department of Science and Technology Engineering Research and Development for Technology (DOST-ERDT) Faculty Development Program - Foreign PhD Scholarship.

References

[1] Li S., Duan G., Sakai M. (2024) Phys. Fluids, 36(3), 033340.

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

2025年3月14日(金) 10:30 ~ 12:00 C会場(Zoomルーム3)

[3C04-08] シミュレーション1

座長:板倉 充洋(JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3C04]

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
(12) MVP/NASCAを用いたBWR全炉心核熱連成解析

*多田 健一[1]、近藤 諒一[1]、神谷 朋宏[1]、福田 貴斉[1]、小野 綾子[1]、長家 康展[1]、吉田 啓之[1] (1. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[3C05]

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
(13) MVP/ACE-3Dを用いたBWR燃料集合体核熱連成解析

*福田 貴斉[1]、吉田 啓之[1]、神谷 朋宏[1]、鈴木 貴行[1]、多田 健一[1]、長家 康展[1] (1. JAEA)

11:00 ~ 11:15

[3C06]

古典分子動力学シミュレーションを用いたモンモリロナイト層間におけるセシウムイオンとナトリウムイオンの拡散挙動差の解析

*平口 敦基[1]、Zheng Xiaojin[2]、Underwood Thomas R.[3]、小林 恵太[1]、山口 瑛子[1]、板倉 充洋[1]、町田 昌彦[1]、Rosso Kevin M.[3]、Bourg Ian C.[2]、奥村 雅彦[1] (1. JAEA、2. Princeton Univ.、3. PNNL)

11:15 ~ 11:30

[3C07]

セシウムの粘土鉱物吸着反応における吸着サイトの変化と結合性の評価

*山口 瑛子[1]、高橋 嘉夫[2]、奥村 雅彦[1] (1. JAEA、2. 東大)

11:30 ~ 11:45

[3C08]

Simulating Nuclear Quantum Effects in Water Isotopologues using Path Integral Molecular Dynamics and Related Methods

*Bo Thomsen[1], Motoyuki Shiga[1] (1. JAEA)

11:45 ~ 12:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
（12）MVP/NASCA を用いた BWR 全炉心核熱連成解析

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System

(12) BWR whole core coupling calculations using MVP/NASCA

*多田 健一[1]，近藤 諒一[1]，神谷 朋宏[1]，福田 貴斉[1]，小野 綾子[1]，長家 康展[1]，吉田 啓之[1]

[1]JAEA

JAEA が開発中の JAMPAN を用いて、MVP と NASCA を組み合わせた BWR 全炉心核熱連成解析を実施した。

キーワード：核熱連成シミュレーション、JAMPAN、MVP、NASCA、BWR、全炉心

1. 緒言

JAEA では核熱連成シミュレーションの実現に向けて、マルチフィジクス用プラットフォーム JAMPAN (JAEA Advanced Multi-Physics Analysis platform for Nuclear systems)の開発を行っている。前回の報告[1]では、流量調整機能など、MVP/NASCA による BWR の多集合体体系の解析に必要な機能を整備した。今回は、MVP/NASCA による BWR 全炉心体系を対象としたシミュレーションを実施した結果を報告する。

2. MVP/NASCA による BWR 全炉心核熱連成解析

これまでの開発で、MVP/NASCA を用いた BWR の全炉心核熱連成解析に必要な機能を実装した。そこで、本研究では、MVP/NASCA を用いた全炉心解析を実施した。解析体系として、OECD/NEA の Phase-3C ベンチマークを用いた 9×9 燃料集合体体系を並べた仮想的な BWR 全炉心体系と、OECD/NEA の Peach Bottom2 号機のタービントリップベンチマークに記載されている初装荷炉心の二つの炉心を用いた。図 1 に Phase-3C ベンチマークを用いた仮想炉心の図を示す。MVP/NASCA の核熱連成計算の機能確認のために、集合体毎の濃縮度の違いや軸方向濃縮度分布、部分長燃料などは考慮していない 9×9 燃料集合体を用いて仮想炉心を構築した。図 1 に示すように、制御棒の幾何形状についても詳細に考慮している。図 2 に Peach Bottom 2 号機の初装荷炉心と炉心を構成する燃料集合体のタイプの図を示す。図 2 に示すように、本炉心は 7×7 と 8×8 の異なる複数の燃料集合体で構成されており、部分長燃料なども導入されていることから、現行炉心に近い状況を再現しているものと考えている。なお、解析結果とその結果の考察については発表にて説明する。

3. 今後の予定

今後は燃料挙動解析コード FEMAXI-8 を JAMPAN 上に組み込み、核・熱・燃料挙動連成計算を実施することを計画している。まずは FEMAXI-8 の燃料棒内の温度分布やギャップコンダクタンスの計算機能を結合する予定である。JAMPAN はオープンソースソフトウェアとして近い内に公開する計画で、現在はマニュアルの整備を進めている。MVP や熱流動計算コードを別途入手する必要はあるが、本発表で示した BWR の全炉心解析など、JAMPAN を用いた連成解析が JAEA 以外でも実施できるようになる予定である。

参考文献 [1] 多田健一ら、日本原子力学会 2024 年春の年会、2L14 (2024).

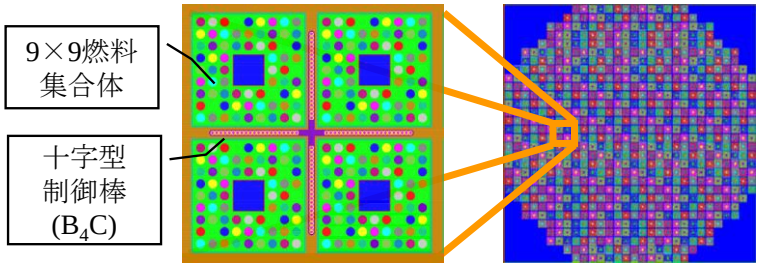


図1 Phase-3Cベンチマークを用いた仮想的な BWR全炉心体系 (1,100MeW/764体)

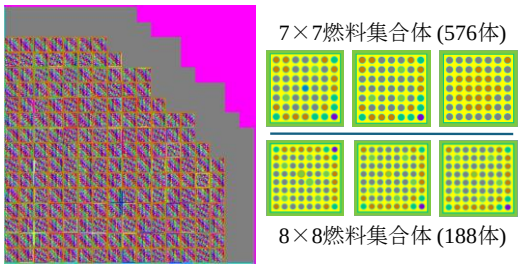


図2 Peach Bottom 2号機 (1,100MWe/764体、1/4炉心)と炉心を構成する燃料集合体

* Kenichi Tada[1], Ryoichi Kondo[1], Tomohiro Kamiya[1], Takunari Fukuda[1], Ayako Ono[1], Yasunobu Nagaya[1], and Hiroyuki Yoshida[1]

[1]JAEA

先進的核熱連成シミュレーションシステムの開発
（13）MVP/ACE-3D を用いた BWR 燃料集合体核熱連成解析

Development of Advanced Neutronics/Thermal-Hydraulics Coupling Simulation System
(13) BWR fuel assembly calculation with MVP/ACE-3D

*福田 貴斉[1], 吉田 啓之[1], 神谷 朋宏[1], 鈴木 貴行[1], 多田 健一[1], 長家 康展[1]
[1]JAEA

JAEA が開発中の JAMPAN を用いて、MVP と ACE-3D を組み合わせた BWR 8×8 燃料棒バンドル体系の核熱連成解析を実施した。

キーワード：核熱連成シミュレーション、JAMPAN、MVP、ACE-3D、BWR

1. 緒言

JAEA では核熱連成シミュレーションの実現に向けて、マルチフィジックス用プラットフォーム「JAMPAN (JAEA Advanced Multi-Physics Analysis platform for Nuclear systems)」の開発を行っている。今回は、サブチャンネル解析コードより汎用的に利用可能であるが詳細熱流動解析コードよりは計算コストが低い３次元二流体モデル解析コード ACE-3D を、中性子輸送計算モンテカルロコード MVP と連成する機能を実装した。

2. MVP/ACE-3D による BWR 8×8 燃料棒バンドル体系核熱連成解析

解析では、外径 1.23 cm、高さ 371 cm で濃縮度分布の無い燃料棒を 8×8 に配列した総出力 4.60 MW の燃料棒バンドル体系に、下部からサブクール度 10.5 K の水を 3.66×10^{-2} m^3/s の流量で流入させた。将来の全炉心体系計算への拡張を想定し、各サブチャンネルを 4 等分、軸方向を 240 等分した粗い矩形メッシュ分割により ACE-3D の解析を実施した。核熱結合の各反復ステップにおいては、ACE-3D を 1 秒間解析することで得られるボイド率分布を MVP に与えることで核計算を実施し、さらにその核計算の結果得られる出力分布を ACE-3D に返すことにより、MVP/ACE-3D 核熱連成シミュレーションを行った。

上記の反復を 10 回実施し収束した準定常状態の水平断面平均ボイド率と水平断面平均ピン出力の軸方向分布を**図 1** に示す。ボトムピークの軸方向出力分布と、上部に向かって単調に上昇するボイド率の分布は定性的に妥当な傾向である。しかし、今回の解析体系と条件で得られるこれらの軸方向分布は一般的な分布と異なっており、その差異の要因は今後調査する予定である。

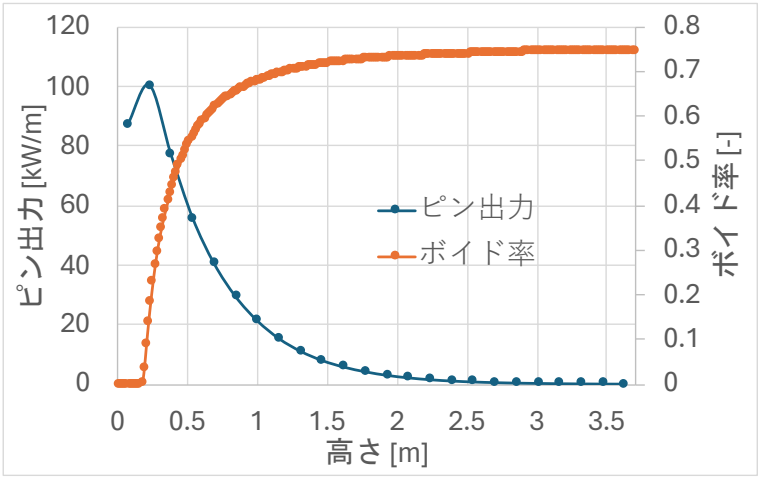


図 1 ピン出力とボイド率の軸方向分布

3. 今後の予定

今後は、上記の差異の要因調査と並行して、BWR 全炉心体系の解析を通して実機相当条件での MVP/ACE-3D 核熱連成シミュレーションの妥当性を確認する予定である。

参考文献 [1] 多田健一ら、日本原子力学会 2024 年春の年会、2L14 (2024). [2]神谷朋宏ら、日本原子力学会 2024 年春の年会、1K02 (2024).

謝辞 成果の一部は JAEA のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」で得られたものです。

---

* Takanari Fukuda[1], Hiroyuki Yoshida[1], Tomohiro Kamiya[1], Takayuki Suzuki[1], Kenichi Tada[1], Yasunobu Nagaya[1]
[1]JAEA

古典分子動力学シミュレーションを用いたモンモリロナイト層間における セシウムイオンとナトリウムイオンの拡散挙動差の解析

Difference in the diffusion behavior of cesium and sodium ions in the interlayer space of montmorillonite using classical molecular dynamics simulations

*平口 敦基[1], Xiaojin Zhen[2], Thomas R. Underwood[3], 小林 恵太[1], 山口 瑛子[1], 板倉 充洋[1], 町田 昌彦[1], Kevin M. Rosso[3], Ian C. Bourg[2], 奥村 雅彦[1]

[1]JAEA, [2]Princeton Univ., [3]PNNL

高レベル放射性廃棄物の地層処分において長期間の安全性を評価するためには、放射性核種の移行を抑制する緩衝材に含まれる粘土鉱物中での放射性核種の拡散挙動の理解が必要である。本研究では、Na 型モンモリロナイト(Na-MMT)におけるセシウムイオン(Cs^+)とナトリウムイオン(Na^+)の拡散挙動の違いについて、古典分子動力学シミュレーションによる自由エネルギー評価によって解析する。

キーワード：分子動力学法，粘土鉱物，放射性セシウム

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の地層処分では、地表から３００メートル以上深い地下に放射性廃棄物を生活環境から隔離する。ベントナイトは、放射性核種の移行を抑制する機能を有する緩衝材の候補であり、その主要な成分である粘土鉱物モンモリロナイトが放射性核種を吸着すると考えられているが、その吸着様態、吸着機構の全容は明らかになっていない。本研究では、大規模古典分子動力学シミュレーション(MD)を用いて、Na-MMT と水が共存する環境における Cs^+の移行挙動を分子スケールで調べた。

2. 研究手法

先行研究[1]と同様な粘土鉱物とバルク水からなるモデル（図 1）を作成し、自由エネルギーの評価手法の一つであるアンブレラサンプリングを用いて、Cs^+と Na^+の吸着に関する自由エネルギープロファイルを評価した。本研究では、先行研究[1]よりも大きなモデルを用いて長い時間シミュレーションを実施することにより、より現実的でより高い精度を実現した。

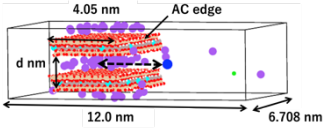


図 1：(110)面を切ってできた AC edge を持つ Na-MMT、セシウム（紺）、ナトリウム（紫），塩素（黄緑）。水分子は表示を省略。d は底面間隔を表す。

3. 結果・結論

低い塩分濃度において図 2 の自由エネルギープロファイルが得られ、Cs^+の方が Na^+よりも Na-MMT の層間に強く吸着することがわかった。先行研究[1]では Cs^+と Na^+の自由エネルギー差が得られておらず、著者らが知る限り、本研究は Na-MMT による Cs^+の強い吸着を示した初めてのシミュレーション研究である。一方、先行研究とは塩分濃度が異なるため、本研究では、塩分濃度や層間サイズが吸着強度に及ぼす影響を評価しており、講演で詳細を報告する。

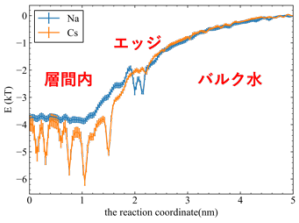


図 2：d=1.7 での Cs^+と Na^+の吸着に関する自由エネルギープロファイル。48ns のシミュレーション。横軸は粘土鉱物の中央から陽イオンまでの距離で図 1 の点線の矢印の長さに対応する。縦軸は自由エネルギー差を表す。橙色が Cs^+、青色が Na^+の結果を表す。

参考文献

[1] B. Rotenberg *et al*., Geochim. Cosmochim. Acta 71 (21) (2007) 5089–5101.

※本発表には、経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 6 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分 安全評価確証技術開発（核種移行総合評価技術開発）】」の成果の一部を使用している。

---

*Atsuki Hiraguchi[1], Xiaojin Zheng[2], Thomas R. Underwood[3], Keita Kobayashi[1], Akiko Yamaguchi[1], Mitsuhiro Itakura[1], Masahiko Machida[1], Kevin M. Rosso[3], Ian C. Bourg[2] and Masahiko Okumura[1]

[1]JAEA, [2]Princeton Univ., [3]PNNL

セシウムの粘土鉱物吸着反応における吸着サイトの変化と結合性の評価

Investigation of changes of adsorption sites and bonding states of cesium adsorbed on clay minerals

*山口 瑛子[1]，高橋 嘉夫[2]，奥村 雅彦[1]
[1]JAEA，[2]東大

粘土鉱物には複数の吸着サイトがあることが知られているが、その変化の様子や吸着時の結合性は未解明であった。本研究では、EXAFS 測定、HERFD-XANES 測定および第一原理計算を組み合わせることで、粘土鉱物に吸着したセシウムの吸着サイトがどのように変化するか及びセシウムの結合性を明らかにした。

キーワード：セシウム、粘土鉱物、HERFD-XANES、EXAFS、第一原理計算

1. 緒言

福島第一原子力発電所の事故から放出された放射性セシウム (Cs) が粘土鉱物に強く吸着し土壌表層に固定されたように、粘土鉱物の吸着反応は様々な元素の環境動態に影響を与える。しかし、粘土鉱物の吸着反応は複雑であり、未解明な点が多く残されている。その複雑さの一つは、粘土鉱物が、親和性や吸着容量の異なる複数の吸着サイトを有し、吸着イオンの濃度に応じて主要な吸着サイトが変化することにある。一般に、粘土鉱物に吸着したセシウムの分子レベルの情報を得るには ppm オーダー以上の高濃度で吸着した試料を用いるが、環境中では ppt オーダーの低濃度で吸着していることが多い。そのため、室内実験で得られた分子レベルの情報が、環境中での挙動理解に直接適用できない恐れがある。そこで本研究では、分子レベルの実験と第一原理計算を組み合わせ、幅広い濃度範囲での吸着構造の変化を系統的に明らかにすることで、粘土鉱物の吸着サイトがどのように変化するかを明らかにした。また、結合性の評価も行った。

2. 手法

主要な吸着サイトが異なる Cs 吸着試料を作製するため、Cs 添加溶液の濃度を 10^{-9} M から 10^{-1} M まで変化させて粘土鉱物への吸着実験を行った。そこで得られた固相試料について、X 線回折 (XRD) により底面間隔を測定し、分子レベルの情報を取得するため広域X線吸収微細構造 (EXAFS) と高エネルギー分解能蛍光検出 X 線吸収端近傍構造 (HERFD-XANES) 測定を SPring-8 にて測定した。さらに第一原理計算パッケージである Vienna Ab initio Simulation Package (VASP) 及び化学結合性の評価のためのソフトウェア Local-Orbital Basis Suite Towards Electronic-Structure Reconstruction (LOBSTER) を用い、安定構造や化学結合性のシミュレーションを行った。

3. 結果と考察

等温吸着線の結果から 3 つの吸着サイトの存在が示唆され、XRD の結果から系統的に層間距離が変化する様子が確認された。EXAFS の解析結果から、Cs^+と隣接する酸素の距離が吸着サイトの変化に応じて系統的に変化することがわかった。これらの結果と第一原理の結果から、Cs^+はまず層間が比較的狭い Frayed edge site (FES) に吸着し、吸着濃度が高くなると層間が比較的広い FES に吸着し、さらに吸着濃度が一定以上になると層間を収縮させることがわかった。さらに HERFD-XANES の結果から、吸着 Cs^+と粘土鉱物の相互作用は、吸着サイトに寄らず主にイオン結合的であることがわかり、この結果は第一原理計算による結合性評価の結果と整合的であった。

---

*Akiko Yamaguchi[1], Yoshio Takahashi[2] and Masahiko Okumura[1]
[1]JAEA, [2]The Univ. of Tokyo

Simulating Nuclear Quantum Effects in water Isotopologues using Path Integral Molecular Dynamics and Related Methods

*Bo Thomsen[1], Motoyuki Shiga[1]

[1]Center for Computational Science & e-Systems, Japan Atomic Energy Agency

Nuclear quantum effects (NQEs) are essential in modelling the differences between water isotopologues, *i.e.* H_2O, D_2O, T_2O, HDO and HTO. In this talk, we will discuss our contributions to method development and applications to water, with the most recent being the self-learning path integral hybrid Monte Carlo with mixed ab initio and machine learned potentials (SL-PIHMC-MIX) method.

Keywords: Nuclear Quantum Effects, Water Isotopologues, Path Integral Molecular Dynamics, Machine Learning

1. Introduction

NQEs in water primarily cause delocalization of hydrogen nuclei, and this delocalization decreases with increasing isotope mass. In classical molecular dynamics simulations, NQEs are absent, resulting in no differences among water isotopologues in equilibrium properties, *e.g.* reaction rates and local structure. To capture these effects, methods based on the Feynman path formulation of quantum mechanics, *e.g.* path integral molecular dynamics, are required. We have implemented these approaches in our locally developed PIMD software [1], which interfaces with modern electronic structure programs and machine-learned potentials to evaluate both equilibrium and dynamical properties in gas and bulk-phase systems. Most recently, we introduced SL-PIHMC-MIX [2], delivering an order-of-magnitude speedup in evaluating equilibrium properties.

2. Results

Our work on quantum nuclear effects in water include calculations of the water autoionization product (pK_w) [3], the structure of sub- and supercritical water [4], and mixed isotopologues such as HDO and HTO at room temperature [5]. In all cases, these effects are found to be essential for describing hydrogen bonding between neighboring water molecules, even at high temperatures. We observe weaker hydrogen bonds, a less structured liquid, and hence larger pK_w's when NQEs are included. These results [3–5] were obtained using *ab initio* PIMD, which is too computationally expensive for comparing different DFT functionals. In our latest study [2] and ongoing work, we compare several functionals to determine the most accurate description of liquid water across the temperature-pressure phase diagram.

3. Conclusion

Many challenges remain in accurately studying water isotopologues. The advent of machine-learned potentials enables a focus on optimizing time-propagation algorithms and adapting our software to modern hardware, including GPU acceleration. With continued improvements, we aim to simulate larger systems over longer timescales, leading to a more complete understanding of water isotopologue dynamics.

References

[1] M. Shiga, PIMD, *https://ccse.jaea.go.jp/software/PIMD/index.en.html* (2023).

[2] B. Thomsen, Y. Nagai, K. Kobayashi, I. Hamada and M. Shiga, *J. Chem. Phys.* **161,** 204109 (2024)

[3] B. Thomsen, and M. Shiga, *J. Chem. Phys.* **154**, 084117 (2021).

[4] B. Thomsen, and M. Shiga, *J. Chem. Phys.* **155**, 194107 (2021).

[5] B. Thomsen, and M. Shiga, *Phys. Chem. Chem. Phys*. **22**, 10851 (2022).

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 C会場(Zoomルーム3)

[3C_GM] 「計算科学技術部会」第37回全体会議

[3C_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：計算科学技術部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 C会場(Zoomルーム3)

[3C_PL] 原子力産業の未来を拓く2： 次世代プラントを支えるAIとデジタル技術

座長:酒井 幹夫(東大)

[3C_PL01]
原子力発電所におけるAI・デジタル技術活用について

*尾崎 健司[1] (1. 東芝ESS)

[3C_PL02]
原子力分野へのデジタル及びAI技術の活用について

*河野 尚幸[1] (1. 日立GE)

[3C_PL03]
革新炉開発におけるAI技術の活用

*高屋 茂[1]、*堂田 哲広[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く 2： 次世代プラントを支える AI とデジタル技術

Pioneering the Future of Nuclear Industry 2:
AI and Digital Technologies Driving Next-Generation Plants

（1）原子力発電所における AI・デジタル技術活用について

(1) Utilization of Artificial Intelligence and Digital Technology in Nuclear Power Plants

*尾崎 健司[1]
[1]東芝エネルギーシステムズ

1. はじめに

人工知能（AI: Artificial Intelligence）技術が急速に進化し、インターネットを利用したクラウドサービスなどのデジタル技術と連携して新たな価値を創出できるようになりつつある。高齢化や人口減による熟練技術者の減少も課題とされており、今後は、デジタル技術・AI 技術を活用した新たな価値創出、いわゆるデジタルトランスフォーメーション（DX）の実現が必須になってくると考えられる。このような背景において、プラントの運転支援や現場支援など、AI を活用した新たなサービスの開発を進めており、ここでは、開発状況およびプラントでの活用状況について紹介する。

2. 原子力分野におけるデジタル・AI 技術活用

2-1. プラントの安定運転を支援する技術

プラントの安定運転のためには、プラントの運転状態を把握し、異常兆候の把握等により、適切な運用改善、保全計画に結び付けることが重要となる。そのため、刻々と変化する膨大なセンサの値を監視し、異常の影響が拡大する前に早期に検知する必要がある。そこで、プラントの運転操作や出力変動などに伴い、多くのセンサで同時に起きる、比較的振幅が大きくて周期が緩やかな「大まかな変動」と、ポンプなどの振動や局所的な温度変化などに伴って、少数のセンサで同時に起きる、比較的小さく速い「微小な変動」という異なる変動から得られる二種類の信号を、別々に学習することで正常状態を高精度に予測する最新 AI 技術（2 段階オートエンコーダ）を駆使した、異常予兆検知システム（図 1）を開発した。これまでに実際の火力発電所のセンサ出力や原子力プラントの運転訓練シミュレータの出力を用いた検証により有効性を確認している。現在、実プラントでの実運用を検討中である。

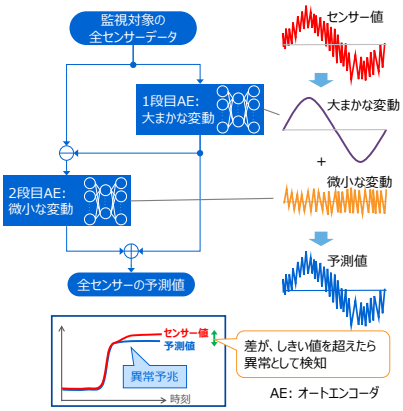


図 1　異常予兆検知システム

2-2. 現場工事を支援する技術

現場作業では、安全・品質を確保しつつ、効率化を図りスケジュール通りに実施することが重要である。再稼働に向けた安全性向上対策工事や再稼働後の定検工事においては、既設の建屋内に当社が施工を担う設備だけでなく、事業者が施工する設備も配置される。短期間に手戻りなくこれら工事を終わらせるには、計画段階に設計情報を共有して干渉を回避する必要がある。日々の作業調整を実施しているが、この作業調整は多数の工事関係者が係わる属人的な業務であり負担は大きかった。そこで、作業エリア情報を一元管理できるエリア管理システム（図 2）を開発し、国内の原子力発電所の安全性向上対策工事に適用した。システム上でエリア干渉を可視化し、作業エリア毎の工程調整にも利用できるように、誰が・いつ・どこで・どのようにといったデータを蓄積し、工程を自動で変換・出力することも可能とした。

また、工事における干渉の調整には， 3DCAD や 3D 点群データ、360° カメラ画像をデータベース化して Web ブラウザで簡単に閲覧可能な 3D プラントビューワ（図 3）を適用した。国内の原子力発電所の安

全性向上対策工事において、既存設備の 3D 点群と計画設備の 3DCAD と組合せて当社と電力事業者間の 53 ヶ所に及ぶ干渉の調整に利用した。360°カメラ画像については、Visual-SLAM と呼ばれる映像から移動軌跡を推定する技術を用いて、撮影位置を特定し撮影した 360°画像とともに本システムに登録することが可能である。容易に撮影できる特長を生かして、工事の進捗確認や現場の仕上がり確認等に活用している。その他、AI を利用して、デジタルカメラなどで撮影した画像についても、撮影位置や奥行きを推定する技術を開発しており、実プラントにて性能評価を行い、適用を図っていく予定である。

現場工事では、感電や漏水を防止するために、工事の対象箇所を周囲の配管系統や電気系統と切り離す隔離安全処置（アイソレーション）も必要となる。このため、弁閉鎖や電源断等の処置を実施しており、多数の工事が並行される現場では隔離の範囲が重複錯綜するため、非常に困難でかつ労働安全の観点から間違いの許されない作業である。そのため、CAD 化した図面上でこれらの処置や管理を自動化する電気系アイソレーション管理システム（図 4）を開発した。このシステムは深層学習等の技術を活用して、図面の情報（構造化情報）と作業条件を設定して、隔離計画を自動立案する。最終的に、立案した隔離計画の妥当性を評価して、図面上に評価結果を可視化する。設計配線図上で隔離処置による回路動作をシミュレーションすることで、工事対象箇所が通電していないことを視覚的に確認できる。このシステムにより、作業担当者の労力低減とミス防止に貢献するものと考えている。

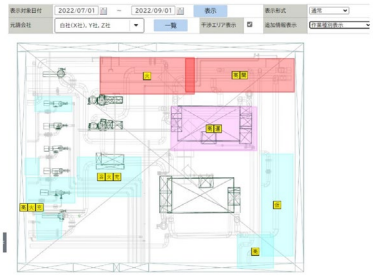


図 2 エリア管理システム

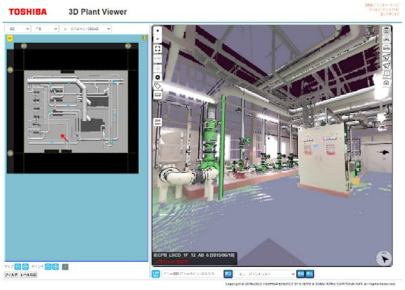


図 3 3D プラントビューワ

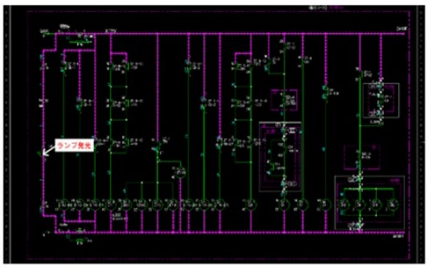


図 4 電気系アイソレーション管理システム

2-3. その他支援技術

新検査制度の開始に伴い、米国で発展してきた改善処置活動（CAP：Corrective Action Program）への取り組みが日本でも始まっている。事業者は収集した CR（Condition Report）に対して、内容を確認し、重要度に応じた分類コードを付与して処置内容の検討を行うが、取り扱う CR が膨大なため、CAP 運用の負荷増大が課題となっている。そこで AI を活用した CAP 運用支援システムを開発した。これにより CR 情報に対する類似事例の抽出と、分類コードや重要度の自動推定が可能となり、CAP 運用の効率化が図れるとともに、CR の傾向分析や事象発生場所の視覚化機能により、従来にない CAP 運用の高度化により原子力の安全性・信頼性向上に寄与するシステムとなっている。その他、原子力プラントの炉内構造物溶接線の検査に使用されるフェーズドアレイ超音波探傷（PAUT）に対しても、AI による探傷画像の評価支援技術を開発している。探傷画像から欠陥の有無や深さを自動判定する技術により検査員の負担を減らしながら、技量・経験の有無に依存せずに正確な分類を行うことで超音波探傷の効率化を実現する。

3. まとめ

原子力プラントの運転支援や現場支援などに関する、デジタル技術・AI 技術の開発状況および活用状況を紹介した。現段階では、核防護の観点からオンプレ型サービスの運用が必要となっており、より効率的な運用が可能なクラウド型サービスへ移行するには、より高度なセキュリティ技術や運用・管理の構築が必要になると考えられる。

*Kenji Osaki[1]

[1]Toshiba Energy Systems & Solutions.

2025年春の年会

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く 2： 次世代プラントを支える AI とデジタル技術

Pioneering the Future of Nuclear Industry 2:
AI and Digital Technologies Driving Next-Generation Plants

（2）原子力分野へのデジタル及び AI 技術の活用について

(2) Utilization of digital and AI technologies in the field of nuclear energy

*河野　尚幸[1]、岡田　聡[1]、高田　将年[1]、大橋 洋輝[2]、新間 大輔[2]、
羽鳥 文雄[3]、屋代 裕一[3]、菅嶋 俊宏[3]
[1]日立 GE ニュークリア・エナジー、[2]日立製作所 研究開発グループ、
[3]日立プラントコンストラクション

1. はじめに

原子力発電プラントのライフサイクルである、設計・建設・運用・保守・廃止措置において、持続可能な業務の遂行や安全な運用および維持管理には、人口減少の傾向の中で、熟練労働者のノウハウ伝承や、少ない人数でも維持管理するための業務の効率化が必要となる。

近年、産業界において、業務効率化等を目的として、デジタルツインや生成 AI 等のデジタル技術の活用が国内外で広く推進されている。原子力分野においても導入が検討され、一部では、実機での活用が始まりつつある状況にある。IT 分野では、業務活動の多くがサイバー空間内で完結するため業務データの取得が容易であるのに対して、原子力分野では、エンジニアリングに関するサイバー空間内の文書データ等に加えて、現場の作業や設備等の実体が介在するため、業務データの収集や活用が一層重要となる。

セキュアにデータを伝送するための通信インフラを前提として、大量のデータの中から所望のデータへの効率的なアクセス、データを閲覧するための簡便なデジタル機材、それを使いこなす人材の充実等によって、原子力分野でデジタルツインや生成 AI 等のデジタル技術の活用が進んでいくものと考えられる。

2. 原子力分野におけるデジタル活用

2-1. メタバース×AI

このような背景を受けて、日立では、遠隔地にいるユーザ同士でも同一の仮想空間を共有し、仮想空間内で同じ事物を見ながら会話をしたり一緒に活動をしたりすることができるメタバース技術に着目している。

原子力発電所における設計・建設・運転・保守・廃止措置のフェーズでは、プロセスを定めて業務を遂行している。いずれのフェーズにおいても、現場で業務にあたる作業者や監理者による作業内容や工程の調整、事務所で設計や計画をする担当者間での検討、現場の設備や作業の状況を事務所へ伝達、事務所での検討結果を現場へ伝達、といった情報の授受やコミュニケーションが日常的に発生する。

原子力発電所の設備を 3D スキャン技術等によりメタバース空間上に現場を迅速に再現し、これを現場データの蓄積や可視化のためのプラットフォームと位置づけて、生成 AI 等の AI 技術によって容易にデータを利活用できるシステムの構築をめざしている。原子力分野のメタバース[1]では、発電所の設備や作業等を仮想空間に再現することで物理あるいは時間による制約を解消し、複数のステークホルダーで同じ情報を見ながら業務を遂行することで、コミュニケーションの効率化が期待できる。

原子力発電所でのメタバース利用と、それによる OT（Operations Technology）ナレッジの活用のイメージを図 1 に示す。仮想空間には、物理空間の原子力発電所の 3 次元形状・設備・作業の現場情報が再現され、適宜、アップデートされる。その他、作業記録、設計図書、図面、画像、映像等、複数のナレッジが埋め込まれ、ユーザは AI を用いた直感的な操作や検索を行う。生成 AI を含む AI 技術は、ヒトとシステムをつなぐインターフェースの役割を担う。これにより、原子力発電所のオペレーショナルエクセレンス達成を支援する。

例として、設備状態を可視化することで、運転・保守における合意形成や技術伝承を効率・円滑化することが可能となる。また、現場作業の計画や進捗状況をステークホルダー間で迅速に合意形成することで、建設・大型工事・廃止措置の現場における作業の安全性や品質の向上、技術伝承の実現に貢献できる。さらに、必要な時に必要な人と同じ情報でコミュニケーションができることで、手戻り等のリスクを低減し、工期の短縮等の効果も期待できる。

自然言語処理や画像生成等の分野で急速な進歩をみせる生成 AI は、テキスト・音声・画像等のマルチモーダルな入力に対して、高度な文章や画像、3D モデルを生成する能力を持つ。設計図書の検索・収集・要約や、マルチモーダルな情報を用いた比較・分析、蓄積されたナレッジや対話等による文書生成支援等、文書の多い原子力分野の業務効率化への期待も大きい。

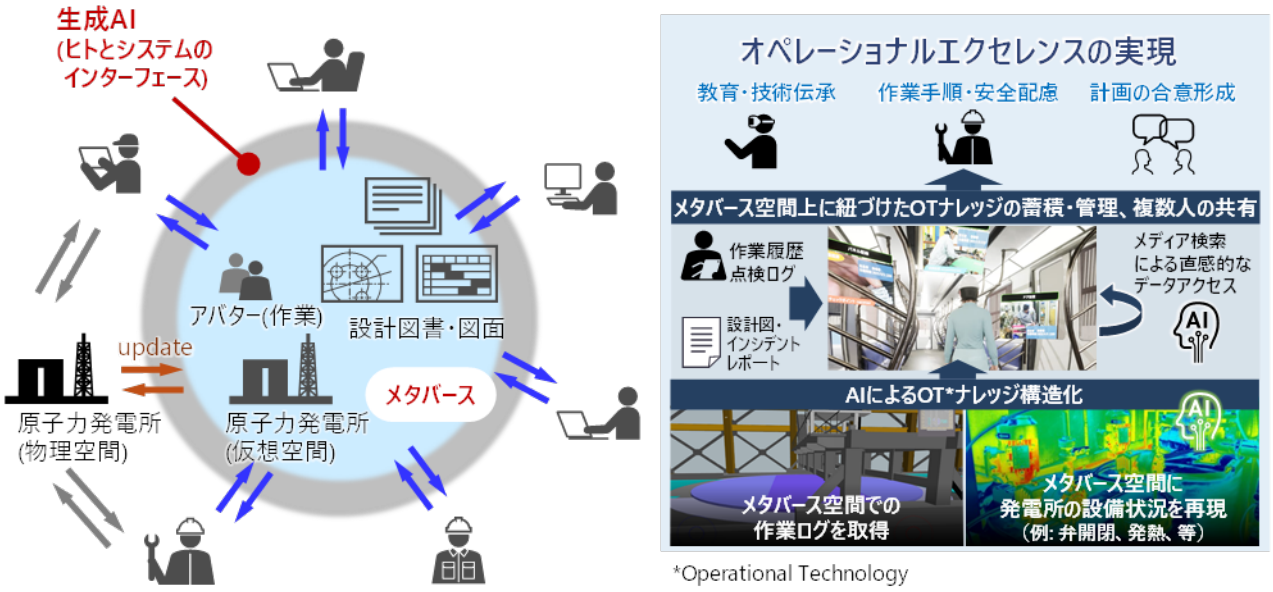


図１． 原子力発電所におけるメタバース利用のイメージ

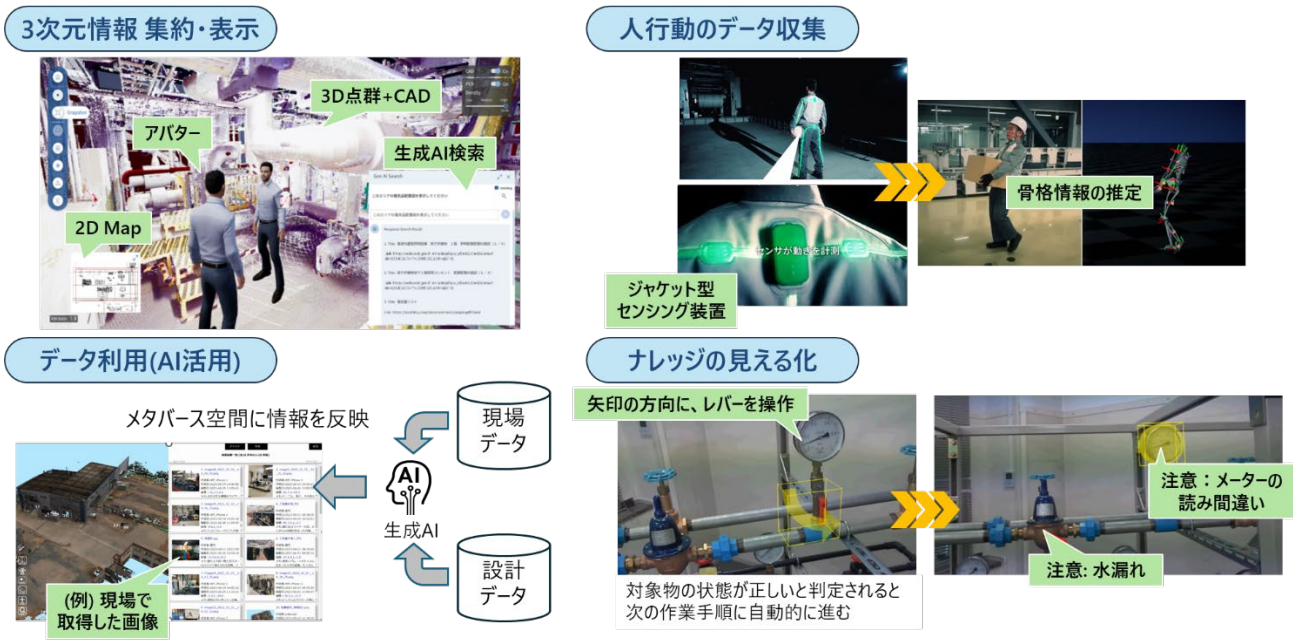


図２． 原子力分野のメタバースに関連する要素技術（例）

2-2. メタバースを構成する要素技術

3 次元空間に現場からの多様なデータを蓄積するには、3 次元空間や設備の形状や位置を把握、再構成する

点群計測やCAD化技術に加えて、人の行動を3次元で構成、収集する技術が必要となる。また、事務所に保存されている文書情報等を有効に活用するには、生成AI技術が重要となる。

これまでに開発を進めているメタバースに関連した要素技術の例を図2に示す。3次元データ集約・表示技術では、詳細設計情報（3D CAD）や点群データ（現場の画像）をベースに、アバターや、関連する図面や設備情報を表示する基盤を提供する。作業者の行動データ収集技術では、作業服型のセンシングデバイスにより骨格情報を推定することで、作業姿勢や作業不負荷の推定が可能となる。また、AI技術を活用して、現場で取得した画像データや事務所や現場で作成された記録、設計図書、手順書等に対して、取得場所や関連するキーワード等を入力することで、候補となるデータを効率的に検索することが可能となる。こうした画像や映像データと動作指示を複合的に表示させることで、図2の右下に、レバーの開閉動作や計器例として記載したように、現場作業に関するナレッジを可視化・共有化することが可能となる。

このようなメタバース技術を活用したコンセプトとして、データドリブン発電所のイメージを図3に示す。仮想空間上に発電所を再現したデジタルツインのプラットフォームとして、計画・設計・現場のデータを収集・集約して、評価結果を現場に実装・反映して、再び、収集したデータに基づいた意思決定を支援するコンセプトである。設計・建設・運用・保守・廃止措置のいずれのフェーズに対しても、データを有効に活用しながら持続的に業務改善や成長のサイクルを回すことができる。

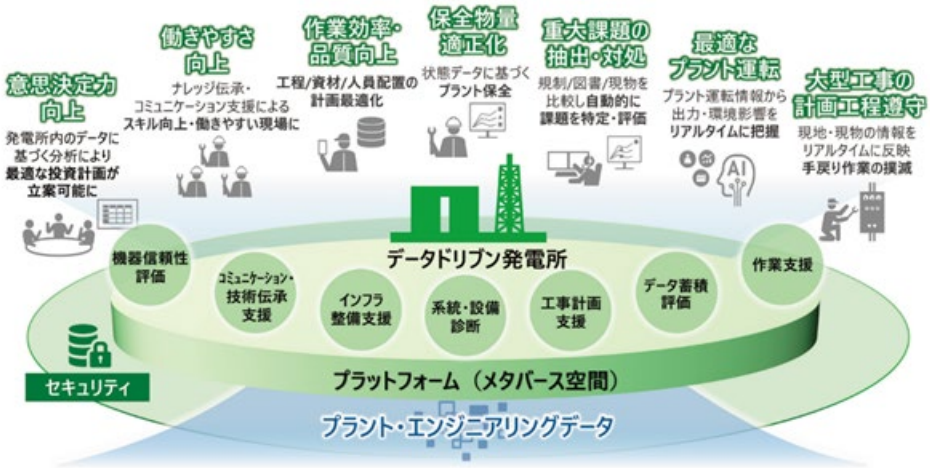


図３． データドリブン発電所のイメージ

3. 原子力分野でのAIの活用について

原子力発電プラントでAIや機械学習（ML：Machine Learning）の利用は、開発フェーズの技術が多いものの、一部の手法やソフトウェアについては発電所への適用も進みつつある状況にある。AIを原子力発電所のように、高い安全性や信頼性が求められる社会インフラに適用する場合、AIが期待通りの品質を提供できること、すなわち、AIの提供する品質と、その適用によるリスクとメリットの説明が難しい、あるいは、標準化されていないことが、適用上の課題の1つとなっている。

AI適用の品質に対するアプローチとして、最終的なユーザが利用する際の品質を明らかにした上で、それを満たすアウトプットの品質、さらに、それを満たすモデルやデータのシステム内部の品質というように、階層的な品質モデルによる検討[2, 3]がなされている。

特に、原子力発電へのAI適用を考える場合、特にリスク回避の観点が重要となると考えられる。図4に、ハイレベルのカテゴライズの例を示す。自動化レベルとAIの判断失敗による影響の2軸で、4つのカテゴリに整理[4, 5]することで、AI適用によるリスクとメリットのバランスや、リスク回避性を検討する上で、見通しを立てやすくなる。海外では電力事業者だけでなく、規制側でもAI適用の議論が進みつつある[6]。

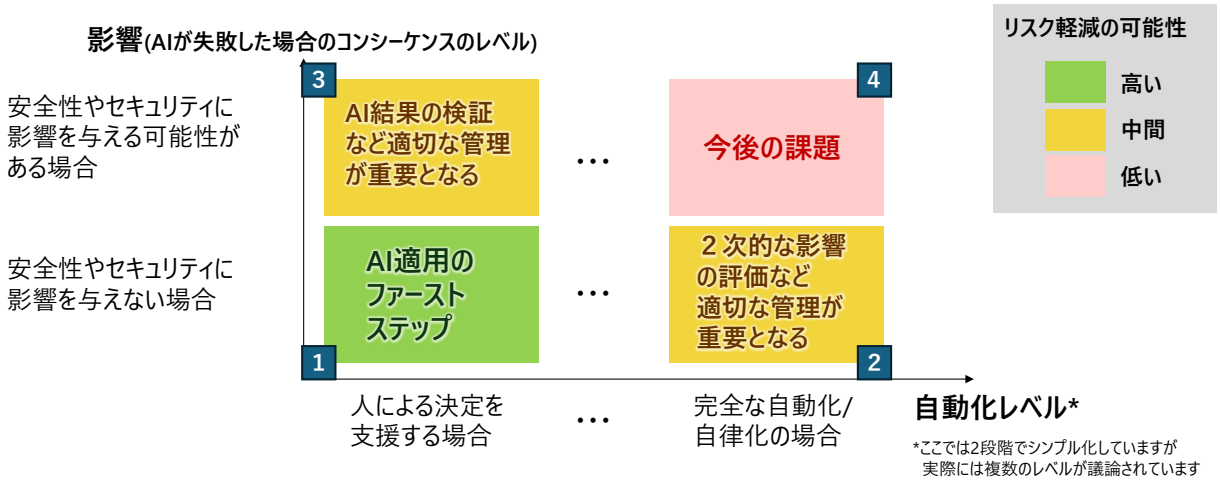


図４． AI のリスクと自動化レベルによるカテゴリ分類の例

それぞれの象限ごとに、想定されるユースケースの例を以下に示す。なお、最もリスク回避性が困難な事象(4)については、実用化を検討しているユースケースがほとんどみられない。研究として、例えば、サイバーセキュリティ、事故時運転支援、自律ロボット制御等に関する報告例がある[7-9]。

象限(1)：AI は人の意思決定を支援 × AI の失敗が安全性やセキュリティに影響を与えない
例）生成型 AI を使用した、会議の議事録・ドキュメント・Web ページ等の検索・要約等、日常の業務の効率化するユースケース
例）安全やセキュリティに関係しない設備に対する状態監視や診断に AI を適用し、保守員の異常検知・分析の支援や負担軽減、当該設備のメンテナンス適正化の意思決定を支援するユースケース

象限(2)：AI による結果が最終決定 × AI の失敗が安全性やセキュリティに影響を与えない
例）安全やセキュリティに関係しない設備の運転や制御に AI を適用し、当該設備の運転の自動化や効率向上を図るユースケース

象限(3)：AI は人の意思決定を支援 × AI の失敗が安全性やセキュリティに影響を与える可能性あり
例）法令や規格等で定められる、重要な設備に対する非破壊試験（目視、超音波、放射線等）に AI を適用し、検査員による欠陥検出・寸法評価の支援や、負担軽減を図るユースケース
例）監視カメラ画像の認識、カメラによる計器のメータ読み取り等の認識に AI を適用し、画像や映像の正常・異常の判断支援や、作業者の負担軽減を図るユースケース

象限(4)：AI による結果が最終決定 × AI の失敗が安全性やセキュリティに影響を与える可能性あり
（注）実用化の検討がなされているユースケースは少ない

原子力発電所の業務へのメタバース空間を利用する場合、例えば、設備の異常検知、現場作業者に対して遠隔地からの指示、作業者の異常行動検知、ヒューマンエラーの検知といったユースケースが考えられる。いずれのユースケースも、自律化レベルの軸については、AI は人の意思決定を支援する運用となる。もう一方の影響の軸に関して、AI 適用の対象となる設備や現場作業が、安全やセキュリティに関わる場合が想定される。このような場合には、人による意思決定を前提とした AI 適用のユースケースであっても、当該業務プロセスでの人と AI の適切な分担、また AI が判断を失敗した場合を想定した場合の人の介入や影響範囲の限定、データやモデルなどの AI のライフサイクル管理、関係者の教育と訓練、セキュリティ対策や AI システ

ムの性能検証という点が重要となる。

生成 AI に関しても、設計図書や過去の不具合情報等、膨大な文書データへの活用に対する期待が大きい。現時点の大規模言語モデルでは、原子力分野の専門的な用語の学習は十分になされていない。生成 AI の精度が低いことは、AI 適用のリスクや効果を損なう可能性もある。原子力分野の文章データに生成 AI を適用するには、過去の文書データの電子化と文字認識、カテゴリ部類やメタデータの付与、公開済の文書データも活用した専門的なナレッジや用語への対応等を進めていくことも必要になる。

4. まとめ

原子力発電プラントのライフサイクルにおいて、熟練労働者のノウハウ伝承や業務の効率化のニーズが高まる中、デジタルツインや生成 AI 等のデジタル技術の導入が原子力分野でも進みつつある。今後、データの収集や活用が一層重要となり、効率的なデータアクセスや簡便なデジタル機材の利用が進むと考えられる。

日立では、メタバース技術を活用し仮想空間でのコミュニケーションやデータの利活用を目指している。原子力発電所の設備を 3D スキャン技術で再現し、生成 AI を用いてデータを活用するシステムを構築することで、ステークホルダー間の合意形成や技術伝承が効率化され、作業の安全性や品質の向上に貢献できる。

AI や機械学習の利用も進む中、品質やリスクの説明が課題の 1 つとなっている。AI 適用にあたっては、自動化レベルや影響の 2 軸のマトリクスを参考に、リスクとメリットをバランスについて検討することが重要である。今後、原子力業界においても、AI 等のデジタル技術の活用を進めるための情報共有やガイドラインの整備が急がれる。これにより、原子力発電所の安全性と効率性がさらに向上し、持続可能なエネルギー供給に貢献することが期待される。

参考文献

[1] 大橋，屋代，吉江：「インダストリアルメタバース」，火力原子力発電，10 月特集号，2023

[2] 機械学習品質マネジメントガイドライン 第 4 版（Revision 4.2.0)、国立研究開発法人産業技術総合研究所、2023 年 12 月 12 日

[3]プラント保安分野 AI 信頼性評価ガイドライン 第 2 版、石油コンビナート等災害防止 3 省連絡会議、経済産業省、総務省消防庁、厚生労働省、2021 年 3 月

[4] Artificial Intelligence Strategic Plan, U.S. Nuclear Regulatory Commission, NUREG-2261, May 2023

[5] Considerations for Developing Artificial Intelligence Systems in Nuclear Applications, Canadian Nuclear Safety Commission, UK Office for Nuclear Regulation and US Nuclear Regulatory Commission, September 2024

[6] Advancing the Use of Artificial Intelligence at The U.S. Nuclear Regulatory Commission, U.S. Nuclear Regulatory Commission. SECY-24-0035, September 2024

[7] S. L. Eggers, R. S. Anderson, Twenty Years and Counting Where are they? Practical Recommendations for Commercializing AI/ML for Intrusion Detection in the Nuclear Industry, INL/CON-23-70978-Revision-0, June 2023

[8] E. Gursel, et al., Using Artificial Intelligence to Detect Human Errors in Nuclear Power Plants: A Case in Operation and Maintenance, Nuclear Engineering and Technology, vol. 55(2), February 2023

[9] H. Chapman, et al., Best Practice Guidelines and Lessons Learned from Robotic System Deployment in Nuclear Decommissioning, ATW International Journal for Nuclear Power, Vol. 68(5), September 2023

*Naoyuki Kono[1], Satoshi Okad 1 a[1], Masatoshi Takada[1], Hiroki Ohashi[2], Daisuke Shinma[2],
Fumio Hatori[3], Yuichi Yashiro[3], and Toshihiro Sugajima[3]

[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, [2]Hitachi R&D Group, [3]Hitachi Plant Construction

2025年春の年会

計算科学技術部会セッション

原子力産業の未来を拓く 2： 次世代プラントを支える AI とデジタル技術
Pioneering the Future of Nuclear Industry 2:
AI and Digital Technologies Driving Next-Generation Plants

（3）革新炉開発における AI 技術の活用

(3) Application of AI Technologies to Development of Advanced Reactors

*高屋 茂[1]，*堂田 哲広[1]
[1]JAEA

1. はじめに

近年の AI 技術（関連技術を含む）の発展は目覚ましく、原子力分野でも、国内外で、設計、運転、保全、安全・リスク評価等、様々な技術分野において AI 技術の活用が検討されている[1-4]。本報では、革新炉開発における AI 技術の活用例として、JAEA で実施しているプラント運転支援及び高速炉の炉心設計支援に関する研究開発を紹介する。

2. AI 技術によるプラント運転支援

2-1. 運転員支援異常時対応システム開発

原子力プラントの安全性向上のためには、異常発生時の対応能力を高めることが重要である。事前にリスクを徹底的に調査し、特定されたリスクに対する設備や手順を準備するとともに、異常が発生した場合に適切に作業が行われることを確認する必要がある。しかしながら、革新炉の場合、事故やトラブルの経験が軽水炉に比べて少なく、参考となる既存のリスク評価例も限られている。また、異常が発生した際には、運転員はプラントの状況を速やかに把握し、適切な対応を選択することが求められるが、革新炉の熟練運転員の数は乏しく、小型モジュール炉では運転員数の合理化も議論されている。

このような課題に対応するため、AI 技術を活用した運転員支援システムの開発に取り組んでいる[5]。提案システムの概要を図 1 に示す。提案システムは 4 つのサブシステム（SS）から構成される。異常検知 SS は、常時監視する流量、圧力、温度等のプラントデータの予期せぬ変化から AI 技術[6]を活用し異常を検知する。次に影響緩和策提示 SS は、2 つのモジュール（異常同定モジュール（M）及び対策案提示 M）から構成され、異常同定 M は異常の内容を推定し、対策案提示 M は、異常の影響を緩和しプラントを定格運転時の状態にできるだけ復帰させるための対策案を提示する。妥当性確認 SS は、プラント動特性解析コード等を用い異常同定 M によって同定された異常に対して対策案提示 M が提示した対策案が有効であるかを評価する。有効な場合、当該対策案が運転員に提示される。一方、有効性が確認できなかった場合には、安定化対策提示 SS が、既存の手順書等に従って、関連機器等を停止または隔離する手順を運転員に提示する。

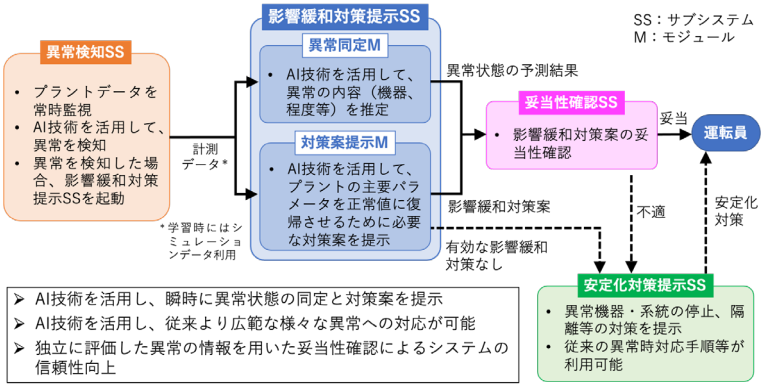


図 1　運転員支援異常時対応システム

*Shigeru Takaya[1] and *Norihiro Doda[1]

[1]JAEA

提案システムでは、AI技術とプラント動特性解析を組み合わせることにより、仮想的に様々な異常状況を作り出し、異常時対応に必要な知見を自動的に学習し、蓄積することができる。今回は、提案システムのうち特に特徴的な対策案提示M及びそのAIモデル学習等のために用いるプラント動特性解析コードのAIサロゲートモデルの整備、さらに妥当性確認SSの役割について、JAEA高温工学試験研究炉（HTTR）を対象に実施した例題[5]を用いて説明する。なお、原子力プラントにおける異常の発生頻度は低く、希少事象である異常を含む学習用データの整備も課題として挙げられる。現在、関連検討を令和６年度原子力システム研究開発事業採択課題「再エネ調和型次世代原子力プラント実現のためのDX」で実施中であり、その成果については別途報告する。

2-2. 強化学習による異常時対応案の自動立案

例題[5]では、中間熱交換器と一次加圧水冷却器に接続された一次 He ガス循環機の異常（回転数変化）に対し、2 次 He 冷却系、加圧水冷却系及び補助冷却系に属する八つの機器を操作して、原子炉出力等を定格時の±1%の範囲に復帰させる方法を提示する対策案提示 M を検討した。対策案提示 M の開発には深層強化学習を用いた [7]。強化学習は、環境の状態に応じてエージェントが行動し報酬を得るというステップを繰り返すことにより、最適な方策をエージェントが自律的に学習する手法であり、運転経験が限られる革新炉で課題となる熟練運転員の知見に頼らずに適切な対策を導くことが期待される。図 2 に、対策案提示 M が提案した対策を行った場合と行わなかった場合の原子炉出力の分布（１万ケース）を比較した結果を示す。緑色の領域が目標範囲であるが、対策を実施しないと多くの場合に目標範囲よりも下に外れるのに対し、対策案提示 M が提案する対策を実施した場合には目標範囲内に収まっていることがわかる。

2-3. AI サロゲートモデルを用いたプラント挙動予測

対策案提示 M で強化学習を行う際、行動に対する状況に応じた報酬を求めるために、エージェントが提示する対策を行なった場合の原子炉出力を評価しなければならない。ここでプラント動特性解析コードを用いると学習に時間を要することから、事前に、着目する時刻の原子炉出力を予測する AI サロゲートモデルを全結合型深層ニューラルネットワークにより整備した[5]。学習後の予測値と真値の比較を図 3 に示す。決定係数（R^2）及び平均絶対パーセント誤差（MAPE）はそれぞれ 0.996 及び 0.19%であり、AI サロゲートモデルが用いて高い精度で予測可能であることがわかる。ここで、AI サロゲートモデルを整備するためにも学習用データが必要となるが、強化学習のようにエージェントが提示する個別の対策に応じた解析は不要であり、効率的に学習用データを準備することができる。なお同様の手順で、異常同定 M に用いるプラントデータから異常の程度を予測する AI モデルの開発も可能である [8]。

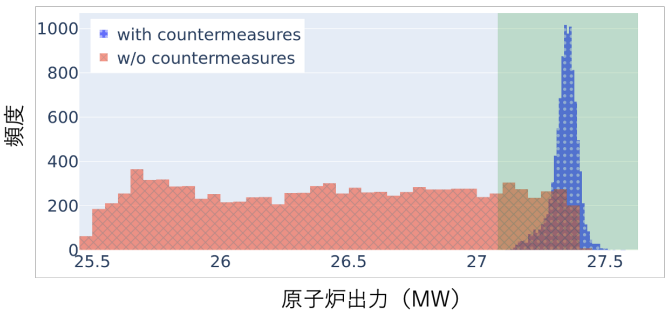


図2 対策実行有無による異常発生後の原子炉出力[5]

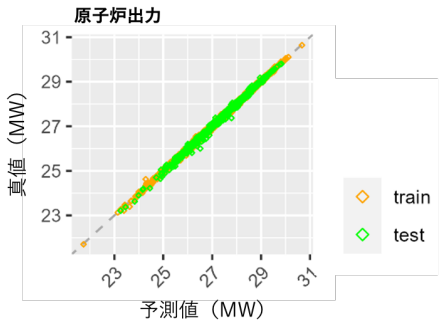


図3 AIサロゲートモデルの予測値と真値の比較[5]

2-4. 妥当性確認 SS の役割

提案システムでは、運転員に異常への対策案を提示する前に、妥当性を確認するステップを設けている。これは、単に対策案が提示されただけでは運転員が採否を判断することが困難だと考えられるためである。対策案提示 SS と並行して異常同定 SS がどの機器にどの程度の異常が生じているかを推定し、推定された異常に対して対策案がどのように働くのかを妥当性確認 SS で確認した結果を合わせて運転員に示すことによって、運転員は提示された対策案について理解した上で採否を判断することが可能になる。また、独立に整備した二つの AI モデル（異常同定 SS 及び対策案提示 SS）を組み合わせて用いることで、信頼性向上の効果

も期待される。

3. AI 技術による炉心設計支援

3-1. 炉心設計プロセスの革新

高速炉開発における設計支援を目的とした、AI 技術を活用した研究開発の一例について紹介する。JAEA では高速炉を含む革新的な炉システムの開発を支援するため、既往知見を最大限活用した設計検討や安全評価を実現する「AI 支援型革新炉ライフサイクル最適化手法（ARKADIA）」の開発を進めている[9]。ここでは、高速炉設計の代表事例として、炉心分野における設計支援技術の開発について概説する。図 4 にこれまでも行われてきた一般的な炉心設計プロセスを示す。この従来プロセスでは、設計要件に対して、設計者の経験に基づき最適と思われる炉心仕様を設定する。次に、設定された炉心仕様に対し、核設計、熱流力設計、燃料設計、安全評価の解析を個別に実行する。そして、これらの解析結果が設計要求を満たし、さらに炉心性能が性能目標を達成するまで、設計者の経験に基づいて炉心仕様を調整し、再実行する。このとき、分野間での取合条件を協議によって設定するが、設計要求を満たすために見直しも行われる。従来プロセスでは、保守的に設定せざるを得ない取合条件によって炉心仕様の設計空間が縮小されるとともに、人的及び時間的コストを要することが課題であった。そこで、取合条件の合理化及び設計作業の効率化を目的に、図 5 に示すように従来は個別に実施された各項目での解析結果を次の解析に受け渡して一連で実行し、最適化アルゴリズムの適用によって炉心仕様を自動調整する炉心設計プロセスの機能を開発している[10]。本章では、この新しい炉心設計プロセスの開発に向けて、高速炉を対象に、まずは炉心設計解析（核設計、熱流力設計、燃料設計）部分に着目し、ARKADIA の統合インターフェース PSSP[11]を用いて解析コードを連携させ、ベイズ最適化アルゴリズム（BO）を用いて最適な炉心仕様を自動探索した結果[12-14]について紹介する。

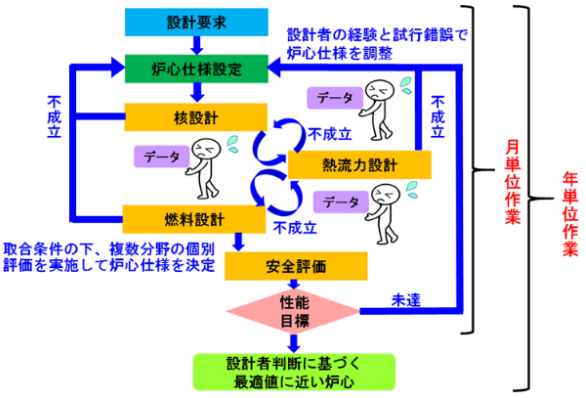


図 4　個別解析による炉心設計プロセス（従来）

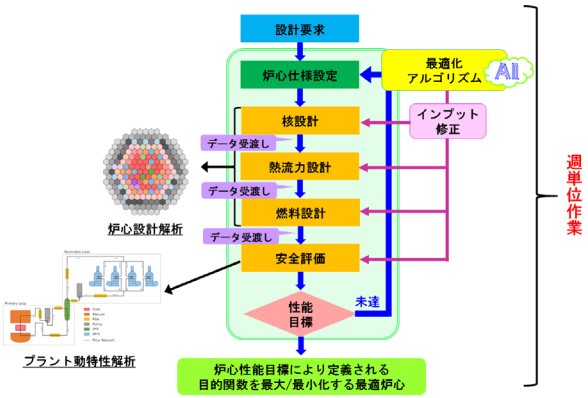


図 5　連携解析による炉心設計プロセス（新）

3-2. 炉心設計解析の概要

炉心設計解析では、始めに 2 次元 RZ 炉心体系の核設計解析（MARBLE[15]）を行い、取出平均燃焼度や増殖比等の炉心性能、最大高速中性子照射量や燃料反応度等の制約条件、後段の熱流力設計解析及び燃料健全性評価解析の境界条件となる熱出力分布及び中性子束分布を得る。次に、最も高出力の燃料集合体を対象に熱流力設計解析（ASFRE[16]）を行い、集合体圧力損失及び燃料健全性評価解析の境界条件となる最も熱的に厳しい条件における被覆管温度分布を得る。最後に、対象集合体内で熱的条件及び照射条件が最も厳しい燃料ピンを対象に燃料健全性評価解析（EZLIFE[17]）を行い、被覆管の累積損傷和（CDF）の最大値を得る。

3-3. ベイズ最適化の概要

BO は、未知の目的関数を最小化または最大化する変数を見つける手法であり、少ない試行回数で最適解を探索可能であることが特徴である。図 6 に単目的 1 変数の最適化問題に BO を適用した例を示す。始めに、初期探索点として取得した 4 点からガウス過程（GP）回帰を用いて目的関数 $f(x)$ の形を平均と標準偏差（σ）で予測し、次の探索点を獲得関数の最大値によって決定する。新たに得られた探索点をこれまでの探索点のデータに加え、GP 回帰を実施して目的関数の形を更新し、最適解が得られるまでこの手順を繰り返す。獲得関数は事後平均情報に基づく最適解を探索すべき領域と、事後不確実性情報に基づく探索点が不足している

領域をバランスよく探索するよう設計された関数が複数提案されている。問題によって適性を判断しながら使用する必要がある。なお、本検討ではベイズ最適化計算のライブラリとして Trieste[18]を使用した。

3-4. 単目的多変数最適化問題への適用

目的関数を 1 つ設定し、表 1 に示す 4 変数 7 制約条件の最適化問題への適用性を検討した結果について述べる。本問題では、最良関数値を改善する期待値を最大化する Expected Improvement(*EI*)を使用した。

$$EI(\hat{\boldsymbol{x}}) = \boldsymbol{E}\left[max\{0, \tau - \tilde{f}(\hat{\boldsymbol{x}})\}\right] \quad (1)$$

ここで、$\hat{\boldsymbol{x}}$は次の探索点、 τ は m 点の探索点$\{\boldsymbol{x}_1, \cdots, \boldsymbol{x}_m\}$の最良の目的関数値とする。制約条件は重み関数として Probability of Feasibility（PoF）を *EI* に掛けた EI_c を獲得関数とすることで考慮した。

$$PoF(\hat{\boldsymbol{x}}) = Pr[\tilde{c}(\hat{\boldsymbol{x}}) \leq \lambda] \quad (2)$$

$$EI_c(\hat{\boldsymbol{x}}) = PoF(\hat{\boldsymbol{x}})EI(\hat{\boldsymbol{x}}) \quad (3)$$

ここで$\tilde{c}(\hat{\boldsymbol{x}})$は GP 回帰で予測される制約条件関数、$\lambda$は制約値を表す。

本設計手法により得られた最適解も表 1 に併せて示す。図 7 は探索点数の増加に伴う取出平均燃焼度（目的関数）の最良値の変化を示す。初期探索を 30 点として、BO 探索を 4 点行った時点で目的関数は最大化され、その後の 26 点の BO 探索では目的関数の最良値の変化はほとんどなかったため、計算が収束したと考えられる。このように制約条件を満たす最適解を導出できたことから、4 設計変数までは炉心設計の単目的多変数問題へベイズ最適化を適用できる見込みを得た。ただし、炉心設計ではより多くの設計変数を扱うことから、今後は高次元に対応するために拡張された BO 手法[19, 20]の適用性を検討する予定である。

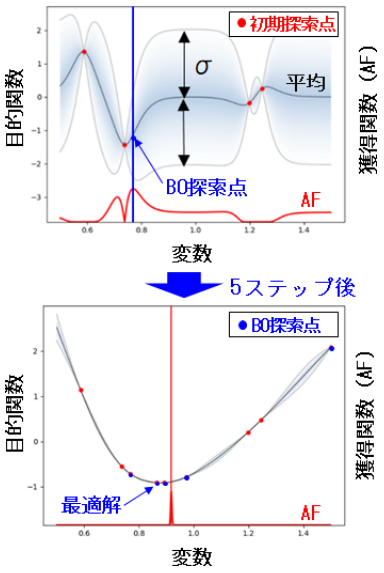


図 6　単目的 1 変数の最適化問題へのベイズ最適化の適用例

表 1　単目的最適化問題と解析結果

項目	炉心特性	単位	条件	最適解
目的関数	取出平均燃焼度	GWd/t	最大化	176.7
設計変数	炉心高さ	cm	70–100	70.68
	サイクル長さ	days	400–700	580.5
	燃料ピン外径	mm	8.0–12.0	10.97
	ピンピッチ/外径比	-	1.10–1.15	1.128
制約条件	最大高速中性子照射量	$\times 10^{23}$n/cm^2	< 5.0	4.97
	燃料反応度	%dk/kk'	< 3.0	2.90
	Pu富化度（内側/外側炉心）	wt.%	< 30	22.8/29.2
	内側炉心最大線出力	W/cm	< 430	422.7
	ボイド反応度	$	< 6.0	5.6
	圧力損失	MPa	< 0.2	0.07
	CDF値	-	< 0.5	0.22

3-5. 多目的多変数最適化問題への適用

次に、複数の目的関数を同時に考慮する多目的最適化問題への適用性を検討した結果を述べる。表 1 の炉心設計問題に、目的関数として増殖比（最大化）及び初装荷 Pu フィッサイル重量（最小化）を加えた 3 目的最適化問題を考える。獲得関数には、目的関数の数を次元数とした超体積指標を用い、超体積の改善（増加）の期待値を最大化する Expected HyperVolume Improvement (EHVI)を採用した。制約条件は単目的最適化問題と同様に *PoF* 関数を用いて考慮した。図 8 に多目的最適化問題の解析結果を示す。初期探索を 70 点として、BO 探索を 160 点行った。この過程で EHVI が収束し、トレードオフ関係にある 3 目的関数に対して他のどの解（図 8 の劣解）にも優越されない 73 個の解（パレート解）を導出できたことから、炉心設計の多目的最適化問題への適用の見込みを得た。今後は、取り扱う目的関数を増やした場合の検討も考えられるが、まずは 3 目的最適化問題に対してパレート解集合から設計者の選好情報に従って解を抽出する方法について検討す

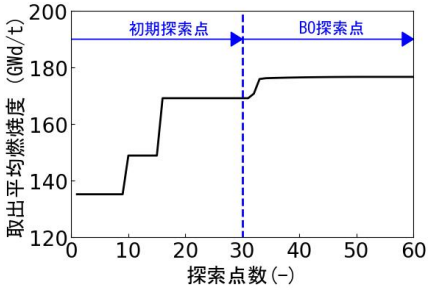


図 7　単目的最適化問題の収束過程

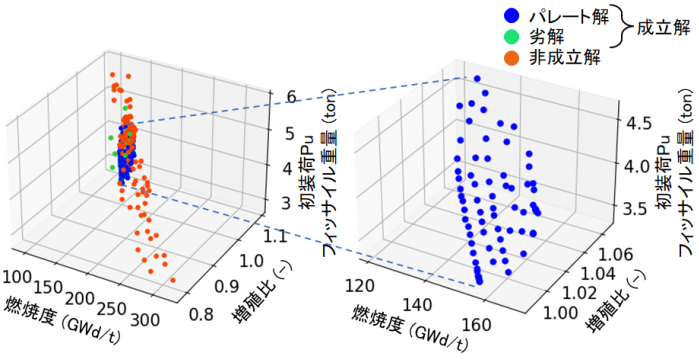


図 8　多目的最適化問題の解析結果（パレート解集合）

る予定である。

4. まとめ

革新炉開発における AI 技術の活用例として、JAEA で実施しているプラント運転支援及び高速炉の炉心設計支援に関する研究開発を紹介した。これらに限らず、AI 技術はより幅広い様々な技術分野への適用が可能であると期待される。一方、学習用データの整備や結果の説明性等に関する課題[4]も認識されている。本報でも対応例を示したが、引き続きこれらの課題に注意しながら、革新炉の実現に向けて、今後も AI 技術活用の検討を継続する。

参考文献

(1) IAEA, Artificial Intelligence for Accelerating Nuclear Applications, Science and Technology (2022).
(2) Z. Ma et al., NUREG/CR-7294, INL/EXT-21-61117 (2022).
(3) 宮﨑他, NTEN-2024-1002 (2024).
(4) Q. Huang et al., Helyon, Vol. 9 (2023) e13883.
(5) S. Takaya et al., Mechanical Engineering Journal, Vol. 11, No.2 (2024) Paper No.23-00408.
(6) 例えば、F. Dong et al., Nuclear Engineering and Design, Vol. 404 (2023) Paper No.112161.
(7) M. Yoshikawa et al., 日本保全学会第 18 回学術講演会 (2022) pp. 371-374.
(8) A. Seki et al., Nuclear Technology, Vol. 210 (2024) pp. 1003-1014.
(9) M. Tanaka et al., Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00424.
(10) E. Hamase et al., Mechanical Engineering Journal, Vol.11, No.2 (2024), Paper No.23-00440.
(11) 堂田他、第 29 回計算工学講演会、計算工学講演会論文集、Vol. 29（2024）, A-06-02.
(12) K., Kuwagaki et al., Procs. of ICONE-30, May 21-26, 2023, Kyoto, Japan, (2023), ICONE30-1152.
(13) 桑垣他、日本原子力学会 2024 年春の年会、2M14.
(14) 桑垣他、日本原子力学会 2024 年秋の大会、2G17.
(15) K. Yokoyama et al., Annals of Nuclear Energy, Vol.66 (2014) pp.51-60.
(16) M. Otaka et al., PNC-TN9410 96-212 (1996).
(17) T. Uwaba et al., Nuclear Engineering and Design, Vol. 280 (2014) pp.27-36.
(18) The website of Trieste: https://secondmind-labs.github.io/trieste.
(19) D. Eriksson et al., Proc. of the 37th Conference on Uncertainty in Artificial Intelligence (2021) PMLR 161.
(20) C. Hvarfner et al., Proc. of the 41st International Conference of Machine Learning (2024) PMLR 235.

一般セッション | III. 核分裂工学：305-1 計算科学技術

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:30 C会場(Zoomルーム3)

[3C09-14] シミュレーション2

座長:多田 健一(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3C09]

CFDシミュレーション制御のための遠隔VR in-situ 可視化

*下村 和也[1]、河村 拓馬[1]、井戸村 泰宏[1]、尾崎 司 (1. 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[3C10]

DEM-CFD法の伝熱モデルの妥当性確認と縮約モデルの開発

*今井 宏樹[1]、今谷 俊貴[1]、酒井 幹夫[1] (1. 東大)

15:15 ~ 15:30

[3C11]

マルチフェーズフィールド法を用いた気泡流動解析へのPID制御の適用

*杉原 健太[1]、シトンプル ヨス[1]、井戸村 泰宏[1]、山下 晋[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[3C12]

Validation of a Two-Phase Lattice Boltzmann Method with Local Mesh Refinement for Gas Entrainment Simulation in Fast Reactors

*Yos Panagaman Sitompul[1], Kenta Sugihara[1], Seiya Watanabe[2], Yasuhiro Idomura[1] (1. JAEA, 2. Kyushu Univ.)

15:45 ~ 16:00

[3C13]

Development of a Two-Way Weak Coupling Code for Fluid-Structure Interaction Analysis of the Beam Window in Accelerator-Driven Systems

*Ilham Muhammad[1], Susumu Yamashita[1] (1. JAEA)

16:00 ~ 16:15

[3C14]

マルチカノニカル法によるレアイベント発見手法の開発

*板倉 充洋[1] (1. JAEA)

16:15 ~ 16:30

座長持ち時間

©日本原子力学会

CFD シミュレーション制御のための遠隔 VR in-situ 可視化

Remote VR in-situ Visualization for steering CFD simulations

*下村 和也[1]，河村 拓馬[1]，井戸村 泰宏[1]，尾崎 司[1]

[1]国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

大規模シミュレーションを設計最適化や逆問題解析に活用するため、VR 空間での In-situ 制御が重視されている。本研究では、VR による In-situ 可視化が可能な粒子ベースの可視化技術 PBVR を In-situ 制御向けに拡張し、スーパーコンピュータ上の流体シミュレーションに適用して有効性を検証した。

キーワード：可視化，VR，In-situ，ステアリング

1. 背景

In-situ 制御では、シミュレーションと同時に（In-situ）可視化して、ユーザが観察し、計算条件の変更にフィードバックする。しかし既存の可視化アプリを利用して In-situ 制御を構築することは、大規模データの転送や可視化処理のコストがボトルネックとなり困難である。本研究では計算データを可視化用粒子に圧縮することで対話的な可視化が可能な IS-PBVR を In-situ 制御向けに拡張する手法を開発した。

2. 粒子ベースの In-situ 制御技術

IS-PBVR[1][2]は、計算ノードで可視化用粒子を生成する「粒子生成プログラム」、ログインノードで可視化用粒子と可視化パラメータを送受信する「通信プログラム」、そしてユーザ PC 上で可視化用 UI を提供する「In-situ クライアント」で構成される。通信プログラムが In-situ クライアントからの受信内容をストレージ上にファイル出力し、粒子生成プログラムがストレージを定期的にチェックすることで対話処理を実現する。また、VR ライブラリ OpenXR を用いた実装により汎用ヘッドマウントディスプレイ（HMD）による VR 可視化が可能である。本研究では IS-PBVR の対話処理機構を拡張して In-situ 制御を実現する。また全体を俯瞰するための 3 次元の可視化（科学可視化）だけでなく、定量的な値を把握するための情報可視化機能を追加する。In-situ 制御および情報可視化のために、In-situ クライアントから計算条件や観測点、観測量を指定し、粒子生成プログラムへ送信する。粒子生成プログラムは可視化処理と同時に観測データを取得し、In-situ クライアントへ送信する。図 1 に概要を示す。計算条件や観測点/量を指定するための UI は 2 次元ディスプレイ向けに開発する。そして VR 空間では HMD のバーチャルデスクトップの機能を利用して UI を表示し、VR コントローラーで値を設定する。

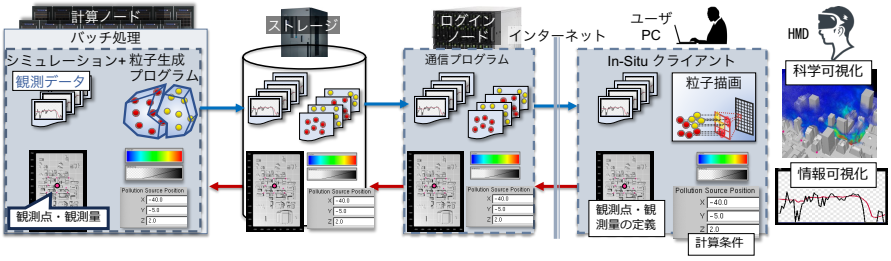


図 1　IS-PBVR の In-situ 制御機構

3. 実験と結論

HMD として Meta Quest3 を利用し、開発した技術を JAEA のスパコン SGI8600 上の流体計算に適用した。そして、VR 空間で In-situ 可視化による時系列アニメーションと対話的な計算パラメータの変更が可能なことを確認した。講演では、大規模風況解析コード CityLBM を利用した In-situ 制御のデモを紹介する。

参考文献

[1] Takuma Kawamura, and Yasuhiro Idomura. Journal of Visualization, 2023.
[2] Takuma Kawamura, Naohisa Sakamoto, et. al.. Journal of Advanced Simulation in Science and Engineering, 2023

*Kazuya Shimomura[1], Takuma Kawamura[1], Yasuhiro Idomura and Tsukasa Ozaki[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

DEM–CFD 法の伝熱モデルの妥当性確認と縮約モデルの開発

Validation of the heat transfer model in DEM–CFD method and development of the reduced–order model

今井 宏樹*[1]，今谷 俊貴[1]，酒井 幹夫[1]

[1] 東京大学

原子力分野において粉体による熱輸送は極めて重要な研究テーマである．原子力分野では過酷環境が対象となるためシミュレーションによる伝熱現象の評価が求められている．他方、既存の計算手法では計算コストが本質的な問題となる. そこで、著者のグループでは粉体の伝熱現象を模擬するための縮約モデルを開発し、妥当性確認を実施した.

キーワード：熱伝導、DEM–CFD、オイラー的解法、固定層、縮約モデル

1. 緒言

近年では高温ガス炉、廃止措置、シビアアクシデント現象など、原子力工学において粉体による熱輸送が研究されている[1]. それに伴い、シミュレーションによる伝熱現象の評価や理解が求められているが、既存手法では複雑なモデルの導入に伴う計算コストの増大などの問題を抱えている．そこで、著者のグループでは従来よりも簡便な設定により粉体の伝熱現象を模擬する計算手法を開発した.

2. 数値計算

2-1. 妥当性確認

本研究では、著者らのグループで開発した FELMI コードを用いて、DEM-CFD 法による伝熱シミュレーションを実行した．本研究で対象とした体系として高温の鉄球がパッキングされた固定層に低温空気を流入させ、固体粒子の温度が低下する過程を模擬した．その結果、計算から得られた流れ方向の固体温度分布および出口気体温度の時間変化が共に実験結果[2]と一致した.

2-2. 縮約モデル

前述の計算結果を低次元化し縮約モデルを構築することで伝熱現象の高速な計算が可能となる．本研究では得られた温度分布について固有直交分解を行い、固有値と固有ベクトルを求めた．さらに、その固有ベクトルを基底とし、放射基底関数を用いることで縮約モデルを構築した. 少ないモードを用いることによって、構築した縮約モデルが DEM–CFD 法から得られる結果を正しく再現できることを示した.

3. 結論

本研究では著者らのグループが開発した FELMI コードを用いて固定層内の伝熱現象を解析し、その妥当性確認を行った．さらに、計算結果に基づき固有直行分解を行って縮約モデルを構築し、DEM–CFD 法の解析結果を正しく再現できることを示した.

謝辞

本研究は文部科学省光・量子飛躍フラッグシッププログラム（Q-LEAP）JPMXS0118067246 の助成を受けたものである.

参考文献

[1] R. Li et al., *J. Nucl. Sci. Technol.* **61**, 285–306 (2024).

[2] J. Yang et al., *Chem. Eng. Sci.* **71**, 126–137 (2012).

---

*Hiroki Imai[1], Toshiki Imatani[1] and Mikio Sakai[1]

[1] Univ. of Tokyo

マルチフェーズフィールド法を用いた気泡流動解析への PID 制御の適用

Application of PID control to bubble flow analysis using multi-phase field method

*杉原 健太[1]，シトンプル ヨス[1]，井戸村 泰宏[1]，山下 晋[1]

[1]日本原子力研究開発機構発機構

周期境界条件を用いた円管内の気泡流計算において、流れは領域全体に働く外力によって駆動される。境界における流速を固定することができないため、指定流量の計算を実施するためには外力を調節する必要がある。そこで制御理論で広く利用されている PID 制御を用いることにより指定流量の解析を可能とした。

キーワード：気液二相流、周期境界、Multi-Phase Field 法、PID 制御

1. 緒言

気泡同士の合体を抑制することが可能な界面捕獲手法であるマルチフェーズフィールド法(以降 MPF 法)の基礎検証問題として円管内気泡流解析を実施し、実験結果との比較を進めている。実験における直径 40mm、長さ 3.17m の領域をそのまま解析領域とするのは非効率的であるため、本計算では周期境界条件を用いて定常解を求める。周期境界条件を適用すると計算領域の入口と出口が繋がり、外部からの流入出がないため、時間がたつにつれて全体の流量が変動してしまい実験条件を再現できない。そこで、制御理論で広く用いられている PID 制御[1]を利用した圧力勾配の動的制御により、指定流量の流れを再現した。

2. 円管内気泡流解析に対する PID 制御の適用

図 1 のように流路方向を周期境界条件とし、重力を鉛直下方向に定義した。参考文献[2]と同様に、基礎方程式の Navier-Stokes 方程式の外力項を $\mathbf{F}_b = -\beta \mathbf{z} + (\rho - \rho_{ave})\mathbf{g}$ のように系全体に一様に働く力 β（平均圧力勾配と重力加速度の合算）と浮力項で定義した。Colin 等による実験論文[3]の下降気泡流条件"D3"と同様に、ボイド率 7.5%、気泡径 4.2mm、体積流束 0.823m/s を設定した。図 1 の計算領域に対して直交格子(256x256x384)を用いた。計算の各ステップで計測した体積流束 j と目標値 j_{target} との差を制御偏差 $e=j-j_{target}$、操作量を β と定義して e が減少するようにフィードバック制御を行なった。図 2 に示すように体積流束はほぼ一定値を保ち、約 0.5 s で定常状態となった。また、本解析のボイド率と平均流速を実験結果[3]と比較した結果、良い一致が確認された。

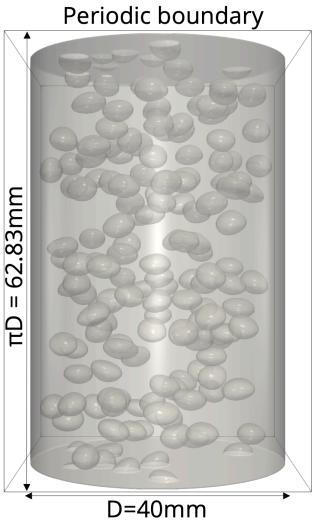


図 1 気泡流解析領域

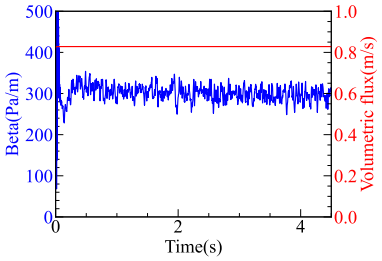


図 2 β と体積流束の時間変化

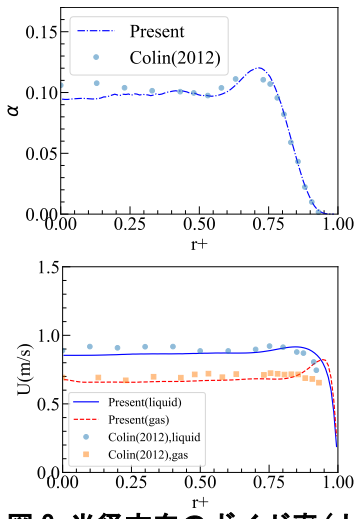


図 3 半径方向のボイド率（上）と平均流速分布（下）

3. 結論

本稿では MPF 法を用いた気泡流解析の流量設定に対して PID 制御を適用した。円管内の下降気泡流問題に適用し、Colin(2012)らの実験結果と比較した結果、妥当なボイド率分布が得られた。

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費（24K14973）および学際大規模情報基盤共同利用・共同研究拠点（jh240071）より支援を頂いた。計算の一部は日本原子力研究開発機構の大型計算機「HPE SGI8600」を使用した。記して謝意を示す。

参考文献 [1] 須田信英, 環境システム計測制御学会誌, 第 8 巻 4 号, 2004.

[2] J.Lu and G.Tryggvason, *J.Fluid Mech.*, Vol.732, pp.166-189, 2013.

[3] C.Colin et al., J.Fluid Mech., Vol.711, pp.469-515, 2012.

*Kenta Sugihara[1], Yos Sitompul[1] , Yasuhiro Idomura[1] and Susumu Yamashita[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

Validation of a Two-Phase Lattice Boltzmann Method with Local Mesh Refinement for Gas Entrainment Simulation in Fast Reactors

*Yos Sitompul[1], Kenta Sugihara[1], Seiya Watanabe[2], and Yasuhiro Idomura[1]
[1]Japan Atomic Research Agency, [2]Kyushu University

This study addresses gas entrainment (GE) simulation in fast reactor using a two-phase Lattice Boltzmann Method (LBM) with Local Mesh Refinement (LMR). The approach enhances simulation accuracy and reduces computational time. It demonstrates LBM-LMR's potential for efficient and reliable analysis of complex flow phenomena in reactor systems.
Keywords: validation, two-phase LBM, local mesh refinement, gas entrainment, fast reactors

1. Introduction

Argon cover GE prevention is crucial for safe sodium-cooled fast reactor operation. At JAEA, we simulated a benchmark GE experiment using a two-phase LBM, accurately predicting velocity profiles and GE depths with a uniform grid [1]. To improve efficiency, LMR is being developed. This study focuses on validating, optimizing, and evaluating the LBM-LMR approach.

2. Two-phase LBM-LMR Validation

We implemented a two-phase LBM for gas-liquid interface simulation and validated it with Moriya et al.'s experiment [2] (Fig. 1). It accurately reproduced flow profiles and GE depths using a grid spacing $\Delta x < 0.625$ mm. Efficiency was improved with multi-GPU and LMR algorithms using an octree-based data structure and Morton curve domain decomposition [3]. A multi-time-step approach and rescaling of distribution functions were employed to enhance accuracy and efficiency. Using two-phase LBM-LMR with three refinement levels, we could reduce computational cells by 50% and achieved a 1.5× speedup, solving the problem in about 20 hours, and obtained good agreement of the vortex center location, velocity profiles, and GE depths with the uniform grid calculation.

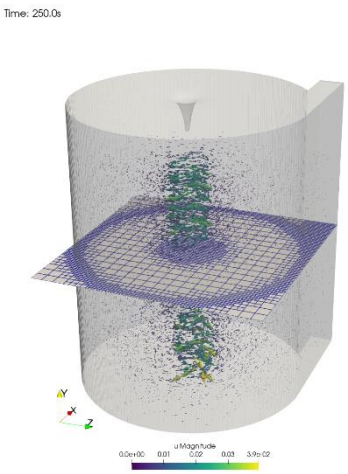


Fig. 1. LBM-LMR calculation of Moriya et al.'s experiment.

3. Conclusion

We developed a two-phase LBM-LMR method for simulating gas entrainment in fast reactors. It achieves accurate results and reduces computational costs.

Acknowledgements: We express our gratitude for the following support: Part of this research was supported by the JHPCN Exploratory Project (EX24308). Part of the calculations were performed using the Japan Atomic Energy Agency's supercomputer "HPE SGI8600."

References

[1] Y. Sitompul, K. Sugihara, N. Onodera, and Y. Idomura, *EPJ Web of Conferences*, Vol. 302, 2024, pp. 05004
[2] S. Moriya, *Denryoku Chuo Kenkyusho Hokoku*, 1998.
[3] S. Watanabe, and T. Aoki. *Computer Physics Communications*, Vol. 264, 2021, pp. 107871.

Development of a Two-Way Weak Coupling Code for Fluid-Structure Interaction Analysis of the Beam Window in Accelerator-Driven Systems

*Muhammad Ilham[1] and Susumu Yamashita[1]

[1]JAEA

The two-way weak coupling code was developed between JUPITER for thermal-hydraulic and FrontISTR for structural analysis to perform fluid-structural analysis of the accelerator-driven system beam windows.

Keywords: Computational fluid dynamics; Fluid-structure interaction; Accelerator-driven system; Beam window; Two-way coupling; Numerical simulation

1. Introduction

In designing the ADS beam window (BW), the vibration and deformation of the BW due to the influence of fluid flow around it needs to be investigated since it may lead to the degradation of the beam window's integrity. Therefore, JAEA developed a platform to analyze fluid dynamics and structural mechanics in fluid-structure interaction (FSI) phenomena. This platform utilizes the in-house code JUPITER [1] to analyze the thermal-hydraulic field, and the open-source finite element code FrontISTR [2] to perform structural analysis. The results from the coupling of JUPITER and FrontISTR, which examined the influence of thermal fluid around the BW, were presented in previous work [3]. The one-way method was used, where fluid force was applied to the structure, but the deformation did not affect the fluid flow. The results showed deformation of the BW, but it is not sufficient for a comprehensive analysis of the FSI phenomenon. The two-way method exchanges information between fluid flow and structural deformation, making it better suited for capturing the full complexity of FSI. Therefore, in this work, the two-way method is implemented. In the presentation, the preliminary analysis of the BW deformation will be presented.

2. FSI method

The JUPITER code uses a linear orthogonal grid to calculate the pressure field due to flow. The resulting pressure distribution on the BW surface is then applied to the unstructured grid of FrontISTR to compute BW deformation. The conversion of the pressure field from JUPITER output to FrontISTR input is performed using a tool code based on VTK [4]. After FrontISTR completes the calculation, the newly deformed BW geometry is converted to an STL file and send back to JUPITER for the next step. Here, we successfully developed the converter to enable the two-way coupling. For the preliminary analysis, the two-way method is applied to the ADS BW case. The computational domain and geometry (Fig. 1) were based on the ADS BW experiment conducted at Tsukuba University [5]. We are confirming the applicability of the two-way method using the experimental conditions.

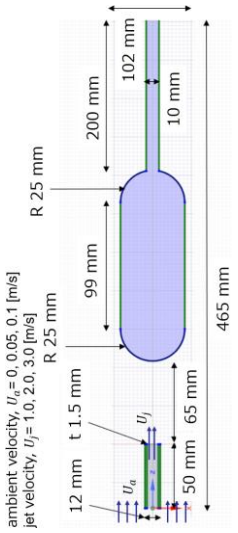


Fig.1 Computational domain and geometry.

3. Conclusion

The two-way weak coupling code of JUPITER and FrontISTR was developed to investigate the FSI for ADS BW. The preliminary results obtained using the two-way method will be shown in the presentation.

References

[1] S. Yamashita, et al., Nucl. Eng. and Design, vol. 322, pp. 301-312 (2017). [2] https://www.frontistr.com.

[3] S. Yamashita, et al., AESJ 2024 Spring. [4] https://vtk.org. [5] H. Monji, et al., https://doi.org/10.1299/jsmekanto.2023.29.17H18

*Muhammad Ilham[1], Susumu Yamashita [1] - [1]JAEA

マルチカノニカル法によるレアイベント発見手法の開発

Development of methodology for the detection of rare events using multi-canonical method

*板倉 充洋[1]
[1]JAEA

再生可能エネルギーの変動に対応するために、原子力プラントの運転状況を頻繁に変更した場合、操作ミスが連続するようなレアイベントによるリスク事象が考えられるが、それをシミュレーション等で発見するには膨大なケースの計算が必要になる。本講演では単純化したテスト問題として、10 次元以上の探索空間において、多数の極値をもつ関数である sin(r)/r の相互作用を持つ多粒子系を考え、 マルチカノニカル法の一種である Wang-Landau アルゴリズムによりレアイベントに対応する極値を求める手法について報告する。

キーワード：モンテカルロ法，リスク評価，マルチカノニカル

1. 緒言

JAEA では長野大学、日揮グローバルと連携し、原子力システム事業課題「再エネ調和型次世代原子力プラント実現のための DX」において、DX 技術を活用し、安全上問題となるような禁止プラント操作を自動で探索する技術の開発を行っている。プラント状態をシミュレーションする各種コードを用い、様々な操作に対する炉心温度等の変化を計算していくことになるが、計算コストが高いため多数のケースに対応することは困難である。そこで機械学習技術を用いて計算コストの低い代替モデルを構築するとともに、探索空間を徐々に広げ段階的に学習していく手法を開発する予定である。一般的に、一連の操作手順が安全上問題となるような場合は確率的には希少な事象であり、数学的には数十の次元をもつ探索空間において限られた領域に対応すると考えられる。本課題では機械学習手法と希少事象（レアイベント）発見手法の二つを開発していくが、本講演では後者についてトイモデルを用いた試行の結果を示す。

2. 研究手法

解析対象として、計算コストが低く、かつ通常の手法では容易に最小値が求められない多次元の関数を構築した。基本となるのは一次元の関数 F(r)=sin(r)/r で、図 1 に示すように多数の極値を持っている。二次元空間に N 個の粒子を配置し、各粒子間に距離に応じたエネルギーF(R)を与えることで、2N 次元空間で多数の極値を持つ関数を構築することができる。この関数に対して Wang-Landau アルゴリズムを適用し、レアイベントに対応した低エネルギー状態の探索を行った。

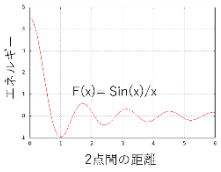


図 1 ： 関数 sin(r)/r, 最小値-1 を r=1 で持つよう規格化したもの。

3. 結果・結言

Wang-Landau アルゴリズムは一度エネルギーの高い(評価の低い)状態にリセットしてからエネルギーの低い(高い評価値を持つ)値を探索することを自動的に繰り返し、徐々に評価最高値を更新していく手法である。最終的に図 2 のような粒子が等間隔で配列した配置が得られた。今後はより現実の希少事象に則したモデルを開発していく予定である。

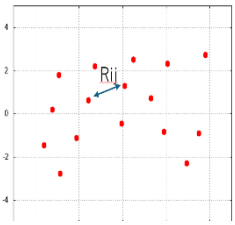


図 2 ：関数 F(R)のエネルギーで相互作用する二次元空間中の粒子 16 個の配置。

※本発表には、原子力システム事業課題「再エネ調和型次世代原子力プラント実現のための DX」の成果の一部を使用している。

* Mitsuhiro Itakura[1]
[1]JAEA

一般セッション | III. 核分裂工学：303-1 原子炉計測，計装システム，原子力制御システム / 303-2 遠隔操作，ロボット，画像工学

2025年3月14日(金) 10:15 ~ 11:55 D会場(Zoomルーム4)

[3D01-06] 原子炉計測とロボット技術

座長:五福 明夫(岡山県立大)

10:15 ~ 10:30

[3D01]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(1) 全体概要

*植木 祥高[1]、相澤 康介[2] (1. 東京理科大、2. JAEA)

10:30 ~ 10:45

[3D02]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(2) 沸騰検知技術の検討

*柴崎 陸[1]、植木 祥高[1]、相澤 康介[2] (1. 東京理科大、2. JAEA)

10:45 ~ 11:00

[3D03]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(3) 識別根拠の可視化

*渡辺 晃也[1]、植木 祥高[1]、相澤 康介[2] (1. 東京理科大、2. JAEA)

11:00 ~ 11:15

[3D04]

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討

(4) 適用性の評価

*相澤 康介[1]、植木 祥高[2] (1. JAEA、2. 東京理科大)

11:15 ~ 11:30

[3D05]

教師なし学習に基づく液中ガスリークの音響異常検知

*三上 奈生[1]、相澤 康介[1]、栗原 成計[1]、植木 祥高[2] (1. JAEA、2. 東京理科大)

11:30 ~ 11:45

[3D06]

ホットセル使用マニュピレータへの保持力感応機能の付与の試み

*西村 昭彦[1,2]、井出 次男[3]、石原 信之[3]、浦田 健勇[4] (1. JAEA、2. 福井大、3. deltafiber.jp、4. ジェイテック)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討 （1）全体概要

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis
(1) General outline

*植木 祥高[1]，相澤 康介[2]
[1]東京理科大学，[2]JAEA

「データ駆動型音響診断手法」の液体金属冷却高速炉への適用を目指した基礎研究を進めている。一連の研究のねらい、目的及び、満たすべき要件を概括する。

キーワード：Na冷却炉、音響手法、異常早期検知、深層学習

1. 緒言

Na冷却高速炉は、高出力密度でなおかつ稠密な炉心構造を有しており、何らかの原因により炉心内に異物が混入した際に流路局所閉塞が懸念される。局所閉塞の発生時には冷却材の流量減少が生じ、炉心の冷却不十分に続く燃料の過熱を招き、冷却材沸騰の発生が予測される。発生の防止等の措置が図られている一方、仮に発生した場合の早期検知による事象の拡大防止への期待がされている。沸騰時に発生する音圧を異常の早期検知に活用する「データ駆動型音響診断手法」のNa冷却高速炉への適用を目指した基礎研究を進めており、本報にて研究のねらい、目的、満たすべき要件について述べる。

2. ねらい・目的

現在までに局所閉塞に起因した温度場や流れ場の変化を捉えようとする検討がなされているが、閉塞から沸騰発生に至る局所的な事象進展を直接捕捉することは原理上困難である。かかる課題に対応すべく本研究は、沸騰に固有の特徴を有する音響信号を計測し、従来の信号処理手法では困難であった識別能、検知能力の向上を図るべく、深層学習手法を援用したシステムを構築し検知手法（図１）の基本成立性を検証、有効性を示すことを目指している。

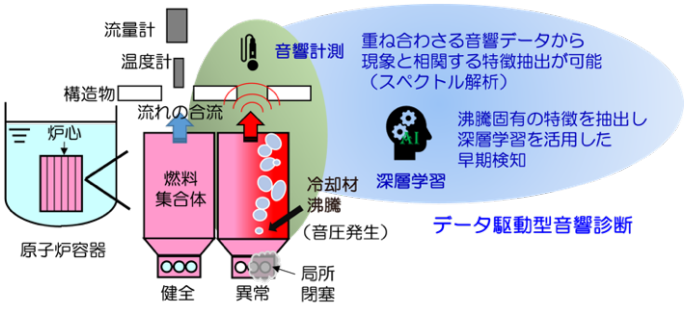


図１．局所閉塞（冷却材沸騰）の早期検知を目的としたデータ駆型音響診断手法の概要

3. 満たすべき要件

実機実装を目指した基礎研究として満たすべき要点としては以下の通りである。

① 音響診断の前提となる検知すべき沸騰現象の把握により、音源の特定と音圧発生メカニズムの理解を把握し、深層学習に課すべき特徴量を明らかにする。
② 音響計測信号から特徴量の抽出手法を検討し、沸騰を可視化・検知するアルゴリズムを構築する。
③ 沸騰検知を可能とする技術の基礎知見を取得整備するとともに、その基本成立性を示す。
④ 本研究実施後の実用に至る開発展開案を提案する。

4. 結言

これまで実施した可視化と現象に応じた音圧変化の時刻歴応答の関係の把握と分析から、沸騰現象の発現を検知する深層学習モデルが着目すべき音響特徴量は、沸騰初期に発生する蒸気泡の生成消滅による急峻な圧力変化であると想定される。これら音響特徴を内包する時間–周波数表現データを入力とする深層学習モデルの構築と妥当性評価を進めている。本発表は文部科学省原子力システム研究開発事業 (JPMXD0223813040)の成果、科研費（23K03713）の助成による成果を含む。

*Yoshitaka Ueki[1] and Kosuke Aizawa[2]
[1]TUS, [2]JAEA

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉心異常の早期検知の検討 （2）沸騰検知技術の検討

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis
(2) Investigation of boiling detection technique

*柴崎 陸[1]，植木 祥高[1]，相澤 康介[2]
[1]東京理科大学，[2]JAEA

「データ駆動型音響診断手法」の液体金属冷却高速炉への適用を目指した基礎研究を進めている。本シリーズ報告(1)で示した深層学習に課すべきとした沸騰現象の特徴を踏まえて、沸騰現象の発現を検知するアルゴリズムを構築することを目標に、音響識別によるサブクール沸騰の発生検知に適合する深層学習活用手法の構築及び検知精度向上手法の検証を行った。

キーワード：異常検知、音響診断、沸騰、深層学習、畳み込みニューラルネットワーク、回帰分析、アンサンブル学習，ROC 曲線

1. 緒言

沸騰現象の発現を検知するアルゴリズムを構築することを目標に、サブクール沸騰時に生じる音圧データから抽出した時間-周波数表現の特徴量を学習させた回帰分析型の畳み込みニューラルネットワークモデルによる沸騰熱流束の予測に基づく検知手法の構築を行った。また、アンサンブル学習による検知精度向上手法の検証を行なった。

2. 深層学習を用いたアンサンブルモデルによる沸騰検知

可視化と現象に応じた音圧変化の時刻暦応答の関係の把握と分析に基づく特徴量抽出のため、作動流体として超純水（電気伝導率: 0.066 mS/m）を用いた。電極間に水平に張った白金細線（直径 0.3 mm）を通電加熱し、サブクールプール沸騰時に発生する音圧の時刻歴応答をハイドロフォンにより収録した。音響特徴量の抽出には、時間-周波数表現手法の一種である短時間フーリエ変換を用いた。深層学習モデルには AlexNet、VGG-16、ResNet-50 の 3 種の畳み込みニューラルネットワークアーキテクチャを採用し、アンサンブル学習による検知精度向上を図った。アンサンブル学習の効果検証のため、背景ノイズの一例として配管内水流動音の強度を段階的に変化させ、沸騰時の発生音圧データに付加して用いた。畳み込みニューラルネットワークモデルに時間–周波数表現の沸騰音響データを入力し沸騰熱流束を予測させ、事前把握した核沸騰開始点の熱流束から沸騰発生の 100%検知を与える沸騰熱流束の範囲を評価した。また、沸騰検知の性能を受信者動作特性（ROC）曲線に基づき評価した。

回帰分析による沸騰熱流束予測の結果、相対的に背景ノイズの強度が高い信号対雑音比（SNR）＝–20 においてもアンサンブル学習活用時に最良の決定係数 0.911±0.002 を示した。沸騰発生の検知下限を評価した結果、沸騰熱流束が 0.421±0.016 MW/m^2 を超える領域において 100%検知を与えることが分かった。また、ROC 曲線による評価結果は 0.917±0.003 となった。

3. 結言

沸騰検知のアルゴリズム構築を試行した結果、識別の有効性を確認し今後の手法開発に備える知見を得た。アンサンブル学習の活用により外乱との識別能の改善が期待される。

本発表は文部科学省原子力システム研究開発事業（JPMXD0223813040）の成果、科研費（23K03713）の助成による成果を含む。

---

*Riku Shibasaki[1], Yoshitaka Ueki[1] and Kosuke Aizawa[2]
[1]TUS, [2]JAEA

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討 （3）識別根拠の可視化

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis (3) Visual explanation of identification basis

*渡辺 晃也[1]，植木 祥高[1]，相澤 康介[2]
[1]東京理科大学，[2]JAEA

「データ駆動型音響診断手法」の液体金属冷却高速炉への適用を目指した基礎研究を進めている。本シリーズ報告(1)で示した深層学習に課すべきとした沸騰現象の特徴を踏まえて、音響計測信号から特徴量の抽出手法を検討し、沸騰現象の発現を可視化・検知するアルゴリズムを構築することを目標に、音響識別によるサブクール沸騰の発生検知及び推移把握に適合する深層学習の手法構築および妥当性評価を行った。

キーワード：異常検知、音響診断、沸騰、深層学習、畳み込みニューラルネットワーク、説明可能 AI

1. 緒言

沸騰現象の発現を可視化・検知するアルゴリズムを構築することを目標に、サブクール沸騰時に生じる音圧データから抽出した時間-周波数表現の特徴量を学習させたラベル分類型の畳み込みニューラルネットワークの深層学習モデルを構築し、分類精度の比較から妥当性評価を行なった。また、深層学習モデルの識別根拠の可視化 (Guided Grad-CAM) に通じ、重要度の高い沸騰固有の特徴量を高解像度にて抽出を行った。

2. 深層学習による沸騰検知・識別根拠の可視化

可視化と現象に応じた音圧変化の時刻暦応答の関係の把握と分析に基づく特徴量の抽出のため、作動流体として超純水（電気伝導率: 0.066 mS/m）を用いた。電極間に水平に張った白金細線（直径 0.3 mm）を通電加熱し、サブクールプール沸騰時に発生する音圧の時刻歴応答をハイドロフォンにより収録した。

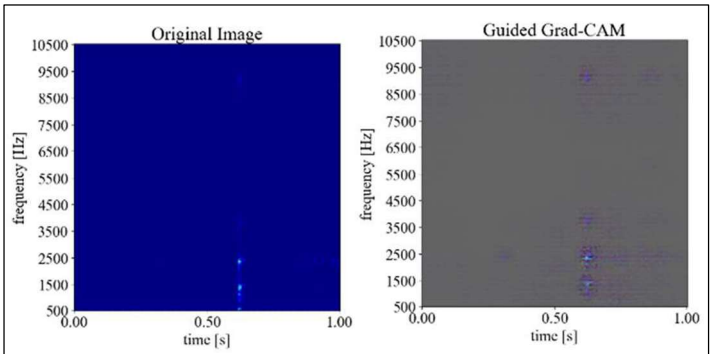


図１.（左）沸騰音の時間−周波数表現;（右）Guided Grad-CAM に基づく識別根拠の可視化

音響特徴量の抽出には、時間-周波数分解能に優れたシンクロスクイズドウェーブレット変換 (SWT) を用いた。時間-周波数表現の二次元音響特徴量データを訓練させた深層学習モデルを構築した。深層学習モデルには AlexNet、VGG-16、ResNet-50 の 3 種の畳み込みニューラルネットワークアーキテクチャを採用した。本研究において SWT により抽出した時間-周波数表現の音響特徴量データを AlexNet に適用した場合が最良の正答率（99±0.4 %）を示した。図 1 （左）は SWT により抽出した、核沸騰開始点近傍領域にて単一蒸気泡が生成消滅する際に発生した急峻な音圧の時間−周波数表現を表す。図 1 （右）は、訓練が完了した AlexNet モデルの識別結果に対し、Guided Grad-CAM による識別根拠の可視化を行った例を示す。これらの結果から AlexNet モデルが核沸騰開始点近傍の離散的な沸騰音を捉え、判断根拠として提示していることがわかる。

3. 結言

沸騰検知を特徴付ける音響情報として挙げた沸騰気泡の生成消滅に起因する音圧発生の把握は妥当である。また、この情報は沸騰に固有で有り、外乱との識別の有効性が期待される。本発表は文部科学省原子力システム研究開発事業 (JPMXD0223813040) の成果、科研費（23K03713）の助成による成果を含む。

---

*Koya Watanabe[1], Yoshitaka Ueki[1] and Kosuke Aizawa[2]
[1]TUS, [2]JAEA

データ駆動型音響診断を基盤としたNa冷却高速炉の炉内異常の早期検知の検討（4）適用性の評価

Early detection of in-core abnormalities in Na-cooled fast reactors based on data-driven acoustic diagnosis (4) Feasibility study

*相澤 康介[1]，植木 祥高[2]
[1]JAEA，[2]東京理科大

「データ駆動型音響診断手法」の液体金属冷却高速炉への適用を目指した基礎研究を進めている。手法の研究とともに、炉システム適用の視点から手法開発への要求を整理した。

キーワード：Na冷却炉、音響手法、異常早期検知、適用性

1. 緒言

液体金属冷却高速炉の炉心局所閉塞事象は、過去の事故（米国フェルミ炉[1]）の教訓から、発生の防止（燃料集合体内といった狭隘流路への異物混入の物理的制限等）等の措置が図られている一方、仮に発生した場合の早期検知による事象の拡大防止への期待がある。これまでに、温度場や流れ場の変化を捉えようとする検討がなされているが、閉塞から沸騰発生に至る局所的な事象進展を直接捕捉することは原理上困難であり、かかる課題に対応すべく本研究は、沸騰初期に発生する蒸気泡の生成消滅による急峻な圧力変化及びその推移と相関性（特徴量）を有する音響信号を計測し、従来の信号処理手法では困難であった識別能、検知能力の向上を図るべく機械学習手法を援用したシステムの構築及びその有効性を示すことを目指している。

2. 炉システムへの適用要件の検討

実プラントへの装荷を想定して、その要件の抽出及び関連既往知見を基に適用性に関する検討を行った。主要な結果は以下の通りである。

① 音響計測手法の高速炉環境への適用性

高温（炉の定格運転条件で550ºC程度）、高放射線等への耐環境性を有する超音波センサが開発されており応用が可能である。特に、高い耐熱性を有することから従来の課題であった冷却が不要となり、シンプル且つロバストなシステムの構成の実現が期待できる。

② 液体金属ナトリウムの耐性・共存性

これまでの液体金属中音響計測技術開発により、アルカリ液体金属ナトリウムと共存性を有する圧電素子（超音波センサ）等の接液材料の知見、液体金属ナトリウム中の音響伝播特性並びに接液に際する音響結合に関する知見など炉内適用に関する必要な知見が得られている。また、プロセス計装としての流量計等の実用化開発適用の実績も活用できる。

③ 炉内への装荷性

先行炉において、炉心上部への計測センサの装荷及び交換のための装置が開発適用されており応用が可能である。また、センサ以外にシステム化に必要な炉内環境に耐えうるMIケーブルが実用化されている。

これらの状況から、計測機器等のハードウェア開発実績を活用できる状況にある。今回の検討結果を基に、応用対象とした計測機器に関する性能や特性を境界（取合）条件として、報告者らが提唱する「データ駆動型音響診断手法」の研究開発に取り込み研究を進めるとともに、手法研究から計測機器に対する要求を明かにしてその後のシステム化検討に資する予定である。

3. 結言

実機実装の視点から要件を検討し、手法開発で考慮すべき事項を整理した。今後手法研究の成果を踏まえて実機適用性を評価する予定である。本発表は文部科学省原子力システム研究開発事業(JPMXD0223813040)の成果である。

参考文献 [1] H.A. Wagner, E. Alexanderson, Fermi-I: New Age for Nuclear Power, American Nuclear Society (1979).

*Kosuke Aizawa[1] and Yoshitaka Ueki[2]
[1]JAEA, [2]TUS

教師なし学習に基づく液中ガスリークの音響異常検知

Acoustic Anomaly Detection of Gas Leakage in Liquid Based on Unsupervised Learning

*三上 奈生[1]，相澤 康介[1]，栗原 成計[1]，植木 祥高[2]

[1]JAEA，[2]東京理科大

ナトリウム冷却高速炉における蒸気発生器伝熱管水リークの早期検出を目的として，教師なし学習に基づく音響計の基本的成立性を検証した．累積分布を仮定した受信者動作特性曲線の推定および曲線下面積の算出を行った結果，曲線下面積は良好な値を示し，教師なし学習に基づく音響計の有用性が十分に示された．

キーワード：気液二相流，音響計，機械学習，教師なし学習

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉では，ナトリウム－水反応による伝熱管破損伝播を防止する観点から，蒸気発生器伝熱管からの水リークを早期に検出することが重要である．応答性に優れた音響計は，ノイズ音とリーク音の分離が主要課題とされている．この課題に対し，本研究では異常データの事前取得を必要としない教師なし学習に着目し，その一手法であるオートエンコーダを援用した音響計の基本的成立性を検証する．

2. 研究方法

短時間フーリエ変換（STFT），連続ウェーブレット変換（CWT），シンクロスクイーズドウェーブレット変換（SWT）を用いてノイズ模擬音・リーク模擬音の時間周波数表現を作成し [1]，オートエンコーダの学習を行った．また，検査値の累積分布に正規分布・ベキ正規分布を仮定して受信者動作特性（ROC）曲線の推定を行い [2]，オートエンコーダの性能評価指標となる ROC 曲線の曲線下面積（AUC）を算出した．

3. 主たる結果と結言

信号対ノイズ比（SNR）を 0，−4，−8，−12，−16，−20 dB と変化させた場合について，オートエンコーダの性能評価を行った．検査値の累積分布に最も適合したベキ正規分布を用いて ROC 曲線を推定し，AUC を算出した結果を Fig. 1 に示す．各条件において，SWT に基づく時間周波数表現を入力とするオートエンコーダが最も高い AUC を示した．また，SNR = 0，−4，−8，−12 dB では AUC > 0.9，SNR = −16 dB では AUC > 0.8，SNR = −20 dB では AUC > 0.6 となり，全条件において一般的に識別が成功したとされる AUC（= 0.6）[3]以上の値を示した．この結果から，異常データの事前取得を必要としない教師なし学習に基づく音響計により，SNR = 0 ~ −20 dB のノイズレベルにおいて液中ガスリークの異常を検知できる見通しを得た．

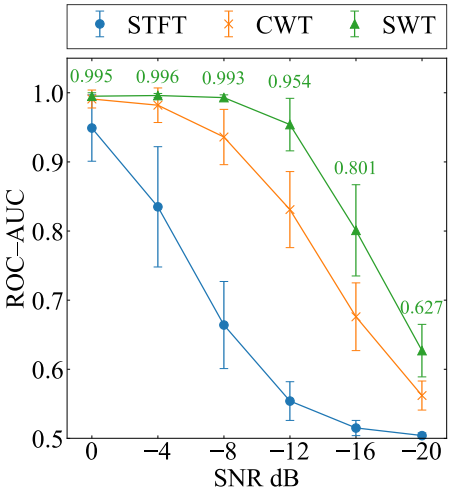


Fig. 1 Comparison of ROC–AUC.

謝辞

本研究は，経済産業省からの受託事業である「令和 3 年度高速炉に係る共通基盤のための技術開発」の一環として実施した成果および日本原子力研究開発機構のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られた成果を含むものである．

参考文献

[1] N. Mikami et al., International Journal of Multiphase Flow 171（2024）104688.

[2] 下川敏雄，後藤昌司，計算機統計学 23（1）（2010）1–23.

[3] B. J. Wolf et al., Arthritis & Rheumatology 68（8）（2016）1955–1963.

*Nao Mikami[1], Kosuke Aizawa[1], Akikazu Kurihara[1] and Yoshitaka Ueki[2]

[1]Japan Atomic Energy Agency, [2]Tokyo University of Science

ホットセル使用マニピュレータへの保持力感応機能の付与の試み

Attempt to Add a Holding Force Sensing Function to a Manipulator for Hot Cells

*西村昭彦[1,2]，井出次男[3]，石原信之[3]，浦田健勇[4]
[1]JAEA，[2]福井大，[3]deltafiber.jp，[4]ジェイテック

ピコ秒レーザー精密加工で製作した耐熱 FBG センサの原子力応用として、ホットセル内で取り扱う放射性物質の保持力計測のため、マスタースレーブマニピュレータへの FBG センサの実装を行った。

キーワード：マニピュレータ，保持力計測，遠隔歪計測

1. 緒言

ピコ秒レーザー精密加工で製作した耐熱 FBG センサの原子力応用を進めている。これまでナトリウム循環ループの熱膨張計測を始点として、原子炉高温配管を対象とした遠隔歪監視を提案してきた[1]。さらなる FBG センサの展開は、高放射線環境下での活用である。ホットセルでは放射性物質の取扱いに際して、マスタースレーブマニピュレータ（MSM）が多用されている[2]。この MSM の把持機構に保持力計測が可能な機能を付与することで、操作者に扱いやすい MSM に改善することを目的とした。

2. 実験

高線量の放射性物質取り扱いを行うホットセルに不可欠な装備品が MSM である。先端部分は 2 つの把持が並行に移動して対象物を挟み込む構造である。一般に感圧機能は有していない。ホットセル内での作業では、放射性物質収納容器の開閉、放射性物質の取り出し、分析装置の取り扱いなど対象物を扱う際に「触覚」が使えることが作業効率向上やリスクの低減に役立つことが多いが、もっぱら鉛ガラスを通した「視覚」のみに頼っている。もし、「触覚」が活用できれば、現在の作業マニュアルも改定され、リスクが低減できる。ここでは耐放射線 FBG センサを活用することで、従来の MSM に感圧機能を付与した。具体的には、試作した荷重ひずみ測定装置を基盤として、特製の爪を製作し、これを MSM 把持部分に実装して、各種の形状と重量のサンプルの取り扱い試験を実施した。図 1 に実施の様子を示す MSM 把持機構の左右の爪にはそれぞれロバーバル型の感応機構を設けてあり、鉛ブロックを保持し 90 度回転させることで左右の爪への荷重の不均等から重量を求める。また、保持力をかけすぎると変形するものや壊れやすいもの等の取扱いに役立つ。ここでは最大 3ｋｇの鉛ブロックの持上げと回転に成功した。

図 1　保持力感応 MSM によるデモ実験

3. 結論

MSM に保持力感応機能の付与を行った。光ファイバと MSM の取り回しや感応機構の高度化に取り組む。

参考文献

[1] A. Nishimura, et al., LSSE4-03(Invited), OPIC-LSSE2024 [2] https://www.j-tech66.co.jp/,

*Akihiko Nishimura[1,2], Tsugio Ide[3], Nobuyuki Ishihara[3] and Kenyu Urata[4]
[1]JAEA, [2]Fukui Univ.,[3]deltafiber.jp, [4]J-tech

企画セッション | 部会・連絡会セッション：ヒューマン・マシン・システム研究部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 D会場(Zoomルーム4)

[3D_PL] 原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

座長:高橋 信(東北大)

[3D_PL01]
原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

*八木 絵香[1] (1. 阪大)

[3D_PL02]
管理職からみた女性運転員を取り巻く環境

*大橋 智樹[1] (1. 宮城学院女子大)

©日本原子力学会

3D_PL01-02 は同予稿

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

Challenges and Solutions Regarding Female Operators at Nuclear Power Plants

*八木 絵香[1]，*大橋 智樹[2]，高橋 信[3]
[1]大阪大学，[2]宮城学院女子大学，[3]東北大学

1. はじめに

一般社団法人原子力安全推進協会（JANSI）では、福島第一原子力発電所事故以降、運転責任者および中堅クラス運転員の意見交換会を継続して開催している。この意見交換会は、福島第一原子力発電所の事故対応の経験を共有すると同時に、日常的にはコミュニケーションをとる機会がない運転員同士が、具体的な課題を共有すると同時に、知識の習得やモティベーション向上に寄与する機能を担っている。

一方で、原子力発電所に勤務する女性運転員・技術系女性社員（以下、技術系女性社員[i]）については、その人数はある程度は増えてきているものの、男性社員と比較すると圧倒的に数が少ない。また上記のようなコミュニケーションの機会もないことから、組織を超えたネットワークを作りづらい状況にある。以上の背景から JANSI では、2022 年度から 3 回にわたり、技術系女性社員のネットワーク構築を目的とした意見交換会を実施してきた。登壇者である八木と大橋は、上記の運転員および技術系女性社員の意見交換会の企画・運営に携わってきた。本セッションではそれらの意見交換で得られた知見の共有し、技術系女性社員含めた原子力発電所の職場環境の改善について議論を行う。

2. 原子力発電所女性運転員意見交換会の概要

2-1. 実施までの経緯

意見交換会の実施に先立ち、JANSI 関係者および登壇者ら、加えて女性運転員の社内コミュニケーションの先進事例がある泊原子力発電所の女性運転員と共に、浜岡原子力発電所を訪問し、インタビュー調査を実施した。インタビュー調査は JANSI 社員および大橋が女性運転員の上司 3 名を、八木が浜岡発電所女性運転員 4 名を担当した。そこではさまざまな課題が浮き彫りとなった。それと同時に、女性運転員の中には、大変さはある中でも、運転員を志したい、現場の最前線にいたいという気持ちが強いケースも認められた。

以上のような状況から、全国大で女性運転員同士が率直に悩みを共有し、また組織を超えた対処策の事例を共有することは重要ではないかとの考えから、意見交換会の本格実施に至った。

2-2. 意見交換会の実施概要

これまでに合計 3 回（初回はトライアル）の意見交換会を実施している。2022 年度は東京での半日開催、2023 年度からは意見交換会と発電所見学という 2 日間のスケジュールで実施している。

2022 年度～2023 年度の実施概要

年度	実施日	開催場所	見学	参加者
2022 年度	2023 年 2 月 20 日	JANSI 会議室*	―	30 名*
2023 年度	2024 年 3 月 14～15 日	いわき産業創造館	福島第一原子力発電所	25 名
2024 年度	2024 年 12 月 17～18 日	東北電力本店	女川原子力発電所	34 名

*うちオンライン参加者 3 名

3. 共有された知見

3-1. 設備をめぐる課題

設備をめぐる課題には、女性トイレの不足、管理区域への入退出方法の不便さ、女性用仮眠室の未配備などさまざまなものがある。これらに対する反応は「とても配慮されている」「困りごとがあるとすぐに対応し

[i] 企画当初は、女性運転員を対象として実施することを構想していたが、実際には各発電所に現役で勤務する女性運転員の数は極めて少なく、運転経験者を含む技術系女性社員を対象に実施している。

ていただける」「差別は感じない」という感謝の声があがる一方で、組織への強い不満をもつ技術系女性社員もおり、組織（発電所）による違いが大きいことが浮き彫りになった課題であった。

2-2. 握力や腕力、体力をめぐる悩み

また、握力や腕力、体力をめぐる悩みも数多く共有されている。「握力・腕力が足りずに、バルブの開閉に難がある」「高い位置に手が届かない」などはその代表例である。それと同時に、これらの課題についてはさまざまな工夫を凝らして対処しているケースもあり、それらのアイディアが意見交換会で共有された。握力や腕力についての課題は、他社事例を参照して変更可能な余地がある部分も少なくなく、「先輩への感謝と、後輩たちのためにも、変えることが可能なところから変えられるように働きかけていきたい」などの意見も出されており、本意見交換会のようなネットワークが功を奏しやすいテーマであると言える。

2-3. 生理痛・妊娠・出産をめぐる悩み

生理痛をめぐる課題については、不快感や身体の辛さについて個人差が大きい問題であり、一般論では語りにくいという留保が共通してなされている。しかしそれと同時に、2-1.設備の課題と同様に、上司に（組織に）非常に配慮してもらっていると感じる人から、「体調不良を叱責された経験から、無理して頑張るようにしている」「生理痛と言えるような雰囲気ではない」と、強く辛さを感じる人までさまざまである。

妊娠・出産については、その事例がないわけではないものの、技術職員の現場では少なく、特に当直員のロールモデルが少ないことから、若手社員の中からは不安の声があがる。責任感をもって仕事をしようとすればそれだけ、会社のイベント（再稼働）と、自分のライフイベント（妊娠・出産）のタイミングの兼ね合いが気になり、心理的負担となっているなどの声もあがっている。ただそれと同時に、妊娠・出産は女性の問題ではあるものの、その後の育児については、男性の育休取得者も増えていることから、女性だけの問題ではないという指摘も各回共通で行われている状況である。

2-4. キャリアビジョンをめぐる悩み

そして 3 回の意見交換会を通じて、もっとも切実な問いかけは「会社は、上司は、私たち技術系女性社員のキャリアをどのように考えているのか？」という今後仕事をしていく上でのヴィジョンに直結するものであった。特に運転員については「SA 対応要員になれない」という制限があることから、結果として当直長への道は閉ざされており、いくら運転の現場で研鑽を積んでも、その先のキャリアが全く描けないという強い不満の声が、各回において提起されている。

それと同時に、「SA 対応要員になることができないにもかかわらず、訓練に参加することの意味はあるのか（他の人が訓練経験を積んだ方が良いのではないか)」という疑問の声や、「こんなに教育にもお金をかけてもらって結局、当直に残らない（残れない)」ことに対する引け目のような気持ち、「当直に入りたくて入社したのに、当直長になれないということを受け入れつつ、モティベーションを維持するのは難しい」などの意見も寄せられている。また、すでに再稼働したプラントでは既に女性が三交替から外されているという現状も共有され、この問題の根深さが浮き彫りになっている。この問題は、体力や生理痛、妊娠・出産などのように技術系女性社員の抱える悩みや課題としてすぐに想起されにくい。法令規則の課題もあり、すぐに解決可能なものではないが、具体的な改善の道筋にむけた検討が最も重要なテーマであるとも言える。

3. 終わりにかえて

さまざまな課題を述べてきたが、毎回の意見交換会において最終的には「これらは技術系女性社員だけの課題なのか？」と、技術系女性社員が自ら問い直す姿が確認されている。また、男女問わず運転員としてのキャリア形成に迷いがある人もいる。意見交換会の企画も、女性のキャリア形成についての議論と同時に、若手が男女関係なくキャリアについて考え、今後の原子力発電所での働き方をフラットに話し合う機会を作ることが重要ではないかという意見も出されており、新しい展開を考えている状況である。

当日はこれらの課題と展望について、フロアとのディスカッションを行う予定である。

*Ekou YAGI[1], *Tomoki OHASHI[2] and Makoto TAKAHASHI[3]

[1]Osaka Univ., [2]Miyagi Gakuin Women's Univ., [3]Tohoku Univ.

3D_PL01-02 は同予稿

2025年春の年会

ヒューマン・マシン・システム研究部会セッション

原子力発電所女性運転員をめぐる課題と対応

Challenges and Solutions Regarding Female Operators at Nuclear Power Plants

*八木 絵香[1]，*大橋 智樹[2]，高橋 信[3]

[1]大阪大学，[2]宮城学院女子大学，[3]東北大学

1. はじめに

一般社団法人原子力安全推進協会（JANSI）では、福島第一原子力発電所事故以降、運転責任者および中堅クラス運転員の意見交換会を継続して開催している。この意見交換会は、福島第一原子力発電所の事故対応の経験を共有すると同時に、日常的にはコミュニケーションをとる機会がない運転員同士が、具体的な課題を共有すると同時に、知識の習得やモティベーション向上に寄与する機能を担っている。

一方で、原子力発電所に勤務する女性運転員・技術系女性社員（以下、技術系女性社員[i]）については、その人数はある程度は増えてきているものの、男性社員と比較すると圧倒的に数が少ない。また上記のようなコミュニケーションの機会もないことから、組織を超えたネットワークを作りづらい状況にある。以上の背景から JANSI では、2022 年度から 3 回にわたり、技術系女性社員のネットワーク構築を目的とした意見交換会を実施してきた。登壇者である八木と大橋は、上記の運転員および技術系女性社員の意見交換会の企画・運営に携わってきた。本セッションではそれらの意見交換で得られた知見の共有し、技術系女性社員含めた原子力発電所の職場環境の改善について議論を行う。

2. 原子力発電所女性運転員意見交換会の概要

2-1. 実施までの経緯

意見交換会の実施に先立ち、JANSI 関係者および登壇者ら、加えて女性運転員の社内コミュニケーションの先進事例がある泊原子力発電所の女性運転員と共に、浜岡原子力発電所を訪問し、インタビュー調査を実施した。インタビュー調査は JANSI 社員および大橋が女性運転員の上司 3 名を、八木が浜岡発電所女性運転員 4 名を担当した。そこではさまざまな課題が浮き彫りとなった。それと同時に、女性運転員の中には、大変さはある中でも、運転員を志したい、現場の最前線にいたいという気持ちが強いケースも認められた。

以上のような状況から、全国大で女性運転員同士が率直に悩みを共有し、また組織を超えた対処策の事例を共有することは重要ではないかとの考えから、意見交換会の本格実施に至った。

2-2. 意見交換会の実施概要

これまでに合計 3 回（初回はトライアル）の意見交換会を実施している。2022 年度は東京での半日開催、2023 年度からは意見交換会と発電所見学という 2 日間のスケジュールで実施している。

2022 年度～2023 年度の実施概要

年度	実施日	開催場所	見学	参加者
2022 年度	2023 年 2 月 20 日	JANSI 会議室*	―	30 名*
2023 年度	2024 年 3 月 14～15 日	いわき産業創造館	福島第一原子力発電所	25 名
2024 年度	2024 年 12 月 17～18 日	東北電力本店	女川原子力発電所	34 名

*うちオンライン参加者 3 名

3. 共有された知見

3-1. 設備をめぐる課題

設備をめぐる課題には、女性トイレの不足、管理区域への入退出方法の不便さ、女性用仮眠室の未配備などさまざまなものがある。これらに対する反応は「とても配慮されている」「困りごとがあるとすぐに対応し

[i] 企画当初は、女性運転員を対象として実施することを構想していたが、実際には各発電所に現役で勤務する女性運転員の数は極めて少なく、運転経験者を含む技術系女性社員を対象に実施している。

ていただける」「差別は感じない」という感謝の声があがる一方で、組織への強い不満をもつ技術系女性社員もおり、組織（発電所）による違いが大きいことが浮き彫りになった課題であった。

2-2. 握力や腕力、体力をめぐる悩み

また、握力や腕力、体力をめぐる悩みも数多く共有されている。「握力・腕力が足りずに、バルブの開閉に難がある」「高い位置に手が届かない」などはその代表例である。それと同時に、これらの課題についてはさまざまな工夫を凝らして対処しているケースもあり、それらのアイディアが意見交換会で共有された。握力や腕力についての課題は、他社事例を参照して変更可能な余地がある部分も少なくなく、「先輩への感謝と、後輩たちのためにも、変えることが可能なところから変えられるように働きかけていきたい」などの意見も出されており、本意見交換会のようなネットワークが功を奏しやすいテーマであると言える。

2-3. 生理痛・妊娠・出産をめぐる悩み

生理痛をめぐる課題については、不快感や身体の辛さについて個人差が大きい問題であり、一般論では語りにくいという留保が共通してなされている。しかしそれと同時に、2-1.設備の課題と同様に、上司に（組織に）非常に配慮してもらっていると感じる人から、「体調不良を叱責された経験から、無理して頑張るようにしている」「生理痛と言えるような雰囲気ではない」と、強く辛さを感じる人までさまざまである。

妊娠・出産については、その事例がないわけではないものの、技術職員の現場では少なく、特に当直員のロールモデルが少ないことから、若手社員の中からは不安の声があがる。責任感をもって仕事をしようとすればそれだけ、会社のイベント（再稼働）と、自分のライフイベント（妊娠・出産）のタイミングの兼ね合いが気になり、心理的負担となっているなどの声もあがっている。ただそれと同時に、妊娠・出産は女性の問題ではあるものの、その後の育児については、男性の育休取得者も増えていることから、女性だけの問題ではないという指摘も各回共通で行われている状況である。

2-4. キャリアビジョンをめぐる悩み

そして 3 回の意見交換会を通じて、もっとも切実な問いかけは「会社は、上司は、私たち技術系女性社員のキャリアをどのように考えているのか？」という今後仕事をしていく上でのヴィジョンに直結するものであった。特に運転員については「SA 対応要員になれない」という制限があることから、結果として当直長への道は閉ざされており、いくら運転の現場で研鑽を積んでも、その先のキャリアが全く描けないという強い不満の声が、各回において提起されている。

それと同時に、「SA 対応要員になることができないにもかかわらず、訓練に参加することの意味はあるのか（他の人が訓練経験を積んだ方が良いのではないか)」という疑問の声や、「こんなに教育にもお金をかけてもらって結局、当直に残らない（残れない)」ことに対する引け目のような気持ち、「当直に入りたくて入社したのに、当直長になれないということを受け入れつつ、モティベーションを維持するのは難しい」などの意見も寄せられている。また、すでに再稼働したプラントでは既に女性が三交替から外されているという現状も共有され、この問題の根深さが浮き彫りになっている。この問題は、体力や生理痛、妊娠・出産などのように技術系女性社員の抱える悩みや課題としてすぐに想起されにくい。法令規則の課題もあり、すぐに解決可能なものではないが、具体的な改善の道筋にむけた検討が最も重要なテーマであるとも言える。

3. 終わりにかえて

さまざまな課題を述べてきたが、毎回の意見交換会において最終的には「これらは技術系女性社員だけの課題なのか？」と、技術系女性社員が自ら問い直す姿が確認されている。また、男女問わず運転員としてのキャリア形成に迷いがある人もいる。意見交換会の企画も、女性のキャリア形成についての議論と同時に、若手が男女関係なくキャリアについて考え、今後の原子力発電所での働き方をフラットに話し合う機会を作ることが重要ではないかという意見も出されており、新しい展開を考えている状況である。

当日はこれらの課題と展望について、フロアとのディスカッションを行う予定である。

*Ekou YAGI[1], *Tomoki OHASHI[2] and Makoto TAKAHASHI[3]

[1]Osaka Univ., [2]Miyagi Gakuin Women's Univ., [3]Tohoku Univ.

一般セッション | III. 核分裂工学：304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

2025年3月14日(金) 9:55 ~ 11:55 E会場(Zoomルーム5)

[3E01-07] 二相流

座長:上遠野 健一(日立)

9:55 ~ 10:10

[3E01]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(5) 2024年度の主要成果の概要

*大川 富雄[1] (1. 電通大)

10:10 ~ 10:25

[3E02]

Development of Mechanistic Prediction Method of DNB Heat Flux Based on Two-Phase Flow CFD

(6) Experiment of subcooled flow boiling

*Yue Wang[1], Yudai Tsutsui[1], Tomio Okawa[1] (1. UEC)

10:25 ~ 10:40

[3E03]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(7) 高圧プール沸騰試験

*福留 将太[1]、梅原 裕太郎[1]、森 昌司[1] (1. 九大)

10:40 ~ 10:55

[3E04]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(8) 強制対流沸騰下における大気泡形成予測解析

*小野 綾子[1]、大川 富雄[2] (1. JAEA、2. 電通大)

10:55 ~ 11:10

[3E05]

二相流CFDに基づく機構論的DNB予測手法の開発

(9) 二相流CFDによるサブクール流動沸騰時のボイド率分布解析

*小瀬 裕男[1]、大川 富雄[2] (1. 大和システムエンジニア、2. 電気通信大学)

11:10 ~ 11:25

[3E06]

Evaluation of steam-water annular flow characteristics under BWR operating conditions based on experiments with simulant fluids

*Huacheng Zhang[1], Yutaro Umehara[1], Shoji Mori[1], Naoki Horiguchi[2], Hiroyuki Yoshida[2] (1. Kyushu Univ., 2. JAEA)

11:25 ~ 11:40

[3E07]

流下液膜内核沸騰に起因する液滴飛散開始条件に関する実験的検討

*名手 海人[1]、ラカ フィルマン[1]、成島 勇気[2]、大川 富雄[1]、上遠野 健一[2] (1. 電通大、2. 日立)

11:40 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

二相流 CFD に基づく機構論的 DNB 予測手法の開発
（5）2024 年度の主要成果の概要

Development of Mechanistic Prediction Method of DNB Heat Flux Based on Two-Phase Flow CFD
(5) Overview of the progress in 2024

*大川 富雄[1]
[1]電気通信大学

強制対流沸騰中における大気泡形成を二相流 CFD で予測可能とすることで、次世代 PWR 設計の高度化に資する機構論的かつ保守的な DNB 予測手法の開発を目指している。本プロジェクトの概要を述べる。

キーワード：次世代 PWR，DNB，大気泡形成，二相流 CFD，機構論的予測，保守的予測，標準的手法

1. 緒言

既存技術をベースに格段の安全性向上を達成する次世代 PWR は、カーボンニュートラルの早期実現に必要不可欠のエネルギーシステムである。本プロジェクトでは、次世代 PWR の設計の高度化に資するため、燃料支持格子を含む複雑形状流路や地震時の揺動環境下でも予測精度の低下を生じない、機構論的かつ保守的な DNB 予測手法を開発している。以下に、DNB 予測手法と現在までの実施状況の概要を述べる。

2. DNB 予測手法と開発状況の概要

DNB による燃料棒温度の急上昇は、小気泡の合体により加熱壁近くに大気泡が形成された後、大気泡と加熱壁の間に形成される薄液膜が消失することにより引き起こされる。したがって、大気泡形成を機構論的に予測できれば、これは DNB の機構論的かつ保守的な予測となる。Okawa は、気液二相流中における気泡流からスラグ流への流動様式遷移条件からの類推により、強制対流沸騰では加熱壁近傍の局所ボイド率が 0.3 程度で大気泡が形成されると仮定すると、大気泡形成に起因して生じるボイド率の急増開始（OSV）条件をよく予測できることを示した[1]。このため、大気泡形成に至るプロセスをより深く理解するため、電通大で流動沸騰実験、九州大でプール沸騰実験を実施し、主に質量流束と圧力の影響解明を目指している。JAEA では、前述の実験結果を参照しつつ気泡追跡型の数値計算を行っており、大気泡形成条件の高度化に繋げる計画である。大気泡形成では、加熱壁近くの局所ボイド率が重要となるが、気液二相流中の多次元ボイド率分布の予測は、近年の発展が目覚ましい二相流 CFD が最も得意とするところである。このため、YSE において多次元二流体モデルに基づく沸騰流の数値計算を実施し、ボイド率予測精度の検証と高度化を実施している。

3. 結論

本プロジェクトでは、信頼に足る大気泡形成モデルを組み込んだ多次元二流体モデルに基づく二相流 CFD コードにより、機構論的かつ保守的な DNB 予測の実現を目指している。本手法では、複雑形状流路や揺動条件等でも特段の変更を必要としないため、標準的な DNB 評価手法となることが期待できる。

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0223812739 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] T. Okawa, On the mechanism of onset of significant void in subcooled flow boiling, *Int. J. Heat Mass Transf.* 181, 121835, 2021.

---

*Tomio Okawa[1]
[1]The University of Electro-Communications

Development of Mechanistic Prediction Method of DNB Heat Flux Based on Two-Phase Flow CFD
(6) Experiment of subcooled flow boiling

*Yue Wang[1], Yudai Tsutsui[1] and Tomio Okawa[1]
[1]The University of Electro-Communications

This research aims to study the mechanism and condition for the large bubble formation using copper as a metal heat transfer surface and compare it with the experimental results using ITO (Indium Tin Oxide) as the heat transfer surface. Based on previous studies, the mechanism of ITO surface has been determined and can provide certain thermal conductivity. Through bubble visualization and void fraction measurement experiments, the similarity and difference in the large bubble formation mechanism under the subcooled flow boiling experiments between copper and ITO heat transfer surfaces are verified.

Keywords: subcooled flow boiling, visualization, void fraction measurement

1. Introduction

For bubble visualization experiment, use a high-speed camera to record the bubble generation, growth and detachment process in real time. Under different heat flux and mass flux conditions, observe the behavior of bubbles on the copper and ITO surfaces, and record characteristics such as bubble generation frequency and detachment mechanism. Analyze the differences in the mechanism of large bubble generation on the copper and ITO surfaces under the same conditions. When subcooled water reaches a critical heat flux on the heated surface, it will locally overheat, inducing the formation of vapor bubbles. This is the initial driving force for the formation of large bubbles. When small bubbles are generated and grow to a certain size, adjacent bubbles may merge to form larger bubbles because of interfacial tension. After large bubbles are generated, they will move upward due to buoyancy and leave the heated surface, while the heated surface may continue to generate new bubbles, thus forming a cyclic cycle.

In the void fraction measurement experiment, the change of void fraction at different positions are measured by the void probe, and the relationship between bubble volume distribution, bubble rising speed with void fraction is analyzed, especially the influence of void fraction of large bubbles on flow stability and heat transfer efficiency. The influence of bubble void fraction distribution under two surfaces on flow stability and heat transfer performance is compared.

2. Conclusion

The mechanism of large bubble formation in subcooled flow boiling experiments with copper and ITO as heat transfer surfaces is similar in macroscopic terms, both of which bubble nucleation, growth, merging and detachment through local overheating. However, due to differences in thermal conductivity, surface wettability, microstructure and chemical stability of materials, the specific bubble generation dynamics and influencing factors will be different.

Acknowledgment: This work was supported by MEXT Innovative Nuclear Research and Development Program Grant Number JPMXD0223812739.

References

[1] T. Okawa, On the mechanism of onset of significant void in subcooled flow boiling, Int. J. Heat Mass Transf. 181, 121835, 2021.
[2] T.B. Nguyen, T. Okawa. Experimental validation of the mechanism and condition for the onset of significant void in subcooled flow boiling, Int. J. Heat Mass Transf. 291, 124881, 2024.

二相流 CFD に基づく機構論的 DNB 予測手法の開発
(7) 高圧プール沸騰試験

Development of mechanistic prediction method of DNB heat flux based on two-phase flow CFD

(7) Pool boiling experiments under high pressure conditions

*福留 将太[1]，梅原 裕太郎[1]，森 昌司[1]

[1]九州大学

機構論的 DNB 予測手法確立を目的とした高圧プール沸騰現象下における伝熱流動現象（特に，大気泡形成機構）の観察を実施する．本講演では，開発した高圧プール沸騰試験装置で実施した実験結果について報告する．

キーワード：核沸騰遷移（DNB），高圧プール沸騰，液膜厚さ

1. 緒言

PWR 炉心の熱水力設計において，燃料棒表面の破損や溶融を生じさせる DNB を予測することは極めて重要な課題である．熊田・坂下は原村・甲藤のマクロ液膜乾燥モデルに基づき CHF データと良好に一致する液膜厚さの半経験的な関係式を導出した[1]．しかし，実機条件に近い高圧かつ垂直伝熱面において，一次気泡が合体して生じる大気泡（二次気泡）の離脱頻度，二次気泡の底部に形成される液膜の厚さ等を観察した例は，少ない[2]．本研究では，DNB のトリガーとなりうる大気泡形成機構と大気泡下部の液膜厚さの把握を目的とし，伝熱面裏側からの沸騰様相の観察とレーザ同軸変位計による液膜厚さ測定を行った．

2. 実験概要

図 1 に使用した高圧プール沸騰試験装置を示す．伝熱面は，石英ガラス（40×40×15t mm）表面に ITO 膜および電極を成膜したものを用意し，垂直に設置した．大気圧下の沸騰時の伝熱面上の気泡を裏側からハイスピードカメラで観察した様子を図 2 に示す．この映像から，一次気泡から大気泡が形成されるための条件を定性的に検討した．また，伝熱面裏側からレーザ同軸変位計による大気泡形成時の液膜厚さの直接測定を行い，既存の液膜厚さモデルとの比較を行った．

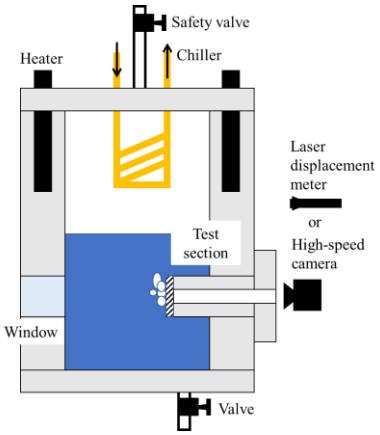


図 1　実験装置

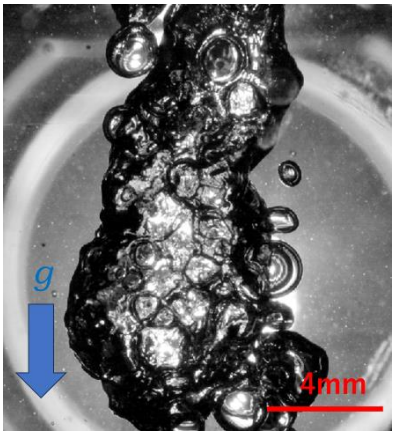


図 2　伝熱面裏側からの大気泡の様子（1.0MW/m²）

謝辞 本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0223812739 の助成を受けたものです．

参考文献

[1] T. Kumada, H. Sakashita, Int. J. Heat Mass Transfer 38(1995) 979–987.

[2] L. Gangtao, I. Mudawar, International Journal of Heat and Mass Transfer 117 (2018): 1368-1383.

---

*Shota Fukudome[1], Yutaro Umehara[1] and Shoji Mori[1]

[1]Kyushu Univ.

二相流 CFD に基づく機構論的 DNB 予測手法の開発
（8）強制対流沸騰下における大気泡形成予測解析

Development of Mechanistic Prediction Method of DNB Heat Flux Based on Two-Phase Flow CFD
(8) Numerical Analysis of Vapor Mass Formation Under Forced Convective Boiling

*小野　綾子[1]，大川　富雄[2]
[1]JAEA，[2]電通大

DNB の保守的な予測となる大気泡形成条件を予測するために、伝熱面から発生する一次気泡とそれらの接合による大気泡形成について簡易的な数値解析を実施した。

キーワード：沸騰、気泡、モデリング、大気泡形成、DNB、強制対流沸騰

1. 緒言

伝熱面上に形成される大気泡が DNB を引き起こす主要因の一つと考え、二相流 CFD と機構論的物理モデルを組み合わせ、その大気泡形成を予測する手法を検討している。本研究では、伝熱面から発生する一次気泡とそれらの接合をモデル化することで大気泡形成のプロセスを再現し、大気泡形成の予測を試みた。

2. 大気泡形成のための解析モデルの構築

核発泡点から一次気泡が発生し、成長したのち、気泡同士が多段階に接合することにより大気泡が形成するプロセスを解析する。核発泡点は積算核発泡点密度を与える Gaertner[1]の式を用い、ポアソン分布に従い伝熱面上に分布させる。waiting time には Han ら[2]の式を用い、サブクール度の効果を考慮する。気泡の形状は切り欠き球を仮定し、成長は三相界線からの蒸発と気泡表面の凝縮により決まることとした。垂直伝熱面の垂直方向の力として、蒸気吹き出しによる運動量増加、周囲流れによる揚力、慣性力、抗力、表面張力のバランスで決まり、気泡の径と重心位置が等しくなると離脱すると仮定する。離脱した気泡は、垂直面に対する力学を考慮し[3]下流方向に流れると仮定する。気泡同士の接合において、運動量および体積が保存されること、大きな気泡に小さな気泡が取り込まれることを仮定する。Nygun ら[4]の実験を対象とした試解析を行った。伝熱面は、10 mm×100 mm の垂直面である。ΔT_{sub} = 30 K, q = 1.25 MW/m^2 の解析結果におけるスナップショットを示す。伝熱面上端近傍で伝熱面横幅と同等の大気泡が形成され、大気泡形成までの過程を再現できる目途を得た。

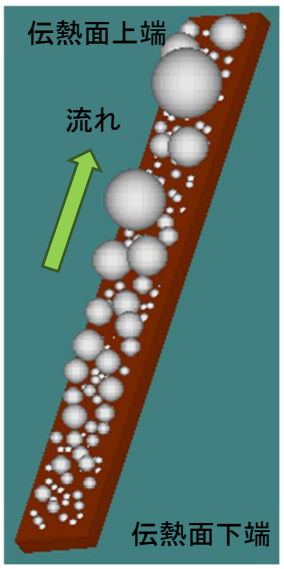


図　伝熱面上における気泡接合様相

3. 結論

大気泡形成のプロセスについてモデル化を行った。実験を対象とした試解析を実施し、大気泡形成を確認した。今後は、実験値を用いた妥当性確認を行う。謝辞：本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0223812739 の助成を受けたものです。本研究成果は、日本原子力研究開発機構のスーパーコンピュータ「HPE SGI8600」を利用して得られたものです。

参考文献

[1] Gaertner, R. F., *Chem. Eng Prog. Symp. Ser.*, Vol.30, No.56, (1960), p.39. [2] Han, C.Y. and Griffith, P., *Int. J. Heat Mass Transf.* Vol.8, (1965), p.887. [3]Situ, R. et al., *Int.J.Heat Mass Transf.*,48,(2005),p.5536. [4] Nguyen et al., *Int. J. Heat Mass Transf.*, 291, (2024).

---

*Ayako Ono[1] and Tomio Okawa[2]
[1]JAEA, [2]UEC

二相流 CFD に基づく機構論的 DNB 予測手法の開発
（9）二相流 CFD によるサブクール流動沸騰時のボイド率分布解析

Development of Mechanistic Prediction Method of DNB Heat Flux Based on Two-Phase Flow CFD
(9) Numerical Analysis of Void Fraction Distribution During Subcooled Flow Boiling Using Two-Phase Flow CFD

*小瀬 裕男[1]，大川 富雄[2]
[1]大和システムエンジニア，[2]電気通信大学

機構論的かつ標準的な DNB 予測の実現を目的とする本プロジェクトの一環として実施した、多次元二流体モデルに基づく二相流 CFD によるサブクール流動沸騰時のボイド率分布解析について報告する。

キーワード：二相流 CFD，DNB，ボイド率，数値解析，流動沸騰

1. 緒言

本プロジェクトでは、JAEA が開発しプログラムが公開されている三次元二流体モデル解析コード ACE-3D[1]に対して、(1) 壁面熱流束分配モデルを高度化し、(2) 実機で想定される複雑条件におけるボイド率分布解析を実施する。今年度は、ACE-3D によるサブクール流動沸騰解析を実施して、ボイド率予測精度の検証と高度化を行っており、本報ではその途中結果について述べる。

2. サブクール流動沸騰時のボイド率分布解析

本解析では、Nguyen and Okawa[2]によるサブクール流動沸騰実験条件を適用した。解析体系は鉛直矩形流路を模擬した 3 次元体系とし、寸法は 10 (x)×14 (y)×230 (z) mm である．計算格子には x および y 方向は幅 1mm，z 方向は幅 2mm の直交格子を用いた。境界条件は実験と同様にサブクール水を下部側面より流入し、上部側面より流出する。また、加熱長 170mm の片側加熱条件である。解析条件は入口圧力 P=110kPa、入口質量流束 G=307kg/m^{2}s、壁面熱流束 q_w=1500kW/m^2 とし、入口サブクール度ΔT_{sub} をパラメータとして、ΔT_{sub}=22.4K、32.8K および 42.4K の 3 ケースを実施した。解析結果の一例として、図 1 に実験結果と比較した、x 方向の局所ボイド率分布（z=160mm）を示す。ここで，x 軸は加熱面からの距離である。サブクール度に応じたボイド率分布の傾向は実験結果と定性的に一致している。ただし、現状では本解析によるボイド率はΔT_{sub}=42.4K を除いて、過大評価しているため、さらなる高度化を実施中である。

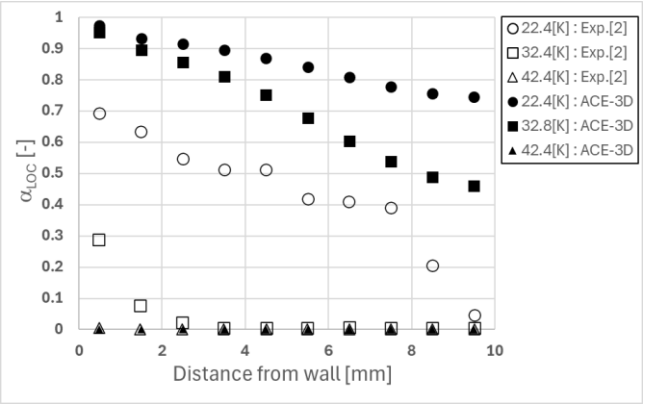


図 1　x 方向ボイド率分布（z=160mm）

3. 結論

ACE-3D によるサブクール流動沸騰時のボイド率分布解析を実施した。今後はボイド率の予測精度を向上させるための高度化を実施して、機構論的かつ標準的な DNB 予測の実現を目指す考えである。

謝辞　本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0223812739 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 大貫 他, JAERI-Data/Code 96-033 (1996).
[2] T.-B. Nguyen, T. Okawa, Int. J. Heat Mass Transf. 219, 124881, 2024.

* Yasuo Ose[1] and Tomio Okawa[2]
[1]Yamato System Engineer, [2]The University of Electro-Communications

Evaluation of steam-water annular flow characteristics under BWR operating conditions based on experiments with simulant fluids

*Huacheng Zhang[1], Yutaro Umehara[1], Shoji Mori[1], Naoki Horiguchi[2], and Hiroyuki Yoshida[2]

[1] Kyushu Univ., [2] Japan Atomic Energy Agency.

Abstract

This study overcomes the limitation of studying liquid film behavior of steam-water annular flow under operating conditions of BWRs characterized by high temperature and high pressure (285°C and 7 MPa), by developing a novel HFC134a–ethanol annular flow system. This system operates at lower temperature and pressure (40°C and 0.7 MPa) while simulating the steam–water annular flow under BWR conditions.

Keywords: Two-phase flow, Annular flow, Liquid film, Boiling water reactor, Disturbance wave

1. Introduction

In this study, HFC134a–ethanol upward annular flow experiments in a 5.0 mm ID tube are conducted to simulate the steam–water annular flow in BWRs. The liquid film thickness is measured by using the CECM technique and the flow pattern is observed using a high–speed camera. The flow characteristics including base, average, and maximum film thickness and height, velocity, and frequency of disturbance waves, together with the interfacial shear stress were obtained.

2. Experimental apparatus and procedure

To obtain the liquid film time trace, the conductance probe method is used to measure the time-varying liquid film thickness [1]. Two sets of sensors with an accuracy of ± 5% are installed in the test section for the film thickness measurement. From the obtained film thickness time trace, the frequency of film thickness is calculated. We define the film thickness with the highest frequency as the base film thickness denoted by t_{Fbase} and the film thickness with the 99% cumulative frequency as the maximum film thickness denoted by t_{Fmax}. Then, the disturbance wave height, H, is defined as the difference between the base and maximum film thicknesses. The average film thickness, t_{Fave}, is the arithmetic mean value of film thickness.

3. Results and discussion

Fig. 1 (a) and (b) shows the comparison between measured t_{Fbase}, t_{Fave}, and t_{Fmax}, and H of HFC134a–95% Ethanol and other systems respectively. It is confirmed for the first time that, t_{Fbase}, t_{Fave}, t_{Fmax}, and H can be converged by the gas Weber number $We_G = \rho_G j_G^2 D/\sigma$, for the HFC134a–95% Ethanol which simulates the steam–water annular flow under BWR operating condition. The probable reason is that the surface tension force tends to maintain the shape of the gas–liquid interface against the drag force acting on the disturbance wave and We_G converges the effect of surface tension force and drag force.

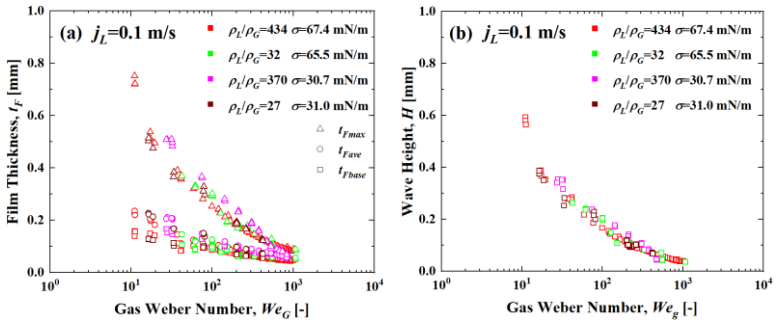


Fig. 1 Comparison of (a) t_{Fave} and (b) H against We_G under $j_L = 0.1$ m/s.

4. Conclusions

In the present study, the experiments of HFC134a–95% Ethanol annular flows with fluid properties that are close to the steam and water under the BWR operating condition are performed. The obtained film thickness is compared with the previous experimental investigation. For the first time, t is found that the base, average, maximum film thickness, and wave height of HFC134a–95% Ethanol system and other systems, collapse onto a single curve when plotted against the gas Weber number.

References

[1] T. Fukano, “Measurement of time varying thickness of liquid film flowing with high speed gas flow by a constant electric current method (CECM)”, Nucl. Eng. Des., Vol. 184, PP. 363–377, (1998).

流下液膜内核沸騰に起因する液滴飛散開始条件に関する実験的検討

Experiment for the Onset of Boiling Entrainment from a Falling Liquid Film

*名手 海人[1]，Raka Firman[1]，成島 勇気[2]，大川 富雄[1]，上遠野 健一[2]
[1]電気通信大学，[2]日立製作所

流下液膜を用いた加熱実験を行い，液膜からの液滴飛散現象を詳細に観察した．実験条件を変化させ，液滴飛散現象を液滴飛散メカニズムごとに分類し，液滴飛散開始条件を検討した結果を示す．

キーワード：沸騰飛散，液膜ドライアウト，限界熱流束，沸騰水型原子炉

1. 緒言

沸騰水型原子炉の燃料集合体内では蒸気クオリティの増加に応じて流動様式が液単相流から気泡流，スラグ流，チャーン流，環状流へと変化し，環状流領域においては燃料棒表面に液膜を形成する．液膜から液滴飛散及び蒸発で液膜が減少し，液膜が完全に消失することを液膜ドライアウトといい，これが燃料棒の伝熱面の焼損につながる．よって液膜ドライアウト点を正確に予測することは原子炉の安全設計上非常に重要であり，液滴飛散現象を解明する必要がある．(1) 本研究では加熱系での試験を行い，せん断力ではなく液膜内核沸騰による液滴飛散現象をメカニズムごとに観察し，飛散液滴径が大きく，液膜の流量に大きく影響するWave-type の液滴飛散開始条件の相関式を開発した．

2. 試験装置概要

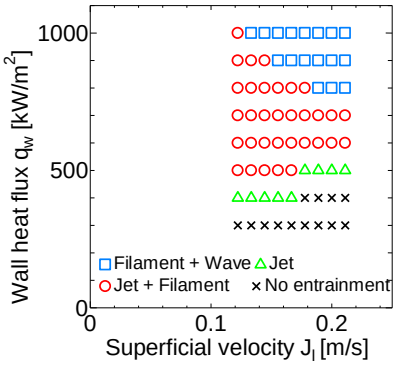
流路は長さ 400 mm であり，高さ 10 mm，幅 15 mm の矩形流路である．流路の入口から気相と液相を独立して流入させ，合流部で強制対流液膜を形成した．流路下流で液膜を加熱し，加熱には銅ブロックに内蔵したカートリッジヒータを用いた．伝熱面はオーバル形状で長さが 50 mm，幅が 11 mm である．試験は壁面熱流束 q_w を 300-1000 kW/m^2，液相流量 J_l を 0.11-0.21 m/s，気相流量 J_g を 1.11-4.44 m/s の範囲で行った．

3. 結果・考察

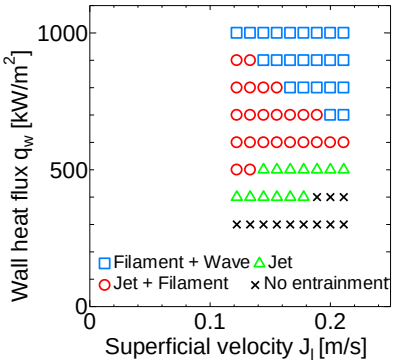
Figure 1 は壁面熱流束，気液相速度の試験条件を変化させたときの，液滴の飛散メカニズムを試験条件ごとにプロットした結果を示す．壁面熱流束を増加させると，液滴が飛散しない状態から Jet-type, Filament-type, Wave-type と変化していくことがわかる．これは壁面熱流束が増加することで蒸気泡サイズが大きくなり，Jet-type から Filament-type に遷移し，さらに蒸気泡の生成量も増えることで液膜界面での乱れが増長され，Filament-type から Wave-type に遷移することがわかる．また，Filament-type, Wave-type の境界については気液相速度が大きくなることで Wave-type に遷移することがわかる．これは気相速度が大きくなり，気相のせん断力が大きくなることによって液膜界面が乱され Wave が発生し，液相速度が大きくなることによって，もともとの液膜の乱れが増え，Wave が発生しやすくなるからである．Wave-type は飛散液滴径が大きく，液膜の流量に大きく影響するため，発生条件を求める．実験より核沸騰による蒸気泡生成量の影響を示す次の無次元数が Wave-type 発生に一番寄与すると考えた．

$$We_{nb} = \rho_l \delta \{ q_w / (h_{fg} \rho_g) \}^2 / \sigma$$

このときρ[kg/m^3] は液相，気相の密度，δ[m] は液膜厚さ，q_w [kW/m^2] は壁面熱流束，h_{fg} [kJ/kg]は蒸発潜熱，σ[N/m] は表面張力である．この We_{nb} が，液膜速度の増加に伴う液膜の乱れを表す液膜 Reynolds 数(Re_{film})と，気相のせん断力による影響を表す Weber 数(We_g)の相互関係によって相関式に表すことができると考えた．その関係を Figure 2 に示す．図中の黒線で示す相関式により，Wave-type の開始条件を評価できる．



(a) J_g = 1.11 m/s



(b) J_g = 4.44 m/s

Figure 1. Droplet entrainment mechanism map

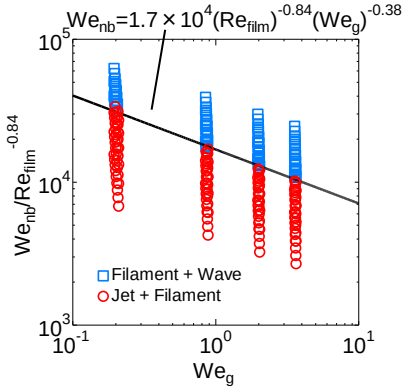


Figure 2. Correlation of the onset of Wave-type mechanism

参考文献

[1] Raka Firman B. P. et al., Int. J. Heat Mass Transf., Vol.220 (2024), 125006.

*Kaito Nade[1], Raka Firman[1], Yuki Narushima[2], Tomio Okawa[1] and Kenichi Katono[2]
[1]The University of Electro-Communications., [2]Hitachi, Ltd.

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 E会場(Zoomルーム5)

[3E_GM] 「熱流動部会」第65回全体会議

[3E_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：熱流動部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 E会場(Zoomルーム5)

[3E_PL] 熱流動と機械学習・人工知能

座長:伊藤 啓(京大)

[3E_PL01]
説明可能なAIによる実験・シミュレーション結果の視座
*古谷 正裕[1] (1. 早大)

[3E_PL02]
人的介入を伴うような現象へのAIモデルの適用と評価
*荒金 賢二[1] (1. NEL)

[3E_PL03]
安全設計・安全評価の不確かさ低減へのAI技術の活用
*宇井 淳[1] (1. 電中研)

[3E_PL04]
深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例
*三輪 修一郎[1] (1. 東大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能
Thermal-Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

（1）説明可能な AI による実験・シミュレーション結果の視座

(1) Perspectives on Experimental and Simulation Results with Explainable AI

*古谷 正裕[1]

[1]早稲田大学

1. はじめに

1956 年のダートマス会議において AI の言葉が用いられた（初出は前年の提案書）。AI ブームはその後、第 1 次、第 2 次、第 3 次と活発な研究の度に、実用上の課題が限界となり停滞した。しかしながら 2022 年 11 月 30 日に生成 AI として ChatGPT が公開されると、第 3 次 AI ブームは停滞することなく、第 4 次 AI ブームが到来した。今ではスマートフォンでも多数の生成 AI が利用できる。爆発的な拡がりを見せた理由は、自然言語で入力でき、実用的な出力を得られるためであろう。出力は文章の他に、音声や画像、動画も得られる。

2024 年秋の大会でも、AI を題材にした企画セッションが並行して開催され、どちらも聴講したいと悩んだ方も多いのではないかと拝察する。AI にはクラスタリングや回帰、解探索、類似候補生成などの機能を期待して様々な研究に応用されている。著者も超音波による探傷法や、敷設した光ファイバーの散乱信号を機械学習させた漏洩検知法など保全研究に AI を活用してきた。この企画セッションは AI の熱流動への応用を対象として述べる。

2. 熱流動における機械学習を困難にする課題

AI を熱流動に応用する研究例は余り多くないようにも見受けられる。著者はこの理由を特徴量と目的関数を実装しにくいためと考えている。流れは常に多次元であり、時間変化を伴う。実用的な流れを学習するためには、大規模データから特徴量を捉え学習させることが求められる。これに発熱や温度分布が加わると、さらに大規模なデータを扱うことになる。一方で、目的関数となると、抵抗係数の低減や熱伝達の向上などのスカラー値予測、又は流動様式の判定や熱伝達式の選定など分類学習では成功を収めている。一方で多くの工学課題では時空間が多次元となり、制約条件が課すなど、目的関数を導出することが困難である。

3. 熱流動則を組み込む理解しやすい機械学習

信号や画像が得られているのであれば、統一した入力に変換して深層学習するのが機械学習の事始となる。筆者も機械学習のハンズオン講習では、初回に画像や音声を深層学習させて、機械学習を身近に感じてもらうようにしている。ところが熱流動への応用となると前述の通り膨大な特徴量と複雑な目的関数の定義がハードルを高める。逆転の発想として、物理法則を組み込んだ機械学習(PiML: Physics-informed Machine Learning)の適用が考えられる。物理法則を制約条件と共にモデル化して、数値流体力学(CFD)計算結果を深層学習させる方法である。特徴量の重み付けにも熱流動則を用いれば理解しやすい。学習には時間が掛かるが、初期条件や寸法を変化させて熱流動現象を再現できることから、実写の代替としてアニメーションが製作されている。内点は精度良く表現できるが、壁面などの境界における熱流動の学習が難しいという課題がある。

4. 説明可能な機械学習による新しい観察眼

深層学習の課題は、得られるネットワークがブラックボックスとなり、解釈が難しいことである。汎化性が高い深層学習が可能になれば、説明可能な機械学習により新たな熱流動観察眼として利用することを提案する。例えば、SHAP(Shapley Additive Explanations)法では、各特徴がモデルの予測にどのように寄与しているかを定量的に示す手法である。ゲーム理論に基き、各特徴の重要性を評価できる。LIME(Local Interpretable Model-agnostic Explanation)法は、特定の入力を変更して予測不能となった場合に、その入力が予測に重要であること調べる方法である。その他に Grad CAM や Shater、ELI5 などの方法を事例と共に紹介し、議論する。

*Masahiro Furuya[1]

[1]Waseda Univ.

2025年春の年会

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能
Thermal Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

（2）人的介入を伴うような現象へのAIモデルの適用と評価

(2) Application and Evaluation of AI Models for Analyzing accident events Involving Human Intervention in Nuclear Power Plants

*荒金 賢二[1]
[1]原子力エンジニアリング

1. 緒言

運転員による操作タイミング等の変動に伴う事故進展への影響を AI により迅速に評価を行うことを目的として、安全解析コードの結果と AI 技術を連携させたデータ駆動型評価モデルの構築および解析評価を実施した。運転員による複雑な操作を有する事故事象に着目し、操作タイミング等の変動に伴う事故進展解析データに対して、CNN や Transformer といった、これまで時系列データ解析に用いられない機構を含む AI モデルの構築と評価を行った検討結果を報告する。また、産業界における実装や、実問題を対象とした研究事例・問題点等の議論を行う。

2. AI モデルによる解析および評価結果

原子力発電所における事故発生時には、事業者は国および周辺自治体に対し、事故進展状況の推定や予測を迅速に報告する必要がある。これまでにも漏洩口径等の静的なデータを推定する研究はなされてきているが、実際の事故時を想定すると、運転員の操作によりプラントパラメータは動的に大きく変化することが予想される。事故情報を基にした詳細なプラント挙動解析には時間を要することもあり、迅速に解析が可能な AI モデルの構築が必要と考えられる。これに対し運転員操作を伴う事故事象として SGTR (Steam Generator Tube Rupture) を対象とし、操作タイミングの変動が事故進展に与える影響のパラメータ推定のために AI モデルを構築し評価を行った。また、AI モデルは解析ケースの追加学習が容易であることなどを考慮した構造を採用し、モデルの性能や学習効率の検証をした。

3. 結論

AI を活用した事故解析により、事故時のプラント挙動を即座に予測することが可能となることを実験的に検証した。これにより、事故対策本部において、適切な事故収束活動の指針を提供することができると考えられる。本解析においては、電気事業者の「事故時操作所則」に準拠した SGTR 事象対応の操作手順を用いた。これは、原子炉設置（変更）許可申請時における安全解析の前提となるものであり、プラントの安全性確保に不可欠な条件となる。AI による別の運転操作に関しての評価結果を用いて操作の最適化を行うには、規制当局の安全審査で安全性が認められる必要がある。既存プラントへの適用には課題があるものの、安全審査の枠組みを考慮した適用可能性の検討や、新規プラントへの導入に向けた実装戦略の検討が求められる。

4. 備考

報告者を含めた関係者によるこれまでの調査検討の内容・研究成果を取りまとめたものであり、学会参加者や関連する方々から幅広くコメントを頂戴することを意図している。発表内容や意見は、報告者個人に属し、報告者が所属する組織の公式見解を示すものではない。

---

*Kenji Aragane[1]
[1]NEL.

2025年春の年会

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能
Thermal Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

（3）安全設計・安全評価の不確かさ低減への AI 技術の活用

(3) Application of AI technologies to reduce uncertainties in safety design and evaluation

宇井　淳[1]

[1]電力中央研究所

1. 緒言

本稿では，原子炉施設の安全設計や安全評価の解析に関わる不確かさの定量化と低減に関わる国内外の取組みの概要と，AI 関連技術をその不確かさの低減に活用した事例を紹介する。

2. 不確かさとその低減に関わる取組

2-1. 安全設計・安全評価，不確かさ及び最適評価コード

国内の原子炉施設は，設置許可基準規則や安全重要度分類等に適合する設計とする基本方針のもとに安全設計が行われ，安全設計の基本方針の妥当性及び立地条件の適否の確認を目的として，安全審査指針や ECCS 性能評価指針等に基づいて安全評価が行われてきた。これらの設計や評価において，通常運転，運転時の異常な過渡変化，事故等の種々のプラント状態に対して，設計コードや安全解析コードを用いて，原子炉システムの状態やふるまいを解析し，判断基準への適合性等を確認する。また，安全評価に用いる解析コードは，不確かさを包含すると期待する保守的な解析条件やモデルに基づく評価モデル(EM)コード[1]から，最適評価(Best-Estimate, BE)コードを用いて不確かさを解析条件に取り込み結果の処理でも考慮する，不確かさを定量化した最適評価(BE Plus Uncertainty, BEPU)に，国内でも切り替わる時期を迎えている[2]。それらの解析コードの妥当性や適用性を確認するために実験結果との比較が行われるが，実験条件及びその結果，並びに解析コードの入力条件，モデル及び解析結果にも不確かさは含まれている。

2-2. 不確かさの伝播と低減に関する取組み

設計や評価に関わる解析において，一般に「入力」→「解析コード等」→「出力（結果）」という処理が行われるが，それぞれにおいて不確かさは存在し，伝播することになる。入力から出力への向き（Forward 側）に不確かさが伝播する最適評価は，米国 NRC の CSAU や BEPU などの方法論として整備されてきた。OECD/NEA では 2000 年代に，Forward 側への不確かさの伝播に関わる最適評価コードによる事故解析への適用と課題を検討する BEMUSE プロジェクトが実施された。

もう一つの動向として，結果の不確かさを低減するために，入力，モデル，解析コード等に含まれる不確かさを低減するための取組みがなされている。BEMUSE プロジェクトでは，参加機関同士の結果の不確かさが大きく，その分析は決して容易では無かったため，NEA の後継の活動の PREMIUM プロジェクト等においては，種々の不確かさを低減させていくために，まずは入力側（Inverse 側）の不確かさを定量化・低減する逆問題の検討が重要と考え，取り組まれてきた。

モデルや解析コードの妥当性を確認するために実験データを利用できる場合，解析結果と比較し，モデルや入力条件を適正化して解析結果の予測性を高めることができる場合がある。解析コードには，基礎式を離散化し数値演算をする場合でも，その構成式の数よりモデルの未知数が多く残存することにより，定数や実験相関式の係数等を入力値として設定する必要がしばしば生じる。そのような入力やモデルのパラメータは，従来解析技術者が実験結果との比較や工学的判断に基づいて設定してきたが，ユーザ効果をなるべく排除して客観的にそれらのパラメータを同定するには，解析結果と実験結果の系統的な比較に基づいて，本来そのような入力やモデルパラメータがどのような値であるべきであったかを逆算する方法が検討されてきた。Inverse (Input) Uncertainty Quantification (IUQ)やデータ同化(Data Assimilation)は，Inverse 側の不確かさの定量化・低減するための入力やモデルパラメータを逆算する手段である。OECD/NEA ではその実施手順を SAPIUM

手法としてまとめている[3]。なお，SAPIUM では IUQ の具体的な手段までは規定しておらず，自由度が残されている。現在，同手法の実証プロジェクト ATRIUM が進んでおり，筆者らも参加している。本稿では，この Inverse 側のアプローチによる不確かさ低減に AI 関連技術等を活用した事例を紹介する。

3. 不確かさ低減への AI 技術の活用

3-1. 不確かさ低減手法の例

IUQ やデータ同化の基本的な考え方や流れを**図 1** に示す。

ステップ 1 では，サロゲートモデルの構築に用いる訓練データを生成する。基本的に統計的安全評価手法や ROAAM 法等と類似の計算となるが，訓練データに用いる計算結果群が，対象とする解析の対象の範囲を十分包含するように，入力の不確かさパラメータに広範なばらつきを与えて計算する点が異なる。

ステップ 2 では，種々の入力条件に対して，解析コードによる結果と同等の結果を予測できる代理（サロゲート）モデルを構築する。サロゲートモデルとは，多変数多次元の空間補間による応答局面を作り，その近似解を得るイメージである。原子炉システム解析コード等の代替としてごく短時間で近似解を得られる場合は，100 万回といった試行が可能となるところが利点である。筆者らはそのモデル構築に深層ネットワークモデル(DNN)やデータ同化等で用いられる Kriging の方法などを利用してきた。

ステップ 3 では，構築したサロゲートモデルを用いて，入力パラメータ群に対する出力値と実験データの実測値を比較し，その差異が小さくなる方向に入力パラメータ群を補正してサンプリングしながら，その事後分布を求めていく。サンプリングとサロゲートモデルによる予測を繰り返すプロセスの手段は複数あるが，Metropolis-Hastings 法や，Markov-Chain Monte-Carlo 法などを利用して，多数の試行と予測値の導出を繰り返し，それぞれの入力パラメータの事後分布を構築することができる。

ステップ 4 では，各入力パラメータの事後分布の最頻値，すなわち不確かさを定量化し実測値との差異が最も小さくなると期待される値を用いることで，再び最適評価コードを用いて一回計算を行えば，その結果は，実測値に近づくことが期待される。

なお参考までに，SAPIUM 手法は上記の手順が全てではなく，その前段において，妥当性確認に用いる実験データの充足性の分析(Adequacy Analysis)を行うプロセスがある。そこでは，解析結果との比較に用いる予定の個別影響試験や総合影響試験等に対して，信頼性(Fidelity)，実験の再現性，利用可能な情報量，解析側で関心のある物理現象の包含性，目的とする解析の条件範囲(Target Domain)への適合性等を判断基準として，代表性(Representativeness)と完全性(Completeness)の観点で実験データを数値化し，Validation に利用できるかどうかを評価する。熱流動の実験に関わる研究者は，実験データの評価や査定のプロセスが標準化している動向とその着眼点を把握しておくと，実験方法，実験条件，計測パラメータの選定等の参考になるはずである。

3-2. 安全設計及び安全評価に関わる不確かさの低減

炉心の核熱結合解析では，熱流動側で計算する燃料集合体内のボイド率の予測は重要となる。一方，近年 BWR の燃料集合体は，核的特性の向上や圧力損失増加の抑制のため，部分長燃料棒の本数の増加や集中配置により幾何形状は複雑化の傾向にあり，解析による局所のボイド率の予測が難しくなっている。安全設計のうち核設計，熱水力設計及び動特性に関わる核熱結合解析の予測性向上に向けて，エネ庁の安全性向上事業において，当所は BWR の実温実圧での燃料集合体内の空間 3 次元のボイド率分布を高出力 X 線 CT により計測して二相流データベースを構築し，コンソーシアム企業と共にボイド率の計算値の不確かさの定量化・低減を検討してきた[4]。燃料集合体内の熱流動を計算するサブチャンネル解析は，サブチャンネルと呼ぶ流路要素に燃料集合体内を分割し，鉛直方向とともに水平方向の横流れも考慮し，気液二相流を蒸気相，連続液相，及び液滴の 3 流体の混相流場に分離して保存式を解く。このシミュレーションの信頼性は，サブチャンネル間の流動の相互作用を，物理現象に則して予測できるモデルを備え，そのモデルパラメータを適切に設定できるかどうかに依存する。不確かさの定量化とモデルパラメータの適正化には，上述のボイド率分布の実測値を用いた。その結果を**図 2** に示す。この検討におけるサロゲートモデルには，予測したい多次元変数との距離の二乗（分散）に重みを掛け合わせた空間補間方法である Kriging 法を用いた。いわゆる AI 技術に分類される機械学習や深層学習ではないが，IUQ による不確かさ低減の手順としては，サロゲートモデルの種類が異なる以外は基本的には同等である。サブチャンネル解析コード CTF のドリフトフラックスモデル

の分布定数，ボイドドリフトモデル，乱流混合モデル等のデフォルト値では，実測値のボイド率分布を十分再現しなかったが，サロゲートモデルを利用したデータ同化によりそれらのモデルパラメータを適正化することで，部分長燃料棒によるボイド率の偏りを再現し，ボイド率分布の予測性が向上した。

続いて，安全評価に関わる適用事例を**図 3** に示す。代表的な設計基準事故である原子炉冷却材喪失(LOCA)では，配管破断時に一次系冷却水が二相流のジェット（臨界流）として放出されるが，その流量は一次系の減圧，インベントリの減少，ECCS の作動タイミング及び炉心のヒートアップの挙動等に関わるため，重要なパラメータである。PWR の LOCA の安全評価では，破断時の臨界流の放出係数 C_D 値に複数の値を設定し，その感度を確認している。臨界流の解析に関わる入力やモデルの不確かさパラメータとして C_D 値に関係する放出係数，摩擦損失係数，二相増倍率等を選定し，Marviken-CFT, Super Moby-Dick, Sozzi-Sutherland 等の過去の臨界流試験を対象に原子炉システム解析コード RELAP5 による多数の不確かさ解析を行い，その結果を訓練データとして DNN を用いてサロゲートモデルを構築した。また，そのサロゲートモデルとモンテカルロ法により IUQ を行い，不確かさを定量化し，それらのパラメータを適正化することで，解析による実験の再現性が高まることを確認した[5]。なお，ATRIUM プロジェクトでは，臨界流に続いて，炉心のヒートアップ挙動，及び ROSA/LSTF 施設における中破断 LOCA の総合試験を対象に IUQ の実証に取り組んでいく。また，IUQ で重要となる実験データベースは，CSNI Code Validation Matrix (CCVM)として再整理し拡充する活動が今春から OECD/NEA の WGAMA（事故の分析・管理 WG）において開始される予定である。

4. 結言

安全設計や安全評価の解析に関わる不確かさの定量化と低減に関わる取組みと，AI 関連技術を活用してサロゲートモデルを構築する事例を紹介した。これらのアプローチは，計算値と実測値の比較を系統的に行うことで入力やモデルパラメータの不確かさの事後分布を導出する。即ち入力の不確かさを定量化し低減させることにより，結果の不確かさを低減できる。また，サロゲートモデルから直接結果を得るのでは無く，最終的には本来の解析コードを用いて結果を導出するため，そのコードの計算能力を引き出す使い方となっており，許認可等に関わる解析などにもそのアプローチは受け容れやすいものと思料する。

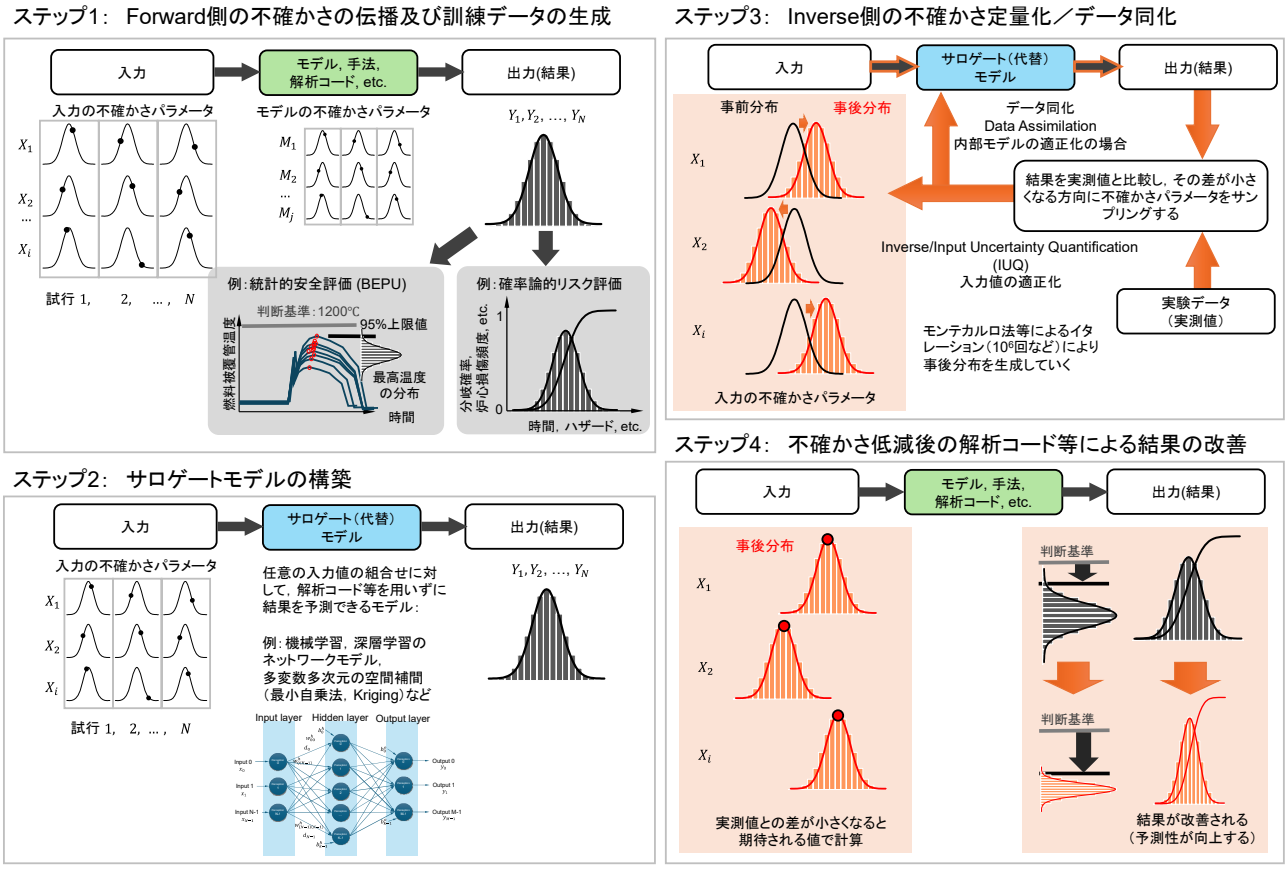


図 1　SAPIUM 手法やデータ同化における逆不確かさ定量化・低減(IUQ)の手順の概要

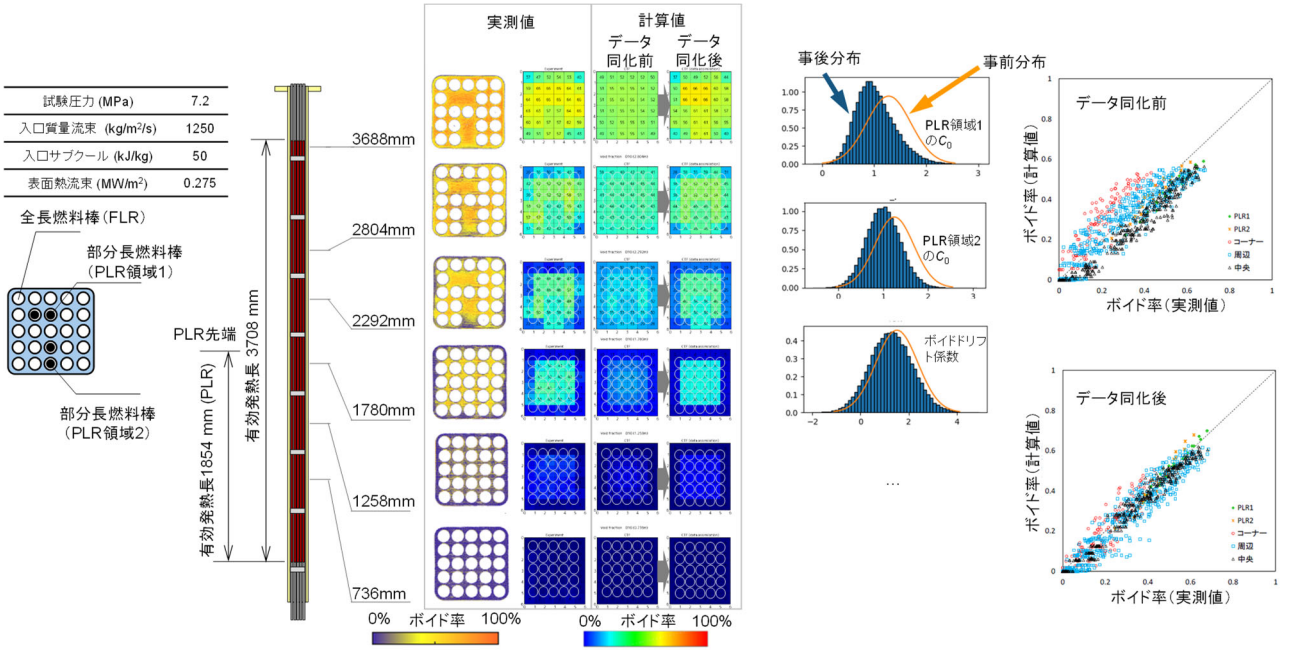


図 2　データ同化によるサブチャンネル解析のボイド分布の予測性の向上

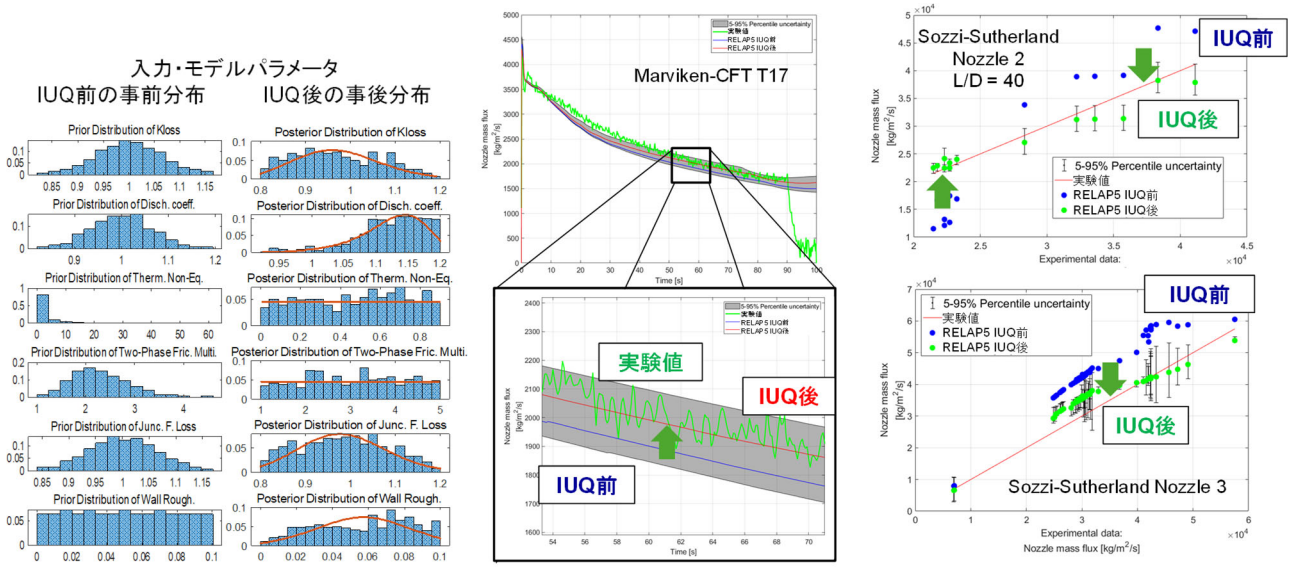


図 3　IUQ による LOCA 時の臨界流試験解析の再現性の向上

参考文献

[1] U.S.NRC, Regulatory Guide 1.203 (2005)
[2] 原子力エネルギー協議会, “10×10 燃料導入に向けた対応” (2022)
[3] OECD/NEA, NEA/CSNI/R(2020)16 (2020)
[4] A. Ui, T. Ozaki, *et al.*, Multiphase Sci. Technol. **34**(2), 1-23 (2022)
[5] M. Saito, A. Ui, BEPU2024, 352, Lucca (2024)

*Atsushi Ui[1]
[1]CRIEPI

2025年春の年会

熱流動部会セッション

熱流動と機械学習・人工知能
Thermal Hydraulics and Machine Learning / Artificial Intelligence

（4）深層学習による特徴量抽出と原子力熱流体工学への応用例

(4) Feature Extraction Using Deep Learning and Its Applications in Nuclear Thermal-hydraulics

*三輪　修一郎 [1]
[1]東京大学　原子力専攻

1. 序　論

原子力熱水力学のモデリングとシミュレーションにおける AI 駆動型フレームワークの評価と開発に関する研究成果を報告する。従来の数値シミュレーションや実験手法は、混相流や CHF 等の極限環境下での熱水力学解析において、高コスト、長期に及ぶ開発期間、構築されたモデルの適用範囲の限定性等の課題を依然として有する。これらの課題を解決する一つの手法として、本研究では深層学習による特徴量抽出をベースとしたデータ駆動型 AI（Data-Driven AI）、Physics-informed Neural Networks（PINNs）、および生成 AI（Generative AI）の 3 つの技術を統合した「AI 駆動型フレームワーク」（図１）を提案した。

2. 原子力熱流動における AI フレームワークの検討

深層学習を軸としたデータ駆動型 AI の適用として、転移学習を用いた限界熱流束（CHF）予測モデル、改良型 YOLOv5 を用いた空気巻き込み現象のリアルタイム解析、および YOLOv8 を活用した凝縮気泡の検出・追跡モデルを構築し、既存の相関式との比較を行った。また、従来のデータ駆動型モデルが持つ物理的説明性の欠如という課題解決のため、単相流と二相流における PINNs の適用についても検討し、数値流体力学（CFD）ベンチマークと比較し、限定的ではあるが高精度のシミュレーションを実現した。一方で、PINNs 特有の課題も明らかになり、多次元の流れ場への展開には更なる改良が必要であることが分かった。また、AI 駆動型フレームワークに必要不可欠であるデータについては、既存の実験およびシミュレーションによるデータに加え、生成 AI 技術の導入を検討し、二相流画像の生成モデル（BF-GAN）を新たに構築した（図２）。

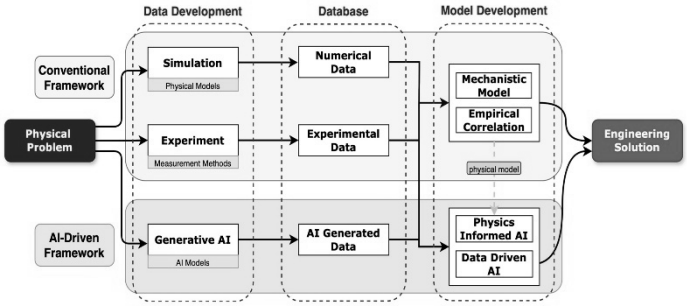


図１　熱流動における AI 駆動型フレームワークの一例

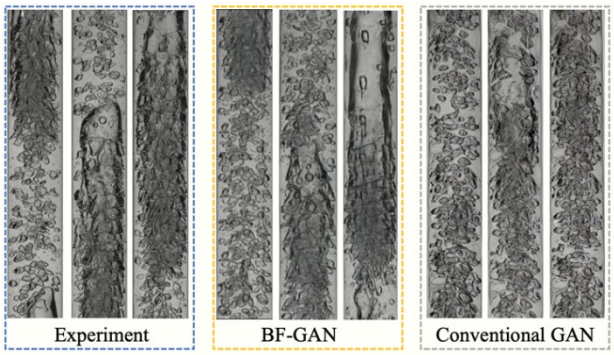


図 2 生成 AI による二相流画像と高速度カメラによる撮影画像との比較

3. 結　言

AI 技術を活用した統合的なフレームワークを熱流動諸問題へ適用するにあたり、従来手法と比較し、計算および人的コストの削減、解析の迅速化、適用範囲拡張等の可能性を有することが示された。特に、データ駆動型 AI、PINNs、生成 AI の相互補完的な活用により、混相流および熱水力学に関する問題をより効率的に解決できる可能性が示唆された。

*Shuichiro Miwa[1]
[1]The University of Tokyo.

一般セッション | III. 核分裂工学：304-1 伝熱・流動（エネルギー変換・輸送・貯蔵を含む）

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:15 E会場(Zoomルーム5)

[3E08-12] 数値計算

座長:小瀬 裕男(大和システムエンジ)

14:45 ~ 15:00

[3E08]

スリーブレス高温ガス炉設計におけるリング型燃料スペーサのためのCFDモデル開発

*山崎 友資[1]、西村 洋亮[1]、岡本 孝司[1] (1. 東大)

15:00 ~ 15:15

[3E09]

データ同化による格納容器内水蒸気凝縮挙動解析の高精度化の検討

*石垣 将宏[1]、廣瀬 意育[2]、柴本 泰照[2] (1. 福井大、2. 原子力機構)

15:15 ~ 15:30

[3E10]

鉛直平板での壁面凝縮への圧力の影響に関する数値解析

*村瀬 道雄[1]、高木 俊弥[1]、三好 弘二[1] (1. 原子力安全システム研究所)

15:30 ~ 15:45

[3E11]

鉛直平板での壁面凝縮への蒸気質量分率の影響に関する数値解析

*高木 俊弥[1]、村瀬 道雄[1]、三好 弘二[1] (1. INSS)

15:45 ~ 16:00

[3E12]

乾式分散法を用いたエアロゾル化の実験とシミュレーションの研究

*河口 宗道[1]、三輪 虹太朗[1]、澤 和弘[1] (1. 北大)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

スリーブレス高温ガス炉設計におけるリング型燃料スペーサのための CFD モデル開発

CFD model development for ring-type fuel spacers in sleeveless HTGR core design

*山崎 友資[1]，西村 洋亮[1]，岡本 孝司[1]
[1]東京大学

高温ガス炉において、黒鉛スリーブを取り除くことで燃料コンパクトの内外両面直接冷却が可能になり、冷却効率と熱出力密度の向上が見込まれている。このスリーブレス設計では、燃料コンパクトの構造支持とヘリウム冷却材の流路の確保において、燃料スペーサが重要な役割を担う。本研究では、１つの設計案としてリング型燃料スペーサを扱う。スペーサ周りの流体特性を評価すべく、実寸大の燃料コンパクト及びスペーサを 3D プリンタで印刷し、窒素ガスを流入させて圧力損失を測定した。一方、商用ソフト STAR-CCM+を用いた数値流体力学（CFD）による圧力損失の計算も行った。実験結果と CFD 解析を比較しながらスペーサ周りの流体モデルを開発した。この流体モデルは炉心での熱流動解析を行うための V&V へつなげる。

キーワード：数値流体解析、燃料スペーサ、スリーブレス燃料設計、高温ガス炉、V&V

1. リング型燃料スペーサ

高温ガス炉の高出力密度化を目指し、スリーブレス炉心設計が開発されている。この設計において用いられる燃料スペーサの 1 つの設計案であるリング型燃料スペーサの模式図を図 1 に示す。燃料コンパクトと中心黒鉛棒及び黒鉛ブロックの間に突起を設けることで、冷却材流路を確保することを目的とした設計である。

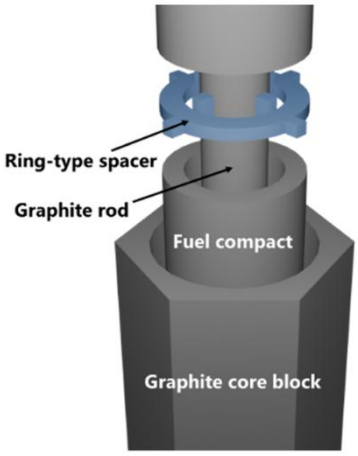


図1: リング型燃料スペーサの模式図

2. 実験・数値流体力学

実験では、実寸大の燃料コンパクト及びスペーサを 3D プリンタで印刷し、窒素ガスを流入させて圧力損失を測定した。流量は約 150 L/min で、燃料コンパクト付近の Reynolds 数は約 1800 である。一方、商用 CFD ソフト STAR-CCM+を用いて、実験における窒素の流れを 3D-CAD で再現し、圧力損失の数値解析行った。壁面付近の流れを正確にとらえるべく k-ω SST 乱流モデルを採用し、Y+値が 1 付近になるよう、境界メッシュを調節した。

3. 結果

実験では 17~19 Pa の差圧を得たのに対し、CFD では約 21 Pa の差圧を得た。図 2 にスペーサ周りの圧力分布の計算結果を示す。誤差の原因として、乱流モデルの設定誤差、実験での圧力測定位置が適切に再現されていないことなどが考えられる。今後さらなる精度向上を目指すとともに、V&V を確立し炉心内での温度分布や熱応力評価といった熱的成立性を見込むことへ繋げる。

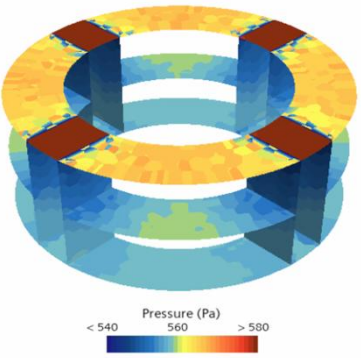


図2: リング型燃料スペーサ周り(内側突起)における圧力分布の計算結果

*Yusuke Yamazaki[1], Yosuke Nishimura[1] and Koji Okamoto[1]
[1]The University of Tokyo

データ同化による格納容器内水蒸気凝縮挙動解析の高精度化の検討

Investigation of improving the numerical simulation of steam condensation behavior in a containment vessel by data assimilation

*石垣 将宏[1]，廣瀬 意育[2]，柴本 泰照[2]

[1]福井大学，[2]JAEA

大型格納容器実験装置 CIGMA を用いた定常蒸気凝縮実験の数値流体力学解析（CFD 解析）に対して，流体温度および壁面温度を観測データとして用いたデータ同化を適用し，これらの観測データの適用が解析結果に与える影響について検討する。

キーワード：水蒸気凝縮，CFD，データ同化，格納容器，アンサンブルカルマンフィルター

1. はじめに 過酷事故時の格納容器内熱流動挙動の安全評価においては，容器内の気体挙動を正確に評価することが重要である。格納容器のような大空間内では 3 次元的な流動となるため CFD 解析が有効であるが，境界条件の正確な設定には限界があり，このことが実現象の再現を困難にしている。特に，熱流動の重要支配因子である水蒸気の凝縮量は壁境界温度の設定に強く影響される。観測データとシミュレーションデータの双方を用いるデータ同化は，このような限界を克服する可能性がある手法である。本研究では，大型格納容器実験装置 CIGMA での定常凝縮実験の CFD 解析に対し，凝縮量の支配因子である流体温度および壁面温度を観測データとして用いたデータ同化を適用し，データ同化の CFD 解析に与える影響について検討する。

2. 解析手法 CIGMA 装置の円筒試験部内を空気雰囲気とし，メインノズルから水蒸気を注入し，容器外面を冷却することで水蒸気の供給量と凝縮量をバランスさせる。この定常的な蒸気凝縮挙動実験（ID: CC−PL-SJ-06D）を CFD により解析する。蒸気の壁面凝縮モデルは Dehbi らのモデル[1]と同様とし，空間中のバルク凝縮も考慮した。実験開始から 10200 秒後の定常状態における，各高さの壁面温度を平均した計測値を CFD における境界温度とした。定常状態に至るまでの過渡解析を行い，その後の挙動を評価対象とする。本研究ではデータ同化手法の 1 つである局所アンサンブルカルマンフィルタ[2]を適用する。観測データには流体温度，壁面温度の計測値を用いた。壁面温度のデータ同化に対して，壁面温度および流体温度の双方を用いた case 1，壁面温度のみを用いた case 2 を比較した。データ同化解析では，実験開始から 10200 秒後を時刻 0 秒として，時刻 50 秒以降の解析を行った。

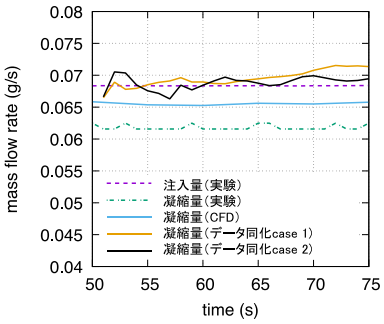


図 1. 蒸気凝縮量の時系列変化

3. 結果 図 1 に容器内での単位時間当たりの蒸気凝縮量の時系列変化を示す。蒸気の凝縮量計測値が注入量より小さいのは系内の凝縮水の全てを回収できてない可能性があるためで，数値解析の妥当性は注入量とのバランスで判断すると，CFD よりデータ同化の結果の方が注入量に近く，case2 の方が更に近い結果となった。case 1 で凝縮量が過大となったのは，壁面温度のデータ同化に流体温度も用いることで壁面温度が高くなり，それに伴い壁面上の蒸気濃度を過大評価し，蒸気凝縮量が過大となったためと考えられる。ここから，壁面温度のデータ同化には壁面温度のみを用いる方が妥当な解析結果が得られると考えられる。

謝辞 本研究は JSPS 科研費 JP23K04629 の助成を受けたものです。本研究では参考文献[3]の成果の一部を参照しました。

参考文献 [1] Dehbi, A., et al., 2013, Nucl. Eng. Des., 258, pp. 199-210. [2] Hunt, B.R. et al., Physica D 2007, 230, pp. 112–126. [3] 原子力規制委員会，「平成 30 年度原子力規制庁委託成果報告書原子力施設等防災対策等委託費（軽水炉のシビアアクシデント時格納容器熱流動調査）事業に関する報告書」，平成 31 年 3 月.

---

*Masahiro Ishigaki[1], Yoshiyasu Hirose[2], and Yasuteru Sibamoto[2]

[1]Univ. of Fukui, [2]JAEA

鉛直平板での壁面凝縮への圧力の影響に関する数値解析

Numerical analysis for effects of pressure on wall condensation on a vertical flat plate

*村瀬 道雄[1]，高木 俊弥[1]，三好 弘二[1]

[1]原子力安全システム研究所

蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への壁面凝縮に関する数値解析を行い、圧力が高くなると蒸気質量が増加して凝縮熱伝達率が高くなること、強制対流から自然対流への遷移速度が大きくなることを確認した。

キーワード：壁面凝縮，非凝縮性ガス，鉛直平板，CFD，圧力

1. 緒言　原子力発電所の事故時における格納容器（CV）内では、空気（もしくは窒素ガス）雰囲気に蒸気が流出し、構造物表面で非凝縮性ガス存在下での壁面凝縮伝熱になる。本報告では、前報[1]による蒸気・空気・軽い気体（水素もしくは He）の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱 CFD 解析モデルを使用し、蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への熱流束 q を計算し、圧力 P と混合気体速度 u の影響を評価した。

2. 評価方法　計算対象は、二次元の鉛直並行平板とし、平板間距離を 0.88 m、凝縮面を高さ 6 m で厚さ 20 mm の SUS304 にして対面を断熱にした。定常計算とし、SST k-ω 乱流モデルを使用した。壁面での凝縮熱流束は $q_c = -\{D\rho/(1-Y_s)\}(\partial Y_s/\partial y)\, h_{fg}$ [2]で与えた（D は拡散係数、h_{fg} は潜熱、Y_s は蒸気質量分率、y は凝縮面からの距離、ρ は密度）。流れ方向セル幅 $\Delta x = 10$ mm、凝縮面に接する y 方向セル幅 $\Delta y = 0.1$ mm は前報[1]と同じである。流体は蒸気と空気の混合気体とし、圧力は前報[1]の $P = 0.1$ MPa に対し 0.3 MPa とし、入口での混合気体速度 u_{in} を変数にして計算した。凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布を図 1 に示す。$P = 0.1$ MPa [1]と 0.3 MPa で $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布は類似しているが、0.3 MPa では $h_{c,CFD}$ が 0.1 MPa の約 2 倍に増加した。$u_{in} = 3.2$ m/s では強制対流（FC）凝縮、0.1 MPa の $u_{in} = 1.49$, 1.07 m/s と 0.3 MPa の $u_{in} = 2.13$, 1.49 m/s では共存対流（MC）凝縮、0.1 MPa の $u_{in} = 0.77$, 0.53 m/s と 0.3 MPa の $u_{in} = 1.07$, 0.53 m/s では自然対流（NC）凝縮である。圧力 P が大きいと FC 凝縮から NC 凝縮に遷移する u_{in} が大きくなった。

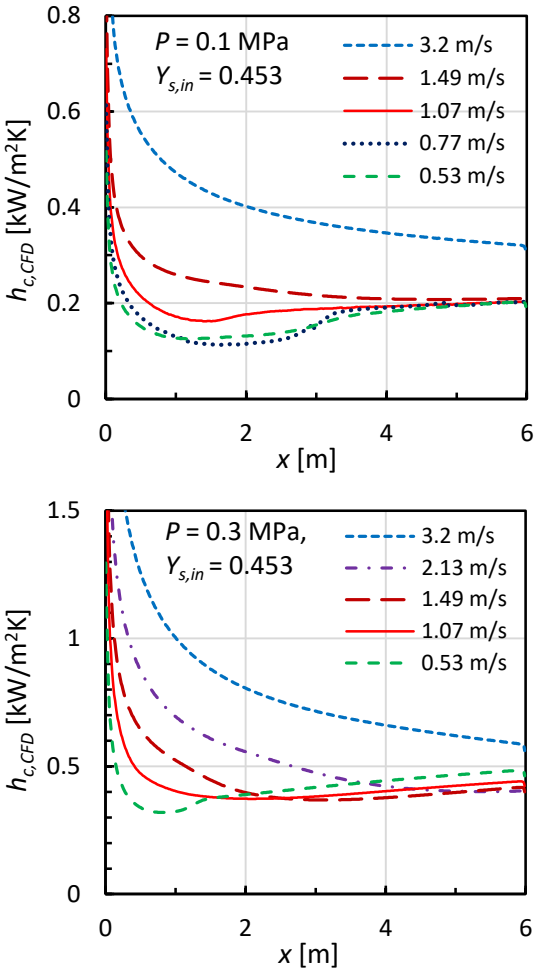


図 1　凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布

3. 結論　圧力 $P = 0.3$ MPa で入口での混合気体の速度 u_{in} を変更して凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布を FLUENT で計算し、圧力が高いと $h_{c,CFD}$ が高くなり、強制対流凝縮から自然対流凝縮に変化する u_{in} が大きくなることを確認した。

参考文献

[1] 高木俊弥ほか，原子力学会 2024 秋の大会，2H16, 2024.

[2] A. Dehbi, et al., Nucl. Eng. Des., **258**, 199-210, 2013.

* Michio Murase[1], Toshiya Takaki[1], Koji Miyoshi[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

鉛直平板での壁面凝縮への蒸気質量分率の影響に関する数値解析

Numerical analysis for effects of steam mass fraction on wall condensation on a vertical flat plate

*高木 俊弥[1]，村瀬 道雄[1]，三好 弘二[1]

[1]原子力安全システム研究所

蒸気と空気の混合流体から鉛直平板への壁面凝縮に関する数値解析を行い、蒸気質量分率が高くなると自然対流の影響が増加して強制対流凝縮から自然対流凝縮に変化する混合気体速度が高くなることを確認した。

キーワード：壁面凝縮，非凝縮性ガス，鉛直平板，CFD，蒸気質量分率

1. 緒言　原子力発電所の事故時における格納容器（CV）内では、空気（もしくは窒素ガス）雰囲気に蒸気が流出し、構造物表面で非凝縮性ガス存在下での壁面凝縮伝熱になる。本報告では、前報[1]による蒸気・空気・軽い気体（水素もしくは He）の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱 CFD 解析モデルを使用し、蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への熱流束 q を計算し、混合気体速度 u と蒸気質量分率 Y_s の影響を評価した。

2. 評価方法　計算対象は、二次元の鉛直並行平板とし、平板間距離を 0.88 m、凝縮板を高さ 6 m で厚さ 20 mm の SUS304 にして対面を断熱にした。定常計算とし、SST k-ω 乱流モデルを使用した。壁面での凝縮熱流束は $q_c = -\{D\rho/(1-Y_s)\}(\partial Y_s/\partial y)\, h_{fg}$ [2]で与えた（D は拡散係数、h_{fg} は潜熱、y は凝縮面からの距離、ρ は密度）。流れ方向セル幅 Δx = 10 mm、凝縮面に接する y 方向セル幅 Δy = 0.1 mm とした。以上は前報[1]と同じである。流体は大気圧の蒸気と空気の混合気体とし、入口での速度 u_{in} と蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ を変数にして計算した。凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布を図 1 に示す。u_{in} = 3.2 m/s では強制対流（FC）凝縮、$Y_{s,in}$ = 0.226 の u_{in} = 1.07 m/s と $Y_{s,in}$ = 0.68 の u_{in} = 1.49 m/s では共存対流（MC）凝縮である。$Y_{s,in}$ = 0.226 の u_{in} = 0.53, 0.39, 0.27 m/s と $Y_{s,in}$ = 0.68 の u_{in} = 1.07, 0.77, 0.53 m/s では自然対流（NC）凝縮である。$Y_{s,in}$ = 0.68 の u_{in} = 1.07 m/s では MC 凝縮から NC 凝縮への遷移条件であり、NC 凝縮への変化が遅れている。$Y_{s,in}$ = 0.453 [1]では $Y_{s,in}$ = 0.68 と類似しているが、$Y_{s,in}$ が大きいほど NC 凝縮に遷移する u_{in} が大きくなる。

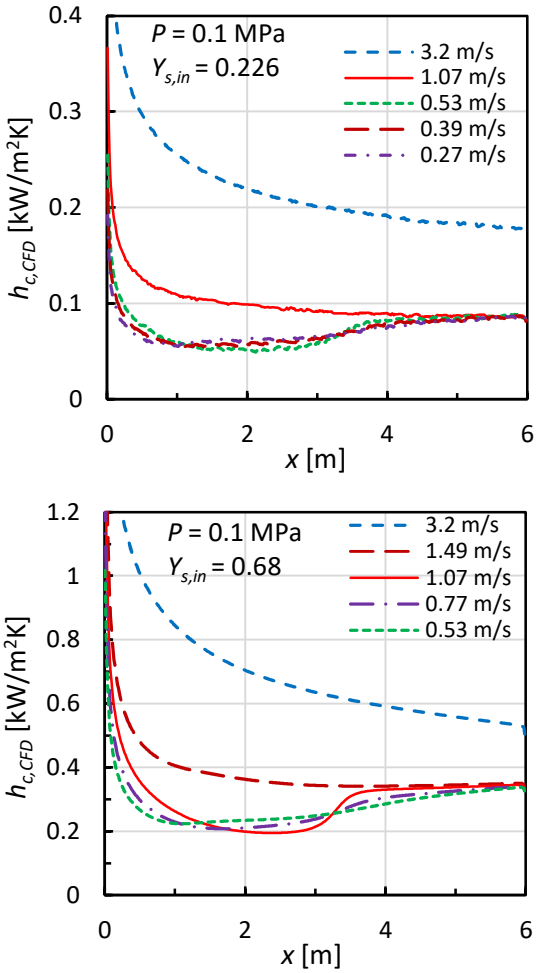


図 1　凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布

3. 結論　入口での混合気体の速度 u_{in} と蒸気質量分率 $Y_{s,in}$ が凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布に及ぼす影響を FLUENT で計算し、$Y_{s,in}$ の増加に伴い共存対流凝縮や自然対流凝縮に変化する u_{in} が大きくなることを確認した。

参考文献

[1] 高木俊弥ほか，原子力学会 2024 秋の大会，2H16, 2024.

[2] A. Dehbi, et al., Nucl. Eng. Des., **258**, 199-210, 2013.

* Toshiya Takaki[1], Michio Murase[1], Koji Miyoshi[1]

[1]Institute of Nuclear Safety System, Inc.

乾式分散法を用いたエアロゾル化の実験とシミュレーションの研究

Experimental and simulation studies on aerosolization using a dry dispersion method

*河口 宗道[1]，三輪 虹太朗[1]，澤 和弘[1]
[1]北海道大学

放射性物質のエアロゾル化はソースターム研究において重要な現象である。本研究では，金属粉末のエアロゾル化について実験とシミュレーション（COMSOL Multiphysics）の比較を行った。その結果，シミュレーションは金属粉末の浮遊・移動などのエアロゾル化の振る舞いを定性的に再現した。

キーワード：金属粉末，エアロゾル，ソースターム，CFD

1. 緒言　原子力発電所の過酷事故において，格納容器に放出された放射性物質はエアロゾル状となって移動する。本研究では，狭隘部に堆積した放射性物質の再浮遊・移動（エアロゾル化）を想定して，下部からガスを噴出した際の粉塵のエアロゾル化の実験及びシミュレーションを実施し，その結果を比較した。

2. 実験　実験はアクリル製円筒容器（50 mm$^{\phi}$×680 mm^{H}）の下部にステンレスメッシュ（#400）を置き，Cu 粉末（密度：8.96 g/cm^3，粒径：~1 μm）を 100 g 設置した。メッシュの下部にはオリフィスを設置して，N_2 ガスを下部から供給した。Cu 粉末のエアロゾル化の様子は側面から高速度カメラで撮影した。容器の上部から放出したエアロゾルは，カスケードインパクターによって粒径ごとに分粒し，重量測定と ICP 分析により定量化した。

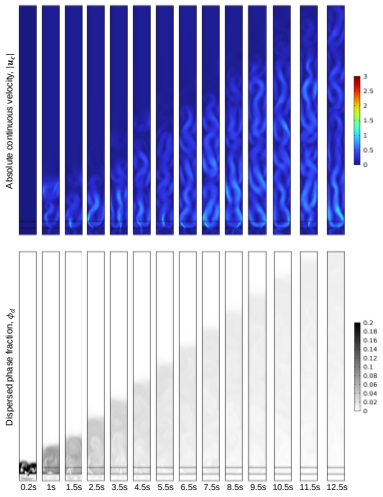


図 1. エアロゾル化の可視化

3. 計算　エアロゾル化のシミュレーションは COMSOL Multiphysics 6.2/ Euler-Euler モデルを使用した。計算条件は実験条件を参考に設定した。

4. 結果　図 1 はエアロゾル化，図 2 はエアロゾル先端の位置のシミュレーション結果である。エアロゾルの上昇速度は 0.05 m/s であり，容器の上部（680 mmH）に 12.5 s で到達した。エアロゾルの上昇速度は N_2 ガスの供給速度（0.05 m/s）と同程度であった。また容器上部から放出したエアロゾルの濃度は実験では 385–421 g/m^3 となった。平均粒径は 0.97–1.27 μm であり，実験に使用した Cu 粉末の平均粒径と同等であった。

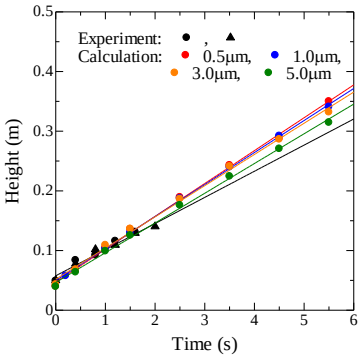


図 2. エアロゾルの上部の位置

シミュレーションでは，エアロゾルの上昇速度は 0.05–0.06 m/s と実験と同等であったが，粒径を 1 μm から 5 μm と大きくすると上昇速度はわずかに減少することが示された。エアロゾルが径方向に一様に分布する様子も実験と同じ振る舞いであった。しかし，容器上部から放出したエアロゾル濃度は 1280 g/m^3 であり，実験結果の約 3 倍となった。

5. 結論　本研究は，金属粉末のエアロゾル化の実験とシミュレーションを実施した。エアロゾルの上昇速度は 0.05 m/s で，シミュレーションは実験を再現した。またエアロゾルが径方向に一様に分布する様子も観察結果と一致した。一方で，エアロゾルの濃度はシミュレーションの方が約 3 倍高かった。

参考文献

[1] N. Yang, W. Wang, W. Ge, J. Li, *Chem. Eng. J.* Vol. 96 No. 1–3, pp. 71–82, 2003.

*Munemichi Kawaguchi[1], Kotaro Miwa[1] and Kazuhiro Sawa[1] / [1]Hokkaido Univ.

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 10:05 ~ 11:00 F会場(Zoomルーム6)

[3F01-03] マルチユニット・動的PRA

座長:竹田 敏(阪大)

10:05 ~ 10:20

[3F01]

事故耐性燃料の導入による事故進展遅延効果及びリスク曲線の評価

*鄭 嘯宇[1]、細山田 龍二[1]、塩津 弘之[1]、玉置 等史[1]、柴本 泰照[1]、丸山 結[1] (1. JAEA)

10:20 ~ 10:35

[3F02]

他ユニットへ影響を与える格納容器損傷シナリオの評価手法開発

(1) 事故事例調査に基づく事象の分析

*肥後 英志郎[1]、三浦 弘道[1] (1. 電中研)

10:35 ~ 10:50

[3F03]

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備

(5) 3 貯槽以上の評価体系を対象とする被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

*山本 将寛[1,4]、武部 和巳[1]、小玉 貴司[1]、田中 太[2]、川﨑 亜星[3]、永田 英隆[2]、本郷 功[2]、高橋 信[4] (1. 日本原燃、2. MHI、3. MHI NSエンジ、4. 東北大)

10:50 ~ 11:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

事故耐性燃料の導入による事故進展遅延効果及びリスク曲線の評価

Evaluation of Risk Curves and Delay Effects with Accident Progression after Implementing Accident Tolerant Fuel

*鄭嘯宇[1]、細山田龍二[1]、塩津弘之[1]、玉置等史[1]、柴本泰照[1]、丸山結[1]

[1]日本原子力研究開発機構

事故耐性燃料（ATF）は例えば高温での被覆管酸化特性が変わるため、事故進展への影響を把握するにはリスク評価が必要である。このためシビアアクシデント解析コード MELCOR とカップリングした動的確率論的リスク評価（PRA）を実施した。代表的なリスク指標として、炉心損傷の開始時刻等を試評価し、期待できる改善効果を示すと共に、動的 PRA による評価の妥当性を確認する。

キーワード：事故耐性燃料、動的 PRA、MELCOR、リスク曲線

1. 緒言

ATF の既存炉への導入は、安全性の向上と経済的な利益が期待されている。このメリットを明示的に示すため、事故時の炉心挙動やソースタームについて、不確かさを考慮したリスク評価を実施し、事故影響緩和効果を定量化することが求められる。一方、リスク評価手法の構築、解析コードの整備、リスク指標の選定が、課題として挙げられる。

2. 動的 PRA を用いた ATF のリスク評価

2-1. PWR の SBO シナリオの PRA モデルと指標の選定

米国の Indian Point ユニット 3（4 ループ PWR）を対象とし、図 1 に示すように、全交流電源喪失事故（SBO）のロジックツリー[1][2]に基づいて、イベントツリー（ET）を作成した。頂上事象の分岐により、SBO の Main-ET（緑色）と Sub-ET（黄色）を分けて ET の構造を単純化し、代表として SBO-1 Sub-ET（赤枠部分）を解析対象とした。

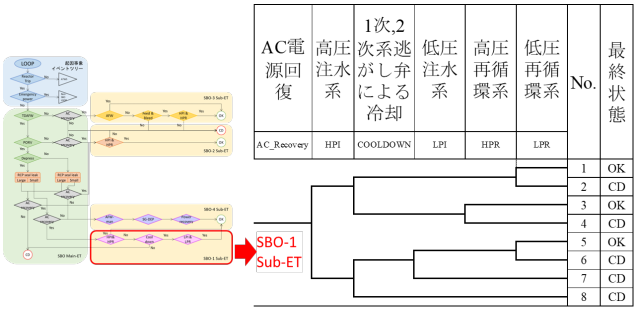


図 1 PWR の SBO シナリオのロジックツリー

各代表シーケンスにおける炉心損傷の発生時刻の不確かさ分布を評価するため、図 1 の SBO-1 Sub-ET の頂上事象の発生時刻に確率分布を与え、ATF の導入有無が炉心損傷（CD）発生時刻に与える影響を評価する。CD の発生時刻に加えて、H_2 の生成量が 10kg に到達する時刻、燃料から核分裂生成物放出の開始時刻、ホットレッグクリープ破損（HLCR）の時刻といった代表的なリスク指標を選定し、ATF の導入効果を評価する。

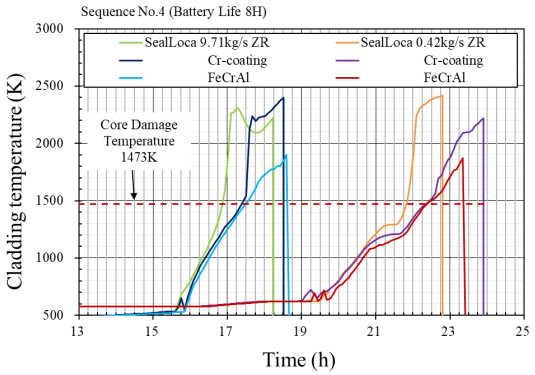


図 2 シーケンス No.4 の被覆管温度変化履歴

2-2. MELCOR を用いた ATF のモデリング

MELCOR 2.2[3]を用いて、ATF 被覆管（Cr コーティング Zr、FeCrAl-Kanthal AMPT）材料の熱的特性（エンタルピー、潜熱、熱伝導率、熱膨張係数など）[4]、各組成の酸化反応式及びコーティング被覆管の酸化反応のロジック[5]等をモデル化し、SBO 事故時のプラント挙動を模擬した。

2-3. 動的 PRA[6][7]を用いたシミュレーション結果

図 2 に、シーケンス No.4 の燃料被覆管の温度変化履歴を示し、1473K の被覆管温度を炉心損傷の判断基準とした。SBO 時のシール LOCA の漏えい量により、CD の発生時刻が変化するが、ATF は CD を数十分程度遅らせる効果があることが分かった。図 3 は、他のシーケンスにおける解析結果を比較し、リスク曲線として、F-C（Frequency-Consequence）曲線の代わりに T-S（Time-Scenario）曲線でプロットしたものである。図 3 の縦軸は、Zr 被覆管と比べて代表的なシーケンスの CD 開始時刻の時間差である。事故シーケンスの発生頻度に大きな変化は見られないが、ATF が炉心損傷発生するまでの時間を遅らせるとの改善効果があることが明らかとなり、事故の発生頻度だけでなく、様々なリスク指標に基づいて ATF のメリットを総合的に評価する必要があることが示唆された。

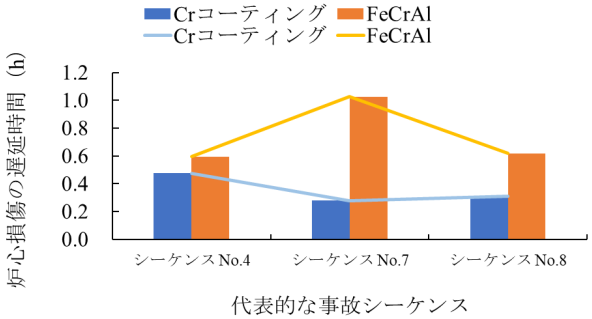


図 3 炉心損傷発生時刻の遅延効果（リスク曲線）

3. 結論と今後の予定

動的 PRA 手法とシビアアクシデント解析コードを用いて、ATF のリスク低減効果を定量的に評価することができた。今後は、他の事故シーケンスおける炉心挙動を詳細に分析し、多様なリスク指標を用いて ATF 効果を評価していく。

謝辞　本研究は、原子力規制庁「令和 6 年度原子力施設等防災対策等委託費（動的レベル 1 確率論的リスク評価手法の改良及び活用方法の検討）事業」の成果の一部である。

参考文献 [1] Z. Ma, et al. INL/EXT-18-51436 (2018) [2] 原子力安全基盤機構, JNES/SAE07-40 (2007) [3] L.L. Humphries, et al. SAND2023-10997O (2023) [4] K.G. Field, et al. ORNL/TM-2017/186 Rev. 1 (2017) [5] C. Parisi, et al. NSE 194:748-770 (2020) [6] D. Mandelli, et al. Nuclear Technology 207:389-405 (2021) [7] X. Zheng, et al. RESS 223:108503 (2022)

*Xiaoyu Zheng[1], Ryuji Hosoyamada[1], Hiroyuki Shiotsu[1], Hitoshi Tamaki[1], Yasuteru Sibamoto[1] and Yu Maruyama[1]
[1]Japan Atomic Energy Agency

他ユニットへ影響を与える格納容器損傷シナリオの評価手法開発 (1)　事故事例調査に基づく事象の分析

Development of a methodology for evaluating containment failure scenarios that impact other units
(1) Analysis of constituent events in the accident scenarios based on accident case studies

*肥後 英志郎[1]，三浦 弘道[1]
[1]電力中央研究所　原子力リスク研究センター

格納容器機能喪失に伴う他ユニットでの事故緩和への作用・事象（以下、L2 MU 事象と称す。）について、福島第一原子力発電所事故を対象に、公開文献を基に抽出し、その特徴を整理する。

Keywords: Multi-unit PRA, Level 2 MUPRA, Inter-unit interaction

1. 緒言

福島第一原子力発電所事故（1F 事故）においては、設備の共用や取り合い、水素爆発に伴う屋外作業への支障、周辺線量の増加等様々なマルチユニット（MU）事象及びユニット間相互作用（以下、MU 事象類と称す。）が観察され、MU 事故における安全性やリスクに対して強い関心を集めている。これまで NRRC ではレベル 1 MUPRA の技術開発を進めており、設備の取り合いや共用設備の機能喪失、異なるユニットの機器間での共通原因故障やマルチユニット事故環境下における人間行動への影響等様々な MU 事象類の評価手法を確立してきた。レベル 2 MUPRA においては、MU 事象類の一つとして、L2 MU 事象を考慮する必要がある。しかしながら、既存のレベル 2 PRA では格納容器機能喪失までを事故シーケンスの評価対象としており、それ以降の現象・作用を評価する手法が整備されておらず、L2 MU 事象を MUPRA において考慮する方法論が存在しない。

2. 1F 事故の分析に基づく L2 MU 事象の抽出

L2 MU 事象の評価手法の検討に先立ち、どのような L2 MU 事象が生じうるのか、また、どのような特徴を持っているのかを把握する必要がある。そこで、1F 事故報告書を調査し、L2 MU 事象を抽出した。抽出された L2 MU 事象について、その特徴を整理した。L2 MU 事象は格納容器機能喪失に伴う他ユニットでの事故緩和への作用・事象であることから、原因事象、影響の波及形態及び被影響事象に分けられる。たとえば、「X 号機における原子炉建屋水素爆発に伴う瓦礫飛散による、Y 号機の可搬型ポンプの損傷」であれば、以下の通りとなる。

原因事象：X 号機における原子炉建屋水素爆発
波及形態：瓦礫の飛散
被影響事象：Y 号機の可搬型ポンプの損傷

1F 事故調査においては、様々な L2 MU 事象が複数観察されたが、それらを整理すると、表 1 の通りとなる（実際には発生していないが、発生が想定される事象を含む）。

表 1　L2 MU 事象の整理結果

原因事象	波及形態	被影響事象	
		機器への影響	人員・作業への影響
建屋爆発	振動	✓	✓
	爆風	✓	✓
	瓦礫の飛散	✓	✓
	瓦礫の残留／FP*の滞留・蓄積		✓
炉心損傷	空間線量の増加		✓
管理放出（炉心損傷後）	放射性プルームの通過		✓
	FPの滞留・蓄積		✓
被管理放出（PCV機能喪失）	放射性プルームの通過		✓
	FPの滞留・蓄積		✓
	可燃性ガスの移動	✓	✓

*FP: 放射性生成物

3. 結論

1F 事故を調査し、L2 MU 事象を抽出した。また、L2 MU 事象について特徴を分析・整理した。本結果は今後の L2 MU 事象の評価手法の確立に活用される。

*Eishiro Higo[1] and Hiromichi Miura[1]
[1]Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center

六ヶ所再処理施設における複数貯槽・複数事象のリスク評価手法の整備
(5) 3 貯槽以上の評価体系を対象とする被ばく影響を考慮した重要度の評価方法の検討

Development of Probabilistic Risk Assessment Methods for multiple tanks and multiple events at the Rokkasho Reprocessing Plant

(5)Consideration of importance evaluation method that takes into account radiation exposure effects for evaluation systems with three or more storage tanks

*山本 将寛[1,4]，武部 和巳[1]，小玉 貴司[1]，田中 太[2]，川﨑 亜星[3]，永田 英隆[2]，本郷 功[2]，高橋 信[4]

[1]日本原燃，[2]MHI，[3]MHI NS エンジ，[4]東北大

リスク評価を活用して再処理施設の重大事故に係る設備・操作の脆弱点を同定するため、複数貯槽・複数事象の同時発生頻度の評価手法を検討した。本稿では、前報までの検討に基づき、3 貯槽（事象）以上を対象とする評価体系に対して、被ばく影響を考慮した重要度の評価手法を検討した結果等について報告する。

キーワード：確率論的リスク評価、マルチユニット、マルチイベント、再処理施設

1. 緒言

前報（4）の検討に基づき、3 貯槽（事象）以上の評価体系における、被ばく影響を考慮した重要度の評価手法を検討した。また、前報(3)で整備した、3 貯槽（事象）以上の評価体系を対象とする同時発生頻度の評価手法を用い、3 事象を対象とした同時発生リスクおよび重要度の試評価を実施した。

2. 3 貯槽(事象)以上の評価体系における被ばく影響を考慮した重要度の評価手法の検討

3 貯槽（事象）以上の評価体系では同時発生する事象の組合せが多数考えられる。事象の組合せごとに発生頻度を算出した上で、各組合せに対する基事象の寄与度を被ばく影響により重みづけして集計することにより、被ばく影響を考慮した重要度（被ばく影響リスク重要度、被ばく影響区分別重要度）を評価することができる。

3. 整備した評価手法に基づく試評価

3-1. 評価対象

2 貯槽における 3 事象を対象とした（①高レベル濃縮廃液貯槽での冷却機能の喪失事象、②ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ濃縮液一時貯槽での冷却機能の喪失事象、③ﾌﾟﾙﾄﾆｳﾑ濃縮液一時貯槽での水素掃気機能の喪失事象）。

3-2. 評価項目

3 事象の同時発生頻度（事象の組合せ含む）、被ばく影響および重要度を仮想的な条件で評価した。

4. 結論

3.に示す試評価を通じて、3 貯槽(事象)以上を対象とする評価体系に対して、同時発生リスクおよび被ばく影響を考慮した重要度の評価が実施可能であることを確認した。一方、共通事象およびその組合せが増加したため、計算負荷が高くなる傾向が得られた。共通事象の組合せに対するカットオフの適用および共通事象の統合等、計算負荷を低減するような工夫を検討していく。

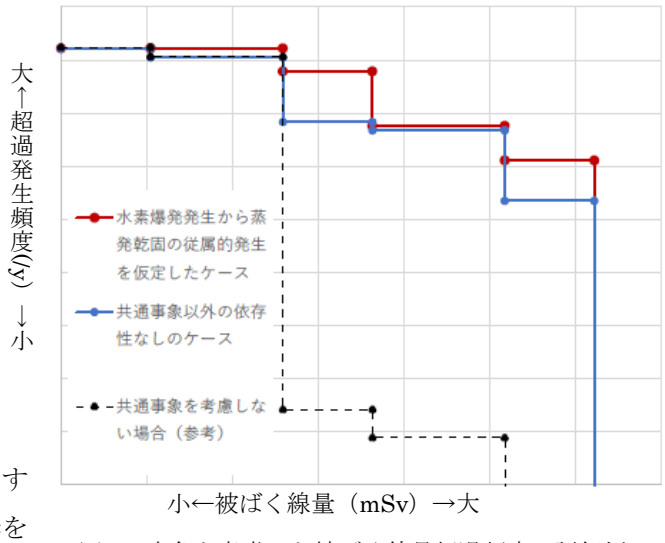


図　3 事象を考慮した被ばく線量超過頻度の評価例

---

*Masahiro Yamamoto[1,4], Kazumi Takebe[1], Takashi Kodama[1], Futoshi Tanaka[2], Asei Kawasaki[3], Hidetaka Nagata[2], Isao Hongo[2] and Makoto Takahashi[4]

[1]JNFL, [2]MHI, [3]MHI NSE, [4]Tohoku Univ.

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 F会場(Zoomルーム6)

[3F04-06] HE・トラブル分析

座長:張 承賢(北大)

11:00 ~ 11:15

[3F04]

行動影響因子に着目した詳細なプラントシミュレータ実験結果によるデータ同化

*竹田 敏[1]、坂巻 知典[1]、北田 孝典[1] (1. 大阪大学)

11:15 ~ 11:30

[3F05]

人間信頼性解析Phoenix手法に対する健全な安全文化の特性属性の活用検討

*梁田 勇太[1]、髙田 博子[1] (1. 規制庁)

11:30 ~ 11:45

[3F06]

令和６年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の取り組み

(1) 志賀原子力発電所２号機における変圧器故障によるリスク評価

*東山 陽[1]、坂口 英之[1]、木本 修司[1]、高嶋 啓介[1]、春本 大樹[1]、山岸 昇平[2]、池野 昇平[2]、中田 裕[2]、土原 滉貴[2]、竹田 周平[2] (1. 北陸電力、2. TEPSYS)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

行動影響因子に着目した詳細なプラントシミュレータ実験結果によるデータ同化

Data assimilation using detailed results from plant simulator experiments focused on performance influence factors

*竹田 敏[1]，坂巻 知典[1]，北田 孝典[1]
[1]大阪大学

PWR フルスコープシミュレータを用いて 3 つの事故シナリオに基づいてシミュレータ操作を行い、事故時の対応として検知や操作といった各プロセスのデータを収集し、効果的なデータ同化を検討した。

キーワード：行動影響因子，プラントシミュレータ実験，データ同化

1. 緒言

従来の研究ではプラントシミュレータ実験から得られる成功/失敗データを用いたデータ同化が行われてきたが、このアプローチでは十分なデータ量を確保するために試行回数を増やす必要があり、多大な労力を伴う。本研究では、プラントシミュレータ実験における検知や操作といった各プロセスの詳細情報を取得することで、データ量を効率的に増加させたデータ同化手法を検討した。

2. 実験方法

本研究では、PWR フルスコープシミュレータである Macro-Physics Simulator を用いて、訓練を受けた学生 11 名が実験を行った。シナリオとして、全給水流量喪失(LOFW)、蒸気発生器細管の破損(SGTR)、およびこれらが同時に発生する事象(LOFW＋SGTR)の 3 つのシナリオを設定した。これらのシナリオに対し、圧力等のプラントパラメータや警報等の確認、本実験用にカスタマイズした操作画面(図 1)によるスイッチの操作などを実施し、時刻や失敗を記録した。IDHEAS-G を参考に、行動影響因子として照度低下、要員削減、中断を設定した。これらの状態とその組み合わせを含め、計 7 通りの条件を設定した。失敗については、detecting・understanding・making decision・executing actions に分類して整理した。

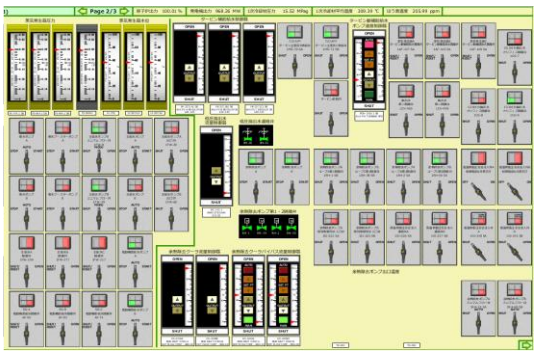


図 1 Macro-Physics Simulator の操作画面の一部

3. 結果を活用したデータ同化

本研究では、detecting 3534 回、understanding 793 回、making decision 344 回、executing actions 466 回のデータを取得し、これらをベイズ推論に基づくデータ同化手法で分析した。

一例として making decision に着目すると、要員削減の条件下で判断ミスの発生率が上昇する可能性が示唆された(図 2)。また、各シナリオにおける detecting・understanding・making decision・executing actions のプロセスを統合し、シナリオ全体の HEP を推定した結果、観測データに近い傾向を示すことが確認できた。

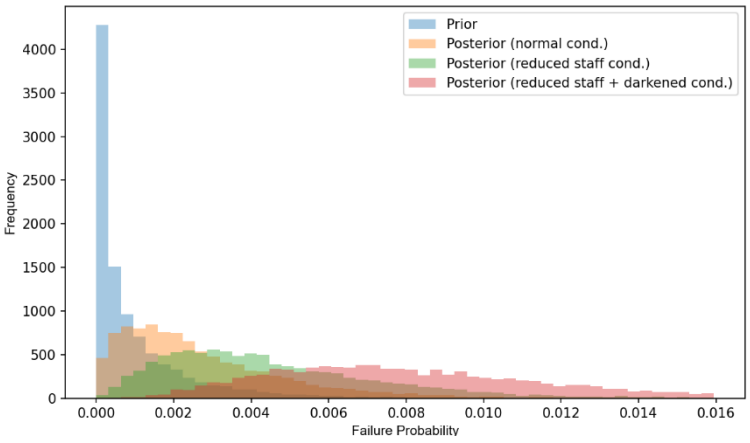


図 2 making decision に対するデータ同化

4. まとめ

本研究では事故対応時の各プロセスの情報を取り込み、データ量を効率的に増加させることで、より合理的なデータ同化を行うことを試みた。発表当日ではデータ同化により得られたシナリオ全体の人的過誤確率についても紹介する。

*Satoshi Takeda[1], Tomonori Sakamaki[1], Takanori Kitada[1].
[1]Osaka University.

人間信頼性解析 Phoenix 手法に対する健全な安全文化の特性属性の活用検討

Investigation on an Application of Safety Culture attributes and attributes for a Human Reliability Analysis Methodology “Phoenix”

*梁田 勇太[1]，高田 博子[1]
[1]原子力規制庁

Phoenix を用いて人的過誤確率を算出するためには、人的過誤の背景要因である過誤影響因子（Performance Influencing Factors: PIFs）[1]の情報が必要である。本報では、原子力規制検査で事業者のパフォーマンス劣化を評価する際に使用している健全な安全文化の特性属性を PIF の入力情報に活用するための検討を行った。

キーワード：人間信頼性解析(HRA)，Phoenix，人的過誤(HE)，PIFs，原子力規制検査，安全文化(SC)特性属性

1. 緒言　Phoenix は人間の認知メカニズムを考慮した新たな HRA 手法である。Phoenix を用いた解析においては、HE 確率の評価に影響を与える要因である 31 種の PIFs を適切に選択し、入力する必要がある。本研究では、原子力規制検査において事業者のパフォーマンス劣化を評価する際に使用している健全な SC10 特性 43 属性[2]を用いて Phoenix における PIFs の入力情報に活用するための検討を行った。

2. 検討手順　本検討では、まず①Phoenix の PIFs と SC 属性の内容を比較し、両者の相関の有無を判断することで両者の対応関係を整理した（属性全般に対応する場合は特性で代表させた）。続いて、②両者の対応関係の傾向を分析し、PIFs に対して SC 属性が活用できる可能性を評価した。最後に、③実際の検査で確認されたパフォーマンス劣化事例とそれに対応する PIFs を確認し、PIFs と SC 属性の対応関係と比較検討した。

3. 検討結果及び考察　図 1 に SC 属性と PIF s の対応関係の整理結果の例を示す。PIFs は現場の要員や作業環境の劣化のような、人間の認知の失敗につながる要素が設定されている。SC 属性をこの視点で分類すると、PIFs と直接的に対応する SC 属性は PA、WE5 等であった。一方で、PIFs と直接的に対応する属性を介し、間接的に PIFs に影響を及ぼす CO4 等の SC 属性が確認できた。これら間接的に PIFs と対応する SC 属性の特徴として、組織マネジメントに関する要素が含まれることを確認した。これら間接的に対応する SC 属性については、Phoenix を用いて HE 確率を評価する際、パフォーマンス劣化の背景やそれに伴う現場への影響を適切に評価して、どの PIFs を入力情報とするかを判断する必要がある。

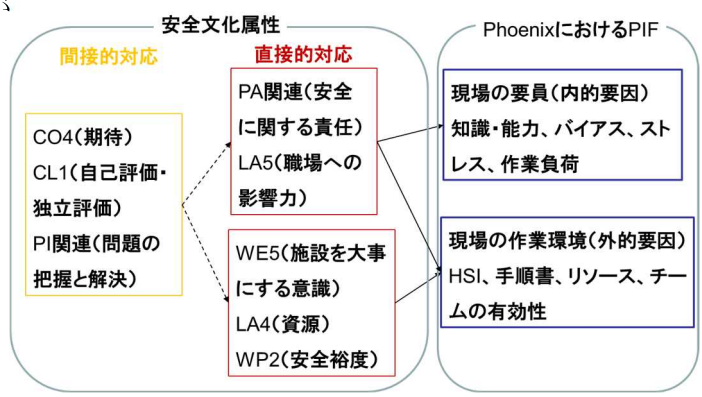


図 1. 安全文化属性と PIF の対応

4. 結論　**検討の**結果、PIFs と間接的に対応する SC 特性属性の特徴として組織要因に関連する傾向があることを明らかにした。今後は、間接的に対応する SC 特性属性等に対しては、Phoenix 解析の入力条件として適切に PIFs を同定するための方法論の検討が必要である。

参考文献

[1] Nsimah J. Ekanem, Ali Mosleh, Song-Hua Shen, Phoenix – A model-based Human Reliability Analysis methodology: Qualitative Analysis Procedure. Reliability Engineering & System Safety, Elsevier, January 2016, https://doi.org/10.1016/j.ress.2015.07.009

[2] 原子力規制委員会　「健全な安全文化の育成と維持に係るガイド」（令和元年 12 月 25 日制定）

*Yuta Yanada[1], Hiroko Takada[1]

[1]Nuclear Regulation Authority

令和６年能登半島地震に対する志賀原子力発電所の取り組み
（1）志賀原子力発電所２号機における変圧器故障によるリスク評価

Shika Nuclear Power Plant's response to the 2024 Noto Peninsula Earthquake
(1) Risk assessment of transformer failure at Shika Nuclear Power Plant Unit 2

*東山 陽[1]，坂口 英之[1]，木本 修司[1]，高嶋 啓介[1]，春本 大樹[1]，
山岸 昇平[2]，池野 晃平[2]，中田 裕[2]，土原 滉貴[2]，竹田 周平[2]
[1]北陸電力，[2]TEPSYS

令和６年能登半島地震により志賀原子力発電所で発生した変圧器故障が、原子力安全リスクにどの程度影響を及ぼしていたかを PRA 手法を用いて定量的に評価した。また、地震 PRA 手法を用いて各変圧器の重要度評価を実施した。

キーワード：確率論的リスク評価（PRA），RIDM，リスク情報活用

1. 緒言

国内の PRA では、変圧器や送電線といった外部電源廻りの機器は詳細にモデル化されていないことが一般的であり、当社が保有する PRA モデルも同様であった。よって、令和６年能登半島地震により志賀原子力発電所で発生した変圧器故障が、原子力安全にどの程度影響を与えたかを定量的にリスク評価することが出来なかった。本稿では、志賀原子力発電所２号機を評価対象とし、外部電源廻りの機器をモデル化することにより、変圧器故障が全交流電源を長期間喪失するリスクにどの程度影響を与えていたかを定量的に評価した。

また、今後変圧器の耐震補強に係る RIDM に資することを目的に、地震 PRA 手法を用いて各変圧器の重要度評価を実施した。

2. リスク評価結果

地震により志賀２号機の主変圧器及び志賀１号機の起動変圧器の故障が発生したが、この状態での長期 SBO 発生頻度は地震前の状態に比べ約 1.2 倍となっていた。その後、１号機の起動変圧器が復旧したことでリスクは地震前と同程度に低減した。地震前の状態は、１Ｆ事故後に実施した緊急安全対策等により、リスクが約 30 分の１に低下していた。これに比べると、今回の地震によるリスク増加分はごく僅かであった。

また、外部電源受電に係る変圧器のフラジリティを評価し、PRA モデルに組み込むことで地震に対する FV 重要度を評価した。志賀２号の主変圧器及び志賀１号の起動変圧器は相対的に FV 重要度が高くかつ HCLPF が低いため、耐震補強の優先度が高いことを確認した。

図１　志賀２号における長期 SBO 発生リスク

表１　各変圧器の重要度評価結果

機器	FV重要度	HCLPF【G】※	能登半島地震での損傷有無（○：健全、×：損傷）
碍子	9.5E-01	0.11	×
２号主変圧器	7.3E-01	0.31	×
１号起動変圧器	7.0E-02	0.48	×
２号予備電源変圧器	7.0E-02	1.33	○
２号緊急電源変圧器	4.7E-02	1.71	○
１号予備電源変圧器	4.7E-02	0.72	○
２号所内変圧器	2.0E-06	1.14	○

※：能登半島地震での解放基盤地震動は0.49【G】

*You Higashiyama[1], Hideyuki Sakaguchi[1], Shuji Kimoto[1], Keisuke Takashima[1], Daiki Harumoto[1],
Shohei Yamagishi[2], Kouhei Ikeno[2],Yutaka Nakata[2], Kouki Tsuchihara[2], Shuuhei Takeda[2]
[1] Hokuriku Electric Power Company, [2] TEPCO SYSTEMS CORPORATION

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 F会場(Zoomルーム6)

[3F_GM] 「リスク部会」第16回全体会議

[3F_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：リスク部会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 F会場(Zoomルーム6)

[3F_PL] PSAM17/ASRAM2024で得られた知見

座長:丸山 結(JAEA)

[3F_PL01]
PSAMとASRAMの歴史と概要

*白井 孝治[1] (1. 電中研)

[3F_PL02]
Plenary, Keynoteの概要

*高田 孝[1] (1. 東大)

[3F_PL03]
関西電力のRIDMの紹介

*生野 健一郎[1] (1. 関電)

[3F_PL04]
HRA Data ワークショップの概要

*桐本 順広[1] (1. 電中研)

©日本原子力学会

2025年春の年会

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

（1）PSAM と ASRAM の歴史と概要

(1) A History, and Overview of PSAM and ASRAM

*白井 孝治[1]
[1]電力中央研究所

1. はじめに

日本原子力学会は、“原子力の科学と技術に価値をおき、原子力の利用は社会や人々にとって有用な活動である”の理念に基づき、“その活動からもたらされるリスクを理解し、管理し、共有するための研究活動を維持・発展させる”ことを目的として、2017 年 9 月に同学会 19 番目の部会としてリスク部会を発足させた[1)]。当部会の活動の目的として、リスク評価、リスク管理、リスクコミュニケーション及びそれに関連するデータ類に関する研究活動の推進・発展への貢献を掲げている。

リスク部会では、定量的リスク評価に関する学際的な組織として、「PRA 手法の技術基盤」、「人材育成」、「PRA の活用」に係わる 3 つの活動を中心に活動している。今般、「PRA の活用」に係る活動の一つとして、わが国の定量的リスク評価に関する諸機関の研究者や技術者の交流の場を提供する国際的な活動に焦点をあて、加えて福島第一原子力発電所事故（以下、1 F 事故）以降の我が国の PRA の研究開発、規制機関や産業界におけるリスク情報活用の実務展開に係る情報発信の活性化を促すため、当部会は IAPSAM（International Association for PSAM：国際 PSA 協会）と共催による PSAM17&ASRAM2024 国際会議を日本に誘致することに成功し、2024 年 10 月に宮城県仙台市で 5 日間にわたり開催した。

本報では、PSAM（確率論的安全評価と管理に関する国際会議）と ASRAM（リスク評価とリスクマネジメントに関するアジアシンポジウム）の歴史について概説する。また、最後に、PSAM17&ASRAM2024 国際会議の開催実績に若干触れる。

2. PSAM の歴史

PSAM は、原子力安全とリスク管理を議論する国際会議であり、欧州、米国、アジアから多くの専門家や技術者が数百名単位での参加実績を有し、原子力分野に限らず、化学、建築、航空宇宙、船舶、海洋、金融、医療の分野の発表も含まれる。表 1 と図 1 に、PSAM の開催実績と開催地を示す。PSAM は実に 30 年以上の歴史を有し、欧州地区・米国・アジア地区において隔年開催されている。第 18 回の PSAM は、米国東海岸での開催が予定されている。

第 1 回 PSAM は、George Apostolakis 氏（当時：カリフォルニア大学 ロサンゼルス校教授、現在：電力中央研究所 原子力リスク研究センター所長）の尽力により、1991 年 2 月に米国カリフォルニア州ビバリーヒルズで開催され、2024 年までに 17 回を数える。PSAM 国際会議の運営は、IAPSAM（国際 PSA 協会と呼ばれるカリフォルニア州の非営利団体）が行っており、欧州・米国・南米・アジアから理事が参画し、現在の日本代表理事は理事会委員長を兼任して筆者がつとめている。

アジア地域では、2000 年に大阪で PSAM5 が開催されて以降、8 年毎に開催されており、2008 年に中国（香港）で PSAM9、2016 年に韓国（ソウル）で PSAM13 が開催された。また、2013 年に 1F 事故の教訓をトピックスに東京で PSAM2013 Topical が開催され、PSAM 史上、初めてテーマを絞った国際会議となった。

Apostolakis 氏は PSAM の設立において、*“The objective of these conferences is to promote rational decision making to assure safety and reliability and to optimize the use of resources for complex systems. This is to be achieved through the use of risk assessment and management methods”*と述べており、30 年以上前から現在我が国の原子力産業界で実装が進められている RIDM（リスク情報を活用した意思決定）への取組みの重要性を予見していたこと

は極めて注目に値する。また、Apostolakis 氏は、ペロポネソス戦争の戦記より、アテネの高名な政治家ペリクレスの葬送の辞（紀元前 430 年頃）*"Athenians are capable at the same time of taking risks and of estimating them beforehand."*を引用し、古代から国レベルでリスクの重要性が認識されていることを指摘し、現代の原子力産業界がリスク活用の活動に注力することは必然的と述べている。

表 1 PSAM 開催実績（網掛け：アジア地区開催）

開催名称と開催年		開催地
第 1 回 PSAM1	1991 年 2 月 4～7 日	ビバリーヒルズ（米国）
第 2 回 PSAM2	1994 年 3 月 20～25 日	サンディエゴ（米国）
第 3 回 PSAM3	1996 年 6 月 24～28 日	クレタ（ギリシャ）
第 4 回 PSAM4	1998 年 9 月 13～18 日	ニューヨーク（米国）
第 5 回 PSAM5	2000 年 11 月 27 日～12 月 1 日	大阪（日本）
第 6 回 PSAM6	2002 年 6 月 23～28 日	プエルトリコ（米国）
第 7 回 PSAM7	2004 年 6 月 14～18 日	ベルリン（ドイツ）
第 8 回 PSAM8	2006 年 5 月 14～18 日	ニューオーリンズ（米国）
第 9 回 PSAM9	2008 年 5 月 18～23 日	香港（中国）
第 10 回 PSAM10	2010 年 6 月 7～11 日	シアトル（米国）
第 11 回 PSAM11	2012 年 6 月 25～29 日	ヘルシンキ（フィンランド）
PSAM 2013 Topical	2013 年 4 月 15～17 日	東京（日本）
第 12 回 PSAM12	2014 年 6 月 22～27 日	ホノルル（米国）
第 13 回 PSAM13	2016 年 10 月 2～7 日	ソウル（韓国）
PSAM 2017 Topical	2017 年 6 月 7～9 日	ミュンヘン（ドイツ）
第 14 回 PSAM14	2018 年 9 月 16～21 日	ロスアンゼルス（米国）
PSAM 2019 Topical	2019 年 12 月 2～3 日	ストックホルム（スウェーデン）
第 15 回 PSAM15	2020 年 11 月 21～26 日	WEB（イタリア）
第 16 回 PSAM16	2022 年 6 月 26～7 月 1 日	ホノルル（米国）
PSAM 2023 Topical	2023 年 10 月 23～25 日	WEB（米国）
第 17 回 PSAM17	2024 年 10 月 7～11 日	仙台（日本）

（開催地の分布）

（第 1 回米国開催の様子：アポストラキス氏の挨拶とユニバーサルスタジオでの夕食会）

図 1 PSAM の開催地

3. ASRSAM の歴史

ASRAM は、1992 年に韓国（ソウル）で開催された日韓 PSA ワークショップを母体として始まり、2016 年に日本・中国・韓国の 3 か国が ASRAM 運営委員会を組織し、活動が開始された。PSAM と同様に、PRA に

係る研究者や利用者、規制担当者等が参加し、PRA の研究開発やリスクマネジメントに関する経験の発表を通じて、意見交換、研究交流、及び情報発信を行い、国際的な現状の認識及び合意形成を図ることを目的としたものである。

表 2 に、ASRAM の開催実績を示す。開催数は 2024 年度までに 10 回を数え、PRA 手法、リスク情報活用、HRA、PRA の規格等のトピックスを中心に、東南アジア、米国、欧州も含め、100 名程度の参加実績がある。次回の ASRAM2025 は、東南アジア地区（図 2 参照、開催地：タイ、2025 年 8 月）で初めての開催が予定されており、アジアにおいて今後 PRA がさらに発展し、その応用が図られていくための良い契機とするためにも、多数の参加者の出席が期待されているところである。

表２ ASRAM 開催実績

開催名称と開催年		開催地
ASRAM 2016	2016 年 10 月 7 日	ソウル（韓国）
ASRAM2017	**2017 年 11 月 13～15 日**	**横浜（日本）**
ASRAM2018	2018 年 10 月 10～12 日	厦門（中国）
ASRAM 2019	2019 年 9 月 30 日～10 月 2 日	慶州（韓国）
ASRAM 2020	**2020 年 11 月 30 日～12 月 2 日**	**WEB（日本）**
ASRAM 2021	2021 年 10 月 24～27 日	WEB（中国）
ASRAM 2022	2022 年 11 月 30 日～12 月 2 日	ソウル（韓国）
ASRAM2023	2023 年 12 月 4～6 日	香港（中国）
PSAM17&ARSAM2024	**2024 年 10 月 7～11 日**	**仙台（日本）**
ASRAM2025	20250 年 8 月 27 日～29 日（予定）	パタヤ（タイ）

図 2 ASRAM2025 の開催地

4. PSAM17&ASRAM2024 の概要

PSAM17&ASRAM2024 は、仙台国際センター（仙台市青葉区青葉山）展示棟において、2024 年 10 月 7 日（月）～10 月 11 日（金）に開催された。主催は IAPSAM と PSAM17&ASRAM2024 組織委員会（組織委員長：山口 NUMO 理事長）であり、共催は一般社団法人日本原子力学会、中国原子力学会、韓国原子力学会である。登録参加者数：385 名（国内：166 名、海外：219 名）であり登録参加国は 29 か国であった。応募論文数約 240 件のうち、アジア地区から約 60%、欧州地区から約 25%、米国やカナダ等から約 15%であり、日本開催ということもあり、アジア地区から多数の論文投稿と発表があった。

また、IAPSAM からアポストラキス賞 1 件、PSAM17&ASRAM2024 技術プログラム委員会（TPC）より学生ポスターセッション優秀発表賞 3 件が選考の上、表彰された。なお、本会議のトピックスについては、本企画セッションの予稿第 2 報（Plenary, Keynote の概要）やリスク部会のホームページ[2)]を参照されたい。

5. おわりに

PSAM と ASRAM の歴史に加え、2024 年 10 月に日本で開催された PSAM17&ASRAM2024 の会議開催の概要を紹介した。リスク部会で活躍されている専門家の範囲としては、リスク研究者や実務者、それを志す若い世代の方々、更には異なる専門分野の研究者や人文・社会系の専門家であり、リスクの視点の重要性を認識する広範な方々であろう。これら専門家の方々のたゆまぬリスク部会への貢献のおかげで、リスク情報の活用が原子力の安全文化に多くの価値をもたらし、社会実装に向けた流れを着実に後押ししている状況にあると思われる。一方、リスクには不確かさという特性があり、“ゼロリスク”を実現し保証することは困難であり、社会や人々の有用な活動にあたっては、“なお残るリスク”を理解し、それに適切かつ適時に対処していく必要がある。

リスク部会の皆様には、リスク部会の活動方針である国際会議への参画を通じ、“リスク”という言語に基づくコミュニケーションの更なる醸成に向けた当部会としての活動を活性化する役割をお願いしたい。

謝辞

PSAM17&ASRAM2024 現地実行委員会（LOC）や技術プログラム委員会（TPC）ならびに関係者の方々におかれましては、IAPSAM との共催において多大なご協力を頂きました。謹んでここに謝意を表します。

参考文献

1) 牟田 仁, “リスク部会の設立とその意義について”, 日本原子力学会誌, Vol.61, No.4 (2019)
2) 日本原子力学会リスク部会ホームページ（https://risk-div-aesj.sakura.ne.jp/index.html）, ニュースレター第 7 号（PSAM17&ASRAM2024 特集）, 2025 年 2 月

---

*SHIRAI Koji[1]
[1]Nuclear Risk Research Center (NRRC), CRIEPI

2025年春の年会

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

（2）Plenary, Keynote の概要

(2) Overview of Plenaries and Keynotes

*高田　孝[1]
[1]東京大学

1. はじめに

2024 年 10 月 7 日から 11 日に、仙台国際会議場で開かれた PSAM17&ASRAM2024 国際会議では、2 件の Plenary lecture および、8 件の Keynote lecture が行われた。本報では、それらの概要[1]について示す。

2. Plenary lecture

2-1. The Evolution of the Use of PRA and Risk-informed Decision-making in Japan （George Apostolakis 氏, 電力中央研究所原子力リスク研究センター(NRRC)所長）

講演では、日本では確率論的リスク評価（Probabilistic Risk Assessment: PRA）が十分に活用されてこなかったことを指摘し、規制当局及び産業界が長年にわたりリスク情報を活用した意思決定（Risk-Informed Decision-Making: RIDM）と対照的な決定論的な規制遵守（regulatory-compliance）に依存してきた背景が説明された。

2018 年に産業界がリスク情報活用の実現に向けた戦略・行動計画を策定し、2020 年に原子力規制委員会が原子炉監視プロセス（Reactor Oversight Process: ROP）を採用したことは、RIDM への移行に向けた重要な一歩である。また、安全目標は”How safe is safe enough?”という問いへの答えに貢献するものであり、RIDM に不可欠な要素である。さらに、日本の PRA の品質向上に向けて、米国機械学会/米国原子力学会（ASME/ANS）標準や米国原子力エネルギー協会（NEI）の PRA レビュープロセスに基づく国際的な専門家によるレビューが行われたこと、そして、NRRC の火災 PRA の結果として 1E-5/炉年の炉心損傷頻度が公表されたことは、日本における 1E-6/炉年に固執する「文化」に対して挑戦するものであり、RIDM の進展における成果であることが強調された。

2-2. Risk and Reliability Research at Idaho National Laboratory （Svetlana Lawrence 氏, 米国アイダホ国立研究所(INL)）

米国エネルギー省（DOE）の支援を受けた軽水炉持続可能性プログラム（Light Water Reactor Sustainability Program: LWRS）の一環として、INL が実施しているリスク情報を活用したシステム解析（Risk-Informed System Analysis: RISA）について紹介がなされた。RISA の主な目的は、安全裕度の最適化と不確かさの低減により、高い安全性を維持しつつ原子力発電所の経済性とパフォーマンスの向上を図ることである。

特に、出力向上には事故耐性燃料（Accident Tolerant Fuel: ATF）が重要な役割を果たすことが強調された。さらに、革新炉に対するリスク評価の取り組みとして、リスク情報を活用したパフォーマンスベースの規制への支援や、原子力発電所に併設される水素製造施設などの産業プロセスのリスク評価の取り組みが紹介された。質疑応答では、ATF の導入が原子力プラントのリスクプロファイルに与える影響について議論され、ATF によってプラントの事故耐性が向上すると期待されており、それを定量的に評価するために INL では大規模な実験が開始されたことが説明された。

3. Keynote lecture

3-1. On Becoming Risk-Informed: Lessons Learned from the Past, Present, and (Hopeful) Future of Risk-Informed Applications（Fernando Ferrante 氏, 米国電力研究所(EPRI)）

RIDM において確率論的リスク／安全評価（PRA/PSA）が本質的な要素の一つであること、またこれまで

*Takashi Takata[1]
[1]The Univ. of Tokyo

の意思決定事例からの教訓、成功／阻害要因や人材育成、組織文化的側面などのソフト面に関する考察について紹介があった。また EPRI で実施した火災リスク評価に関する公開議論について例示するとともに、その有効性や課題について会場からの質問も含め議論された。

3-2. The role of risk communication in risk governance

（竹田 宜人氏，北海道大学）

リスクコミュニケーションの定義や必要な理由、リスク評価やリスク認知の考え方について紹介したのち、実際のリスクコミュニケーションの例に北海道における放射性廃棄物最終処分施設に関する対話例が紹介された。リスクコミュニケーションは、関係者が健康、安全、環境に関するリスクについて、情報に基づく独立した判断（informed judgement)をするために必要な情報を提供することを意図したコミュニケーションであり、人々を説得することは含まれていないことが強調された。

3-3. AI in Nuclear Safety: Lessons from the Past, Insights for the Future

（Joon-Eon YANG 氏，韓国原子力研究所(KAERI)）

現在加速度的に研究が行われている、AI や大規模言語モデル（ChatGPT 等の生成 AI）の原子力分野への適用や、1980 年代の AI ブームとその終焉について紹介があった。特に過去の AI ブームに関し、その特徴や問題点、そこから得られる教訓の現在行われている AI 関連研究への反映についての考察が紹介され、想定される課題や AI 技術利用に関するセキュリティに対する留意点について意見交換が行われた。

3-4. Engaging Communities in Measuring and Assessing Individual Radiation Exposure: Insights from Post-Fukushima Daiichi Nuclear Disaster（内藤 航氏，産業技術総合研究所(AIST)安全科学研究部門）

東日本大震災による福島第一原子力発電所事故に関連して実施した住民被ばくに関する調査研究について報告があった。研究内容としては大きく 3 つのテーマがあり、除染オプションの費用便益分析、住民の外部被ばく量の測定、評価とコミュニケーション、放射線リスクに対する住民の理解に向けた研究である。その中で個人被ばく量の評価については、産総研という研究組織を活かして D-shuttle と呼ばれる個人線量計を開発し、GPS データと航空機モニタリング結果と比較することで時間ごとの被ばく量を推定することができた。この結果、多くの住民に対してモニタリングによる空間線量よりも実際の外部被ばく量が低いことが示され、住民の安心や被ばくに対する理解に結びついた。一方で、被ばく量が予想よりも大きかった場合などは、不安に結びつくという負の一面もあったことも紹介された。

3-5. Overview of Onagawa Nuclear Power Station's Response to the Great East Japan Earthquake and Implementation of Safety Improvement Measures（松永 哲哉氏，東北電力）

東北電力の女川原子力発電所 2 号機は、日本の新規制基準に合格した BWR プラントであり、11 月に再稼働することを目指していることが報告された（追記：10 月 30 日に再稼働)。この発電所は、日本三景のひとつである松島近くの牡鹿半島に位置する。この太平洋に突き出た半島は、2011 年に発生した大地震と巨大津波を経験したが、女川発電所では、津波の痕跡に基づく敷地の高さの決定や基準地震動の見直しに基づく耐震補強工事など、事前にリスクに基づいた対策を実施しており、危機的な状況に陥ることを回避することができた。

講演では、女川 2 号機におけるリスク情報を活用した対策の実例や、2011 年の巨大地震と津波の痕跡、さらに日本の新規制基準に基づく安全対策が紹介された。震災以前の安全対策では、想定津波高さを 14.9m と設定し、PRA の知見に基づいて RSW ポンプ及びバルブの冗長化を図るとともに、海水熱交換器建屋のブロワーの点検頻度を 1 年に一度から 1 ヶ月に一度に変更していた。震災後には新規制基準への対応が行われ、現在は再稼働に向けた準備が進められている。また、冗長性の向上と深層防護の観点から整理された対策設備が紹介されると同時に、事故後の対応操作のトレーニングについても説明があった。

3-6. Current Status of Fukushima Daiichi Decommissioning: Issues and Perspectives

（阿部 守康氏，東京電力ホールディングス）

本講演は FDR2024（International Topical Workshop on Fukushima-Daiichi Decommissioning Research 2024, 10 月 10 日～13 日福島県楢葉町 J-Village にて開催）との連携として執り行われた。

福島第一原子力発電所の事故から 13 年が経過し、廃炉に向けた取り組みにおいて重要なマイルストーンが

達成された。これまでに、3 号機と 4 号機の使用済み燃料の取り出しが完了し、汚染水の管理も大きく進展した。さらに昨年、ALPS 処理水の排出が開始された。使用済み燃料プール（SFP）からの使用済み燃料の引き上げは現在進行中であり、2026 年までに完了する計画である。現在の焦点はサイトにおける最も困難な課題である燃料デブリの回収に移っており、今年、この困難な取り組みが開始される。建屋を覆う大きなカバーの取り付けが STEP1 として進められており、STEP5 にあたる燃料デブリの取り出しを 2028 年までに開始する予定である。現在、1 号機のカバー取り付けが進行中で、2 号機では燃料取り出し機器の取り付けが行われている。燃料デブリの所在については、1 号機はほとんどが P/D 内に、2 号機では RPV および P/D 内に、3 号機ではほとんど P/D 内に存在すると見込んでおり、そのため、各種の燃料デブリ取り出し機器の検討及び設置が進められている。

3-7. Challenges for Risk-informed Regulation in Japan

（古金谷 敏之氏, 原子力規制庁(NRA)）

NRA の発足から今日までの規制体系の整備について包括的な説明が行われ、その中で福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえ制定された新規制基準の基本的な考え方が紹介された。続いてリスク情報を活用した規制活動の一例として、2020 年 4 月より開始した新検査制度の概要が示され、電気盤火災に関する具体的な活用例も紹介された。最後にステークホルダー間でリスク情報を効果的に活用するための提言として以下の 3 点が示された。

- 良好なリスクコミュニケーションの醸成
- ステップバイステップアプローチによる PRA（OLM、LCO,AOT 等）の導入
- 強いリーダシップによるトップダウン的なリスク情報管理の強化

3-8. Exploring Appropriate Risk Metrics for Advanced Nuclear Energy System

（Jiejuan Tong 氏, 中国 Tsinghua University）

中国におけるリスク情報活用の変遷や現状認識が紹介され、さらに軽水炉以外の革新的な原子力エネルギーシステム（以下、新型炉）の開発計画も示された。特に、2022 年以降、新型炉の PRA 技術開発は急速に進展しており、事故データや機器故障率のデータベースの拡充やピアレビューの推進、全てのハザード・運転モード・PRA レベルを含む統合的 PRA のパイロットスタディが進められている。その結果、新型炉の PRA においては最適化が進み、従来のリスク指標（CDF や LRF）はかなり低いレベルに達している。しかし、これらリスク指標の変動に基づく意思決定に実効性がなくなることが懸念されている。こうした背景から、中国では新型炉に適した新しいリスク指標の策定活動に注力しており、例えば「100 万年で 50mSv を超えない」といったリスク指標とその許容レベルの検討状況が紹介された。

4. おわりに

2024 年 10 月に日本（宮城県仙台市）で開催された PSAM17&ASRAM2024 での Plenary/Keynote lecture の概要を紹介した。原子力施設の安全性向上において、確率論的リスク評価（PRA）を代表とするリスク評価手法の高度化、評価結果から得られる定性的、定量的情報の活用が果たす役割は重要である。今後も国際的な最新知見や動向も踏まえ、本分野の更なる発展と安全性への貢献を期待したい。

謝辞

各講演の概要のとりまとめにあたり、PSAM17&ASRAM2024 現地実行委員会（LOC）、技術プログラム委員会（TPC）ならびに関係者の方々に多大なご協力を頂いた。謹んでここに謝意を表す。

参考文献

[1] 日本原子力学会リスク部会ホームページ（https://risk-div-aesj.sakura.ne.jp/index.html），ニュースレター第 7 号（PSAM17&ASRAM2024 特集）, 2025 年 2 月

2025年春の年会

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

（3）関西電力の RIDM の紹介

(3) Introduction of RIDM initiatives in KEPCO

*生野 健一郎[1]，沼田 健[1]，乾 智彦[1]
[1]関西電力株式会社

1. 要旨

原子力事業者は、東京電力（株）福島第一原子力発電所事故後の教訓や海外の知見を踏まえ、大幅に強化された新規制基準への適合はもとより、規制の枠組みにとどまらない安全性向上の取組みを推進している。

安全性向上の取組みを効果的に推進するためには、各原子力発電所の特性に応じた確率論的リスク評価（PRA）が有効であり、これにより定量化された安全対策の効果等のリスク情報を活用した意思決定（Risk-Informed Decision-Making: RIDM）を発電所のリスクマネジメントに取り入れてきた[1]。

さらに当社では、リスク情報活用が場当たり的な対応にならないよう、体系的な仕組みに基づき、組織全体として推進していく方針としており、自主的に定めた性能目標という“共通のものさし“をベースとして、保修や運転等、現場第一線での業務に活用できるマニュアルやチェックシートを整備するとともに、規制に関わらない範囲から、リスク情報活用の実績を蓄積しているところである。

ここでは、当社の RIDM の過去事例として、2020 年に大飯発電所 3 号機で実施した海水ポンプ（予備機）の定期検査に先立つ先行隔離工事について紹介する。

2. 原子力発電所における PRA の活用について

現在の発電所の運営の課題の１つに、検査対象機器の増大による、定期検査期間中の現場での作業輻輳に伴う工事の品質低下の懸念がある。この解決策として、オンラインメンテナンスによる作業の平準化が挙げられるが、オンラインメンテナンス実施可能な機器は限定的である。これは保安規定の運転上の制限の対象である安全上重要な機器の状態を計画的に運転上の制限外に移行することが、予防保全を目的とした場合を除き、現在の規制上認められていないためである。

この規制は日本の事業者が、今後、米国のように RIDM の適用範囲を拡大して安全性を能動的に高めていく上でも課題となっている。保安規定対象機器のオンラインメンテナンスを実現するためには、事業者がリスク情報を活用して保安規定対象機器以外でのオンラインメンテナンスの実績を積み、安全を担保しつつオンラインメンテナンスを実施できることを継続的に示していくことが必要である。

その事例として大飯発電所 3 号機で実施した予備の海水ポンプの定期検査前先行隔離を伴う工事において、リスク情報を活用し補償措置の選択や工事の実施可否の判断を行った事例を示す。

3. 原子力発電所におけるリスク情報活用の事例

3.1. 大飯発電所の海水系統および海水ポンプの運用および工事の概要について

大飯発電所 3 号機の海水ポンプ（以下 SWP）は A、B、C の 3 台を設置している。プラント運転中は、１台が運転し、２台は待機状態にある。通常の運用では A-SWP または B-SWP により海水系統（以下 SWS）の A トレンに、B-SWP または C-SWP により SWS の B トレンに海水を供給している。通常運転時に使用していない側のトレンは、止め弁が閉止されており、事故等により、通常運転時に使用している側のトレンが機能喪失した場合、止め弁を手動で開き、使用していない側のトレンに海水を供給する必要がある。

2020 年に大飯発電所 3 号機の海水ポンプ室に設置しているロータリースクリーンとレーキ付きバースクリーンを一体化（単機化）する工事を計画した。本工事の改造概要を図 1 に示す。本工事では下流にある海

水ポンプの隔離が必要であるが、定検時に実施した場合、作業輻輳による工事の品質低下が懸念されたため、B-SWP を定検前に隔離して作業を実施することを計画した。工事中の海水系統の状態概要について図 2 に示す。

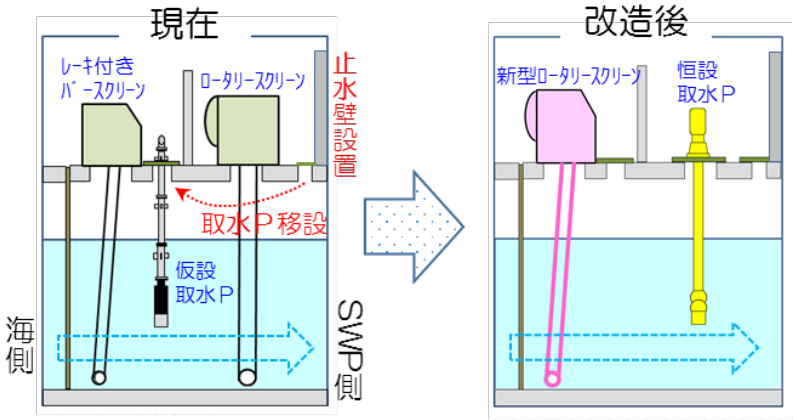


図1　工事概要

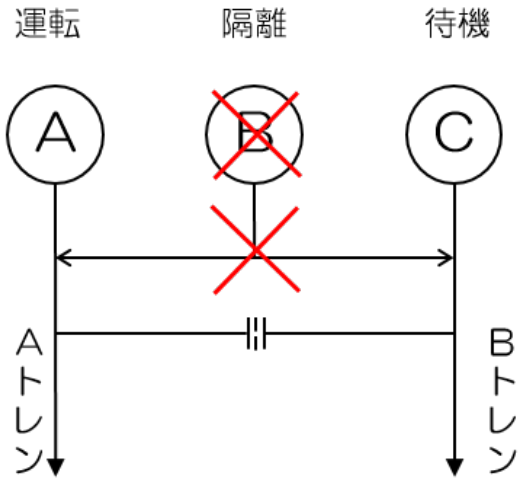


図2　工事実施中の海水系統

3. 2. SWP 先行隔離時のリスク評価結果

SWPは安全系補機の重要なサポート系機器であり、1台を隔離することにより、待機中のSWPが1台のみとなるためプラントリスクに与える影響があると判断し、工事期間中のリスク評価を実施した。

大飯3号機のB-SWPの隔離なし（ベースケース）と隔離ありの場合でPRAを実施した結果を表 1 に示す。工事日数を50日と想定し、リスクの増分を算出した。表1に示す通り、起因事象「原子炉補機冷却海水系の全喪失」の発生頻度が増加することの影響が支配的であった。

表1　SWP隔離中のリスク評価結果

		① ベース /炉年	② SWP隔離時 /炉年	②－① 増分 /50 day
起因事象別炉心損傷頻度	全炉心損傷頻度	2.09E-06	3.72E-06	2.22E-07
	原子炉補機冷却海水系の全喪失	3.49E-07	1.92E-06	2.15E-07
起因事象発生頻度	原子炉補機冷却海水系の全喪失	1.18E-05	6.22E-05	6.90E-06

3.3. 補償措置の検討

3.3.1. 補償措置の検討対象の抽出

B-SWP 隔離時の FV 重要度上位には起因事象「原子炉補機冷却海水系の全喪失」発生頻度に関連するものが多く上がっていることから、起因事象の発生頻度を低減させる補償措置が効果的と判断して検討した。補償措置の検討対象とした基事象は、表 2 に示すとおり、Fussell-Vesely（以下 FV）重要度上位の「機器故障」と「人的過誤」のうち、海水ポンプ切替操作に係る人的過誤（FV の 2,8,10 位）に係る基事象である。これらの操作は、海水系統の A トレンもしくは原子炉補機冷却水系統の A トレンの故障時に、海水系統および原子炉補機冷却水系統を B トレンに切り替えるための C-SWP の起動操作および B トレンの止め弁の開操作に失敗する人的過誤である。この人的過誤確率で支配的な要素は認知失敗確率であり、補償措置としてこの認知失敗確率の低減方法を検討した。

表2　海水ポンプ切替操作に係る人的過誤

FV 順位	基事象	認知失敗確率	操作失敗確率	人的過誤確率
2	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗（A,B海水ポンプ故障時）	6.1E-03	1.7E-03	7.9E-03
8	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開操作失敗（A,B-CCWP故障・C,D-CCWP自動起動成功時）	6.1E-03	1.2E-03	7.3E-03
10	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗（CCW Aトレン閉塞時）	6.1E-03	1.7E-03	7.9E-03

3.3.2. 補償措置の検討

認知失敗確率は、CBDTM を用いて算出している。CBTBM は表 3 に示すように運転員が情報の利用に失敗することと運転員が手順書の利用に失敗することをそれぞれ細分化し、Pca～Pch の要素毎に Dicision tree に従い、認知失敗確率を算出する手法である【2】。

補償措置の検討対象とした海水ポンプ切替操作の人的過誤（FV の 2,8,10 位）確率評価に係る CBDTM の特徴は、Pcf の評価結果である。Pcf の Dicision tree を図 3 に示す。本操作のインタビュー項目　「手順書の指示の記載が明瞭で、必要な情報がすべて含まれている」の回答が「No」であったため、Dicision tree は青線を進み、認知失敗確率は(f)6.0E-3 となった。インタビューの項目の回答が「No」となった原因は海水系統の切替操作に着手するタイミングや切替手順が手順書で明確にされていなかったためである。したがって、補償措置としては、原子炉が出力運転中の B-海水ポンプの隔離期間中に、運転している A トレンの海水系および原子炉補機冷却系の機能が喪失する事象（例：ポンプの継続運転失敗）が発生した場合に待機側の B トレンへの切替操作（B トレン側海水ポンプ起動及び、B トレン側原子炉補機冷却器海水止め弁開、B トレン側原子炉補機冷却水ポンプの起動等）を実施する運転操作指示書を作成することとした。これにより、Pcf の対象である「手順書の指示の記載が明瞭で、必要な情報がすべて含まれている」が「Yes」になり、認知失敗確率が(a)neg.となる。

表3　CBDTM failure mechanisms【2】

High-Level Failure Mode	Designator	Description
Failures in the operator-information interface	p_c a	Data not available
	p_c b	Data not attended to
	p_c c	Data misread or miscommunicated
	p_c d	Information misleading
Failures in the operator-procedure interface	p_c e	Relevant step in procedure missed
	p_c f	Misinterpret instruction
	p_c g	Error in interpreting logic
	p_c h	Deliberate violation

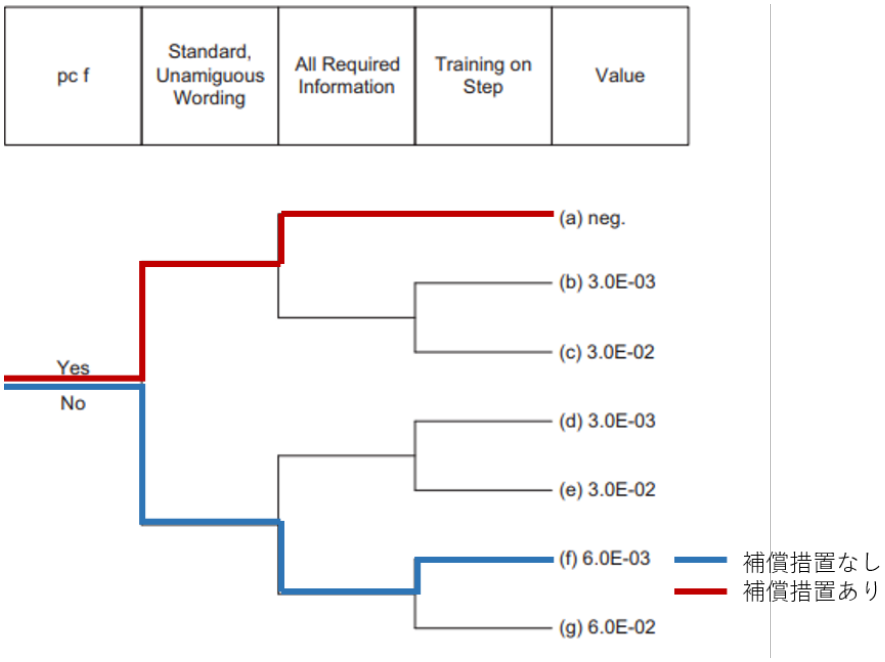


図3　Decision tree for p_cf: misinterpret instruction【2】

3.3.3. 補償措置の効果の確認

2.3.2項で検討した補償措置の効果を確認した。補償措置を適用した場合、3つの操作の認知失敗確率が表4のとおり改善することを踏まえ、感度解析を実施した。感度解析の結果、海水ポンプの隔離期間50日では、炉心損傷頻度の増加分は3.6E-08となり、補償措置がない場合と比較すると約1/6程度となった。補償措置の採用により、炉心損傷頻度の増分が十分に低く抑えられており、補償措置の内容に問題がないことがないことを確認し、工事を実施した。

表4　補償措置適用後の人的過誤確率

FV順位	基事象	認知失敗確率	操作失敗確率	人的過誤確率※
2	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗（A,B海水ポンプ故障時）	1.4E-04	1.7E-03	2.0E-03
8	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開操作失敗（A,B-CCWP故障・C,D-CCWP自動起動成功時）	1.4E-04	1.2E-03	1.5E-03
10	C海水ポンプ起動/B原子炉補機冷却水止め弁開/C,D原子炉補機冷却水ポンプ起動操作失敗（CCW Aトレン閉塞時）	1.4E-04	1.7E-03	2.0E-03

※保守的な値を採用

表5　補償措置実施後の感度解析結果

海水ポンプ隔離期間	ΔCDF（補償措置実施後）	ΔCDF（補償措置なし）
50日	3.55E-08	2.22E-07

4. まとめ

当社の原子力発電所におけるリスク情報活用事例として、大飯発電所において、安全上重要な機器である海水ポンプの隔離を伴う工事が運転中に必要になった際に、PRA を活用して適切な補償措置を選定し、リスクを低く管理しながら工事を実施した事例を紹介した。

リスク情報活用の好循環の概念を図 4 に示す。今回紹介した事例のようなリスク情報の活用実績の蓄積により、PRA モデルに反映すべき気付きを得て、PRA を更に高度化させていくとともに、一人ひとりが RIDM の効果の実感を得て、更なる活用へつながるという好循環を形成しながら、引き続き安全性を効果的に向上させていく。

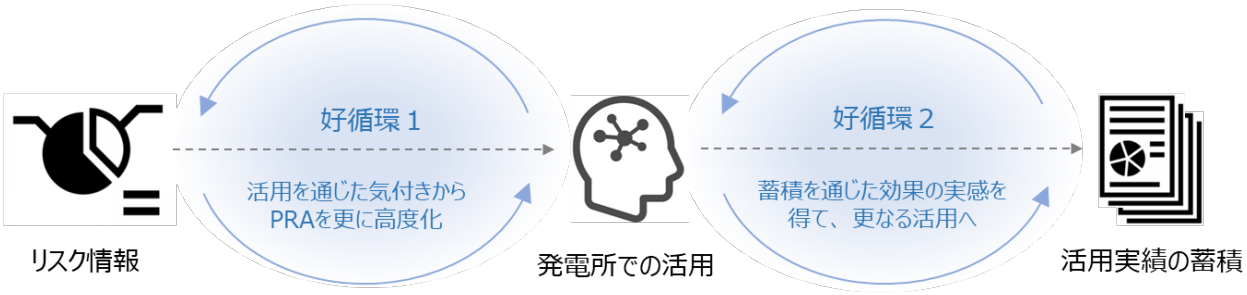


図 4 リスク情報活用の好循環の概念図

5. 引用文献

[1]「リスク情報活用の実現に向けた戦略プラン及びアクションプランの取り組み状況について」電気事業連合会,2023 年 12 月）

[2] EPRI/NRC-RES Fire Human Reliability Analysis Guidelines, Final Report, EPRI ,NRC

*Kenichiro Ikuno[1] , Takeshi Numata[1] and Tomohiko Inui[1]

1 The Kansai Electric Power CO., INC.

2025年春の年会

リスク部会セッション

PSAM17/ASRAM2024 で得られた知見
Insights gained from PSAM17/ASRAM2024

（4）HRA Data ワークショップの概要

(4) Overview of HRA Data workshop

*桐本 順広[1]
[1]電中研

1. はじめに

2024 年に仙台国際センターで開催された PSAM17/ASRAM2024 の前日の 2024/10/6 に、人間信頼性解析（HRA）に用いるデータ収集に関する知識共有の場として、米国原子力規制委員会（NRC）と韓国原子力研究所（KAERI）の共催で HRA Data Workshop が開催された。本ワークショップでは HRA における人的過誤確率（HEP）を現実的なものとするために、訓練時の失敗データなどを集積して活用することで、HRA の高度化を目指す取り組みや国際的な HRA データ収集の枠組みなどを議論するもので、NRC の主催で過去には 2018、2019、2020 の 3 回の開催があった。

今回のワークショップでは、12 カ国 25 機関、36 名の参加者があった。参加機関は各国の、発電会社、規制当局、研究機関、大学、コンサルティング会社等である。今回の参加機関を表 1 に示す。

なお、ワークショップのアーカイブ情報は、現在 NRC の電子ライブラリ（ADAMS）において accession 番号 ML24302A079 としてすでに公開されているので、以下の URL からご参照いただきたい。
https://www.nrc.gov/reading-rm/adams.html

本稿では、2024 年の HRA Data Workshop の概要を述べる。

図 1 HRA Data Workshop 参加者

表 1 HRA Data Workshop 参加機関

ARS (USA)	Kyung Hee University (Republic of Korea)
Central Research Institute of Electric Power Industry, Nuclear Risk Research Center (Japan)	Massachusetts Institute of Technology (USA)
Chung-Ang University (Republic of Korea)	Massachusetts Institute of Technology (USA)
Engineering Department, CSA of Japan Co., Ltd. (Japan)	Nagaoka University of Technology (Japan)
European Commission, Joint Research Centre (Italy)	Nuclear Power Plant Leibstadt, AG (Switzerland)
FNC Technology Co., Ltd (Republic of Korea)	Nuclear Regulatory Commission (USA)
Future and Challenge (Republic of Korea)	Office for Nuclear Regulation (UK)
Harbin Engineering University (Morocco)	RiskSpectrum AB (Sweden)
Idaho National Laboratory (USA)	Singapore Nuclear Research and Safety Institute, National University of Singapore (Singapore)
IFE, Halden HTO Project (Norway)	Sofia University St Kliment Ohridski, Kozloduy NPP (Bulgaria)
INET, Tsinghua University (China)	TEPCO SYSTEMS (Japan)
Jensen Hughes (USA)	University of Maryland (USA)
Korea Atomic Energy Research Institute (Republic of Korea)	

2. 背景：HRA データ収集に関する議論について

2010 年の PSAM11 において、Jensen Hughes の Jeffrey Julius 氏を会長として、ヒューマンファクターと PRA の人間信頼性解析関わる技術の研究や評価手法、データ等を議論するための HRA Society が発足された。HRA Society の目的は、意思決定に関わる PRA の一部としての人間信頼性解析や、ヒューマンファクター･ヒューマンエラー削減プログラムを改善していくために、以下の 3 つの要素に係る研究、モデリング及びアプリケーションに関する国際的な情報共有や連携を議論していくことにある。

1. 人間とプラントまたは施設との相互作用を理解した上でのエラーの識別
2. エラー評価（定性的および定量的）
3. エラーの削減

HRA データの収集に関しては、2017 年の PSAM2017 Topical でトピック会議の中で重点的に取り扱われてから継続した議題となった。この中で HRA データの収集の現状について“Elephant in the room”（慣用句で、目に見える問題や難しい状況を見て見ぬふりしていることを示す）という指摘がなされ、国際協力も視野に取り組んでいく重要性が認識された。先述の NRC の Data Workshop は 2018 年にこれらの議論を受けて、NRC のシミュレータ訓練のデータ記録システムである SACADA（Scenario Authoring, Characterization, and Debriefing Application）を中心に、このシステムのデータの HRA のへの活用などについて議論を開始したものであった。

一方で我が国では、電中研の NRRC での HRA 研究において、現在米国でも主流となっている HRA の定量化手法における人的過誤確率のノミナル値が 40 年以上更新されてないことから、訓練データの収集の取り組みによって、これらの値を国内経験データで更新する取り組みを行っている。この取り組みに関しては今回のワークショップでも報告を行った。

3. HRA Data Workshop の概要

3-1. “OECD NEA Halden Human-Technology Organisation (HTO) Project”, Andreas Bye, IFE, Halden HTO Project

ノルウェーにあるハルデン炉研究プロジェクトで実施されている人間行動に関する研究を行っている HTO におけるデータ収集に関する報告が行われた。HTO は HAMMLAB というデジタル運転シミュレータ（図 2）で訓練実験などを実施することで、人間特性やヒューマンインタフェースの研究をおこなっている。2002-2020 年の間にはスウェーデン人の 64 名以上の運転員と 17 名の米国人運転員の共同で 35 以上のシナリオ兎を対象に 250 回以上の訓練試験を行っており、2021-2024 の期間では、7 の運転チームにより 15 のシナリオで 50 回のシミュレータ訓練を実施している。

図 2 HAMMLAB SMR シミュレータ 2024 9 月

HRA については、NRC の IDHEAS-ECA（NUREG-2256）手法と観察データを連動させる取り組みを行っており、訓練観察時のタスク分析やエラー識別の検討などを中心に、以下の HTO のレポートをまとめている。

・HWR-1120 人間信頼性分析のためのシナリオ分析の改善
・HWR-1145 HRA のためのシナリオ分析の改善：優良事例ハンドブック
・HWR-1178 HRA 実践の改善: パイロットケーススタディの結果

また、データは NRC の SACADA にも提供しており、現在は主にデジタル制御室への HRA 手法の適用をすすめるため、人間行動への影響を表すパフォーマンス形成要因 (PSF : Performance Shaping Factor) またはパフォーマンス影響要因 (PIF : Performance Influence Factor)を把握するための実験等を実施することで、PSF 乗数の更新やガイダンスの更新を行っている。

3-2. “Using Computer Based Procedures for Human Reliability Analysis (HRA) Data Collection”, Ronald Boring, LWRS, INL

HRA では経験データではなく殆どが専門家の推定基づいているため、データ収集の取り組みが始まっているが、その一方で人間のパフォーマンスデータを収集する体系自体も手作業が多く、低頻度事象のサンプルサイズが小さいことが問題である。また、デジタルヒューマンマシンインターフェース（HMI）の進歩にほとんど追いついていないことが課題とされた。

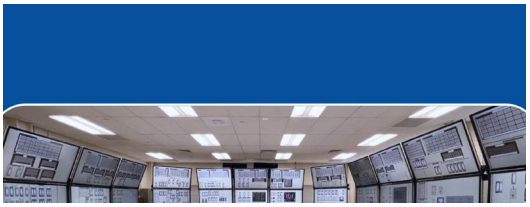


図 3 ヒューマンシステムシミュレーションラボ（HSSL）

INL はフルスコープのヒューマンシステムシミュレーションラボ（HSSL）（図 3）を有しているが、このため、簡略化シミュレータである Rancor Microworld Simulator（図 4）を用いて、シナリオの簡略化と大学の学

生を使った運転員のパフォーマンスデータ収集を行うことで、サンプルサイズの拡大を図っている。Rancor は特徴としてコンピュータベースの手順を使うことで、運転員の実行時の行動データを自動的に記録することが出来、成功/失敗の記録も行うことができる。また学生とライセンス運転員とのパフォーマンスの関係性については、朝鮮大学との協力によって複数回の試行により学生のパフォーマンスが収束することを把握した。

図 4 Rancor Microworld Simulator

INL は新しい手順のテストをするために、仮想デジタル運転員モデルの HUNTER を開発しており、このモデルにもこれらのパフォーマンスデータを活用している。

3-3. “Collection of human performance data in a multi-module operation environment”, Jinkyun Park, KAERI

KAERI では SMR を対象としたヒューマンファクタ研究として、業務実施体制や自動化のレベルの設定、ヒューマンマシンインターフェース（HMI）設計のあり方などを検討している。ただし、現在は NuScale 社のシミュレータのみで、専用のフルスコープシミュレータは無い状況での検討となっている。

ただし、SMR には既存の HRA 手法を活用することとしており、影響の大きい PSF による HEP への乗数について SMR のための更新を行う計画（図 5）としている。この PSF にはモジュール数/運転員、回復操作のための監視、複数モジュールを扱うことによるメンタルモデル、受動安全システムや自動システムのインジケータへの認知等が挙げられている。

KAERI がデジタル制御などに対応するために開発した、人間パフォーマンスデータ収集システムの HuREX を用いることで、2024 年 8 月から 2025 年 10 月にかけて、SMR の人間パフォーマンスデータ収集実験を行う予定である。

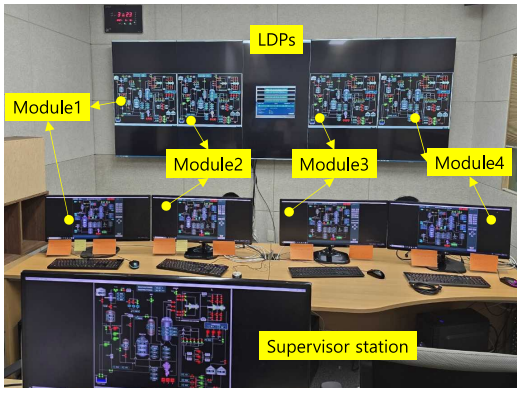


図 5 4 つのモジュールを統合した実験シミュレータ

3-4. “HRA Data R&D in the NRC”, Yung Hsien James Chang, USNRC

NRC は、近年の HRA 関連技術の開発動向と短期的に重点をおく HRA データ収集及び、国際連携に関する説明を行った。HRA 技術として IDHEAS Suite（表 2 に示す 5 つの機能で構成される）が構成されており、今後の 5 か年計画で、時間の不確実性、デジタル情報のシミュレータデータ分析、Expert Elicitation ガイダンス（NUREG-2255）などが計画されている。

表 2 IDHEAS Suite

機能	プロダクト
高レベルの HRA ガイダンス	IDHEAS-General Methodology (NUREG-2198)
HEP 定量化	HEP quantification IDHEAS-ECA (NUREG-2256); IDHEAS-AT Power (NUREG-2199); IDHEAS-Dependency (RIL 2021-14); Error Recovery (TBD); Time Uncertainty (TBD); and HEP Uncertainty (TBD); Expert elicitation (NUREG-2255, draft)
データ基盤	IDHEAS-DATA (in process) and SACADA, Guidance on data generalization and integration.
ソフトウェアツール	IDHEAS-ECA tool (present status: rev. 1.2)
品質管理	IDHEAS-ECA desktop guide (in development); independent reviews IDHEAS-ECA Evaluation of SPAR HFEs (in process)

IDHEAS-DATA は複数のデータソースの情報を、タスクの情報とエラーに至る文脈をそれぞれ分析して一般化し、統合することで HEP の評価を行った結果が集約されており、収集可能なデータがある場合は SACADA を活用して評価が行われている。

NRC は、IDHEAS の技術について国際的に広くコラボレーションすることを期待しており、IDHEAS-ECA

と SACADA について、覚書（Memorandum of Understanding (MOU)）を締結することでアプリケーションの無償提供、ソースコード及び技術情報の提供が可能であることを示した。また、SACADA を使った今後のデータ収集のニーズとして、複数サイトのデータ、 BWR のデータ、現場作業、屋外作業等のパフォーマンスデータ、時間の不確実性と要因を評価するタイミングデータ等を挙げたうえで、HRA のデータ収集についての国際協力による連携の重要性を訴えた。

3-5. “NRRC Efforts on Human Reliability Data Collection”, TAKEDA Daisuke, NRRC, CRIEPI

電中研 NRRC は、HRA の定量化手法のうち、実行失敗を評価する THERP と認知失敗を評価する CBDTM のノミナル HEP 値を国内データで更新するための HRA データ収集の取り組みについての説明が行われた。

人間信頼性データベースシステム（図 6）が開発された。このシステムでのデータ収集では、シミュレータ訓練時のエラーデータの収集の際の訓練部門の負担を低減させるため、評価対象のタスクをあらかじめ想定訓練シナリオの HRA 分析を行うことで、タスクや関わる PSF を整理した HRA ステップ表を自動で作成し、観察時にはエラーが発生した際のチェックだけすればよい仕組みを作っている。収集したデータを観察エラー数とし、これを HRA 分析で想定した PSF 情報を元に係数変換することで変換エラー数とすることで、これをエビデンスデータとし、元のノミナル HEP 値を事前情報とするベイズ推定により更新作業を行う。

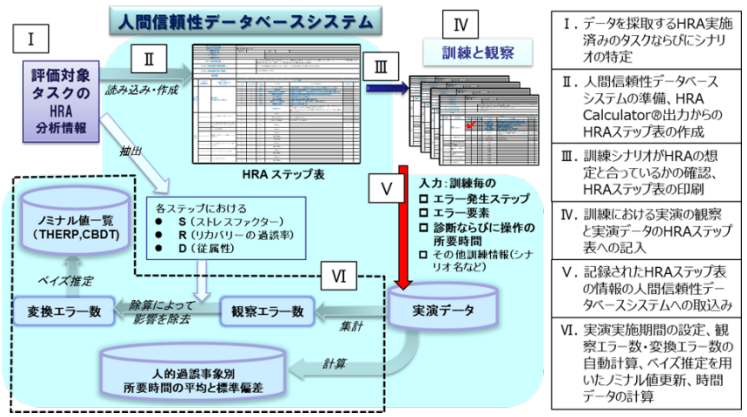


図 6　人間信頼性データ収集システムの流れ

3-6. 座談会

後半では、発表者と会場出席者を交え、プレゼンテーションへの質疑応答や HRA データのニーズ、データ収集や HRA 関連の活動、国際協力の機会についてなど、幅広い意見交換が行われた。また、HRA Society についての今後の運営などについての意見交換も行われた。

4. まとめ

人間のエラーの取り扱いに対する複雑さなどから、HRA の HEP 値は主に専門家判断による設定に頼ってきた経緯があり、またそのデータの少なさからも経験データによる統計的な更新をする機会が無いまま 40 年以上も同じようなデータを使ってきたことで、いつしか”Elephant in the room”となってしまっていた。

しかし、ここ数年の努力によって実際の訓練データを活用することで、より現実的な評価に HRA が改善する枠組みが見えてきた。国際的な連携に今後我が国も参加して協調していくことで、全世界での人間信頼性の向上により、原子力のみならず全てのシステムの安全性が向上していくために、今後も人間信頼性のためのデータ収集や技術研究をさらに進めていくことが重要であることが改めて認識される Workshop であった。

* KIRIMOTO Yukihiro[1]

[1]Nclear Risk Research Center (NRRC), CRIEPI.

一般セッション | Ⅳ. 原子力プラント技術：403-1 リスク評価技術とリスク活用

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 15:40 F会場(Zoomルーム6)

[3F07-09] AI活用

座長:鄭 嘯宇(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3F07]

AI技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
(4) フォルトツリー自動作成手法のサポート系への機能拡張

*近藤 佑樹[1]、二神 敏[1]、栗坂 健一[1]、山野 秀将[1] (1. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構)

15:00 ~ 15:15

[3F08]

AI技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
(5) 信頼性データベース構築のための自動故障判定手法の2次分析への適用

*氏田 博士[1]、森本 達也[1]、二神　敏[2]、山野　秀将[2]、栗坂　健一[2] (1. アドバンスソフト（株）、2. 日本原子力研究開発機構)

15:15 ~ 15:30

[3F09]

地震 PRA における耐震多様性の評価
その 9：AIによる床応答スペクトルの算出方法の高精度化

*大原 光晴[1]、大庭 滉平[2]、大鳥 靖樹[2]、牟田 仁[2]、片山 吉史[3]、酒井 俊朗[4] (1. CTC、2. 東京都市大、3. 中電技術コンサル、4. 電中研)

15:30 ~ 15:40

座長持ち時間

©日本原子力学会

AI 技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
(4)フォルトツリー自動作成手法のサポート系への機能拡張

Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Using Artificial Intelligence Technology

(4) Functional Enhancement of Automatic Tools of Fault Tree Creation Focusing on Support Systems

*近藤　佑樹[1]，二神　敏[1]，栗坂 健一[1]，山野　秀将[1]

[1]JAEA

原子力発電所の確率論的リスク評価の効率的・効果的な社会実装を目指したイノベーションを創出するため、AI 技術を活用し系統図等の設計図書からフォルトツリー作成に必要な情報を抽出し、自動的に作成する手法を開発する。本報では、その自動作成手法をサポート系まで機能拡張した。

キーワード：人工知能, AI, 確率論的リスク評価, PRA

1. 緒言

JAEA では、確率論的リスク評価（以下、PRA）の効率的・効果的な社会実装に向け、内的事象 PRA の実施手順における「システム信頼性解析」を対象に、画像認識等の AI 技術を活用し系統図等の設計図書からフォルトツリー(以下、FT)作成に必要な情報の抽出、および FT を自動的作成する手法の開発を段階的に進めている。前報[1][2]では、フロントライン系を対象とした機器レベル FT と故障モードレベル FT の自動作成手法について報告した。本報では、サポート系まで機能拡張した FT 自動作成手法について報告する。

2. FT 自動作成手法のサポート系への機能拡張

FT 自動作成手法の開発にあたって、段階的に精緻化と機能拡張を実施しており、精緻化については、機器レベルから故障モードレベルへと段階的に FT の精緻化を実施した。機能拡張については、FT 作成に必要な情報はフロントライン系の設計図書とサポート系の設計図書からそれぞれ抽出しなければならないため、複数の設計図書より FT 作成に必要な情報（評価対象機器や互いに冗長な関係を有する箇所など）を抽出し、フロントライン系およびサポート系の FT ファイルをそれぞれ生成、これら FT のファイルをひとつに統合できるよう FT 自動作成ツールの機能拡張を行った。機能拡張後のツールの概要を図 1 に示す。フロントライン系とサポート系のような機能の依存関係を有する異なる系統の FT ファイルを統合させる場合、依存関係にある機能（故障要素）をサポート系の FT の頂上事象として作成し、その頂上事象をフロントライン系の FT の基事象として指定することで、異なる FT ファイル間の統合を可能とした。

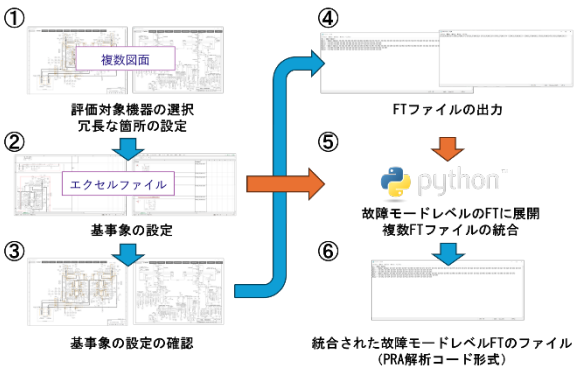


図 1 FT 自動作成ツールの概要

3. 結言

画像認識等の AI 技術を用いた設計図書からの FT 自動作成手法の開発を進め、サポート系に対応した FT 自動作成手法を試作し機能の拡張を行った。

本研究は文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682583 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 二神ら、原学会 2023 春. [2] 二神ら、原学会 2024 年春.

* Yuki Kondo[1], Satoshi Futagami[1], Kenichi Kurisaka[1] and Hidemasa Yamano[1]

[1]JAEA

AI 技術を活用した確率論的リスク評価手法の高度化研究
(5)信頼性データベース構築のための自動故障判定手法の 2 次分析への適用

Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Using Artificial Intelligence Technology
(5) Application of Automatic Failure Detection Methodology to Secondary Analysis for Reliability Database Construction

*氏田 博士[1]，森本 達也[1]，二神 敏[2]，栗坂 健一[2]，山野 秀将[2]，
[1]アドバンスソフト（株），[2]日本原子力研究開発機構

NUCIA 等の PRA 信頼性データベースのトラブルの原因分析手法に、生成 AI である ChatGPT の活用を試みた。特徴としては、原因の直並列を含むネットワーク構造の模擬により原因のネットワーク構造の図示が可能となった。さらに、日本語の特徴である主語の不在によってアクタ（要員）が不明瞭となる課題に対し、組織の経営層から現場作業員まで業務内容を定義することにより、要員を特定することが可能となった。これに基づき共通要因を判断可能な手法を試作し、時系列変化や組織ごとの相違や共通性を明確化した。

キーワード： AI 技術，生成 AI，ChatGPT，確率論的リスク評価，信頼性データベース，NUCIA

1. 緒言

NUCIA 等の PRA 信頼性データベースのトラブルの原因分析に AI 手法を用いたシステムを開発している[1]。今回新たに近年の生成 AI の画期的な性能向上に鑑み ChatGPT の活用を試みた。

2. 分析システムの開発

NUCIA 等のトラブルの原因分析に ChatGPT の活用を図り、一次分析の分析能力の向上を実現した。特徴としては、原因の直並列を含むネットワーク構造を模擬するタスクオントロジー（分析手順）を定義し、LangGraph を用いて分析のステップをマルチエージェントシステム（【再発防止策】チーム、【根本原因】チーム、【直接原因】チーム、【観察】チーム、【対応】チーム、【共通原因】チーム）として実現することにより、原因のネットワーク構造の図示が可能となった。また、日本語の特徴である主語の不在によってアクタ（要員）が不明瞭となる課題に対し、ドメインオントロジー（業務知識）として組織の経営層から現場作業員まで業務内容を定義することにより、要員を特定できる見通しを得た。さらに、共通特性を分析する二次分析として、事象を横断したネットワーク構造をデータベース化し、そのデータベースを統計分析した。これに基づき共通機器、共通操作、共通組織特性等の共通要因を判断可能な手法を試作し、時系列変化や組織ごとの相違や共通性を明確化した。上記の試作・妥当性確認結果に基づいて、分析結果の説明性など今後の開発課題を整理した。

3. 結論

AI ツールの方法論を構築、試作し、迅速性、省力化の促進と分析者の等質化に関する正確性、統一性の促進の見通しを得た。特に ChatGPT の活用により、原因のネットワーク構造の図示とアクタ（要員）の特定が可能となり、これを用いて共通要因を判断可能な手法を試作した。

本研究は、文部科学省原子力システム研究開発事業 JPMXD0222682583 の助成を受けたものである。

参考文献

[1] H. Ujita et.al.; Development of Probabilistic Risk Assessment Methodology Using Artificial Intelligence Technology. 2. Automatic Fault Detection Method for Building Reliability Database, PSAM Topical, October 23-25, 2023, Virtual.

---

* Hiroshi Ujita [1], Tatsuya Morimoto [1], Satoshi Futagami [2] , Kenichi Kurisaka [2], and Hidemasa Yamano [2]
[1]Advancesoft Corporation, [2]JAEA

地震 PRA における耐震多様性の評価
その 9：AI による床応答スペクトルの算出方法の高精度化

Evaluation of Seismic Diversity of SSC system in PRA

Part 9 : Improvement of calculation method using AI for floor response spectrum

*大原 光晴[1]，大庭 滉平[2]，大鳥 靖樹[2]，牟田 仁[2]，片山 吉史[3]，酒井 俊朗[4]

[1]CTC，[2]東京都市大，[3]中電技術コンサル，[4]電中研

耐震多様性の評価に用いる安井・他の床応答スペクトル直接計算法の精度向上をはかるため、AI を用いた床応答スペクトルの推定法について検討した。時刻歴応答解析結果との比較から、AI により床応答スペクトルを高精度に推定することを確認した。

キーワード：地震 PRA，耐震多様性，AI，床応答スペクトル

1. **はじめに**　原子力施設の安全上重要な機器に対して、振動特性の多様性（耐震多様性）を高めることで、地震による共通原因故障を回避し、損傷リスクの低減が可能である[1]。実規模モデルで耐震多様性によるリスク低減効果を正確に評価するために、様々なスペクトル形状の地震動を用いて評価を行う必要がある。著者・他[2]は、計算の効率化のために、スペクトルモーダル解析法を用いて多自由度系の構造物の簡易評価手法の構築を試みたが、床応答スペクトルの算出を行う安井・他の方法[3]（以下、安井式）が建屋と機器の共振領域において、推定精度に課題があることを明らかにし、課題の解決に取り組んできた。

   本稿では、安井式で算出された応答を、AI を用いて推定を行うことで、安井式による床応答スペクトルの算出の高精度化を検討した。

2. **AI による安井式の補正の手法**　本研究では、ニューラルネットワークを使用して、モデルに「安井式によって算出した床応答スペクトル」を「時刻歴法によって算出した床応答スペクトル」に回帰するトレーニングを行うことで、安井式による床応答スペクトルを補正するモデルを作成した。学習データには気象庁の強震観測データ[4]から 1000 個の地震動波形を使用し、各波形について、「安井式による床応答スペクトル」を入力データ、「時刻歴法による床応答スペクトル」をターゲットデータとして回帰
3. するトレーニングをモデルに行うことで、応答を補正し、実際の応答に近づけることを可能にした。その後、テストデータとして気象庁の強震観測データ[4]から学習データとは異なる 200 の地震動波形データを使用して、推定精度の検証を行った。
4. **結果**　図 1 に、作成したモデルでテストデータを補正して得られた床応答スペクトルと、補正する前の床応答スペクトル、時刻歴法による床応答スペクトルを示す。図から安井式で実際より大きく応答が算出された部分がモデルによって補正され、実際の応答に近づいていることがわかる。

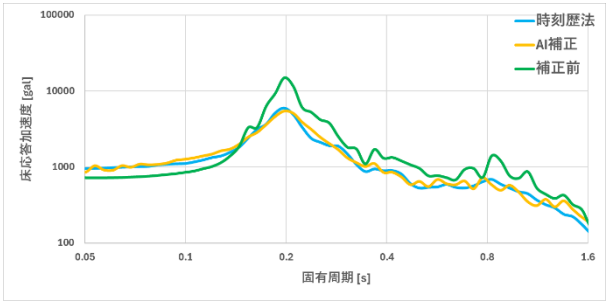


図 1　AI による床応答の補正効果

参考文献

[1] 大鳥・他、地震 PRA における耐震多様性の評価、2019 年 原子力学会春の年会

[2] 大原・他、地震 PRA における耐震多様性の評価　その 4：床応答スペクトルの算出方法の高精度化、2022 年 原子力学会秋の年会

[3] 安井・他、床応答スペクトルの直接計算法について(3)、日本建築学会大会学術講演梗概集（東海）、1986 年

[4] 気象庁、強震観測データ

---

*Mitsuharu Ohara[1], Kohei Oba[2], Yasuki Ohtori[2], Hitoshi Muta[2], Yoshifumi Katayama[3] and Toshiaki Sakai[4]

[1]CTC, [2]TCU, [3]CEC, [4]CRIEPI

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-1 基礎物性

2025年3月14日(金) 9:45 ~ 10:45 G会場(Zoomルーム7)

[3G01-03] 革新燃料、FP利用

座長:坂本 寛(NFD)

9:45 ~ 10:00

[3G01]

SMR 用 Sphere-Pac 金属燃料の開発

金属 Sphere粒子の充填状態と伝熱に関する検討

*孫 佳林[1]、佐藤 勇[1]、通傳 響真[1] (1. 東京都市大学)

10:00 ~ 10:15

[3G02]

白金族合金の触媒機能評価に関する研究

高温下での相変化によるMo酸化への影響

*大澤 響祐[1]、大岩 祐毅[1]、劉 洪甫[1]、佐藤 勇[1]、内田 隼斗[1] (1. 東京都市大学)

10:15 ~ 10:30

[3G03]

模擬白金族合金ナノ粒子の作製と物性評価

*内田 隼斗[1]、大澤 響祐[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1] (1. 東京都市大学)

10:30 ~ 10:45

座長持ち時間

©日本原子力学会

SMR 用 Sphere-Pac 金属燃料の開発
（1）金属 Sphere 粒子の充填状態と伝熱に関する検討

Development of Sphere-Pac Metallic Fuel for SMR

(1) Investigation on filling status and its heat transfer of metal Sphere particles

*孫 佳林[1]，佐藤 勇[1]，通傳 響真[1]

[1] 東京都市大学

通常の原子炉と比べ建設時間やメンテナンス性にメリットがある SMR 原子炉の運用管理やメンテナンス性を更に向上するため、本研究では燃料粒子を被覆管に直接充填する Sphere-Pac 燃料の充填状態や充填後の物性評価を行い、燃料形態燃料交換スパンを伸長できる燃料を開発する。

キーワード：球充填、 多相熱伝達率、 小型モジュール原子炉、 金属燃料

1. 緒言

Sphere-Pac 燃料中、金属燃料の充填や熱伝導特性のデータが不足している。本研究では SMR での燃料交換スパン伸長を可能とする Sphere-Pac 金属燃料を開発するため、金属製燃料模擬ボールを使用し、模擬被覆管への充填密度などの充填特性および充填後模擬試料の伝熱特性を検討した。

2. 金属 Sphere 模擬試料実験

直径が異なるステンレス鋼ボールで金属管へ充填、充填率とボール寸法の依存性を評価する。充填中の振動なしのランダム最密充填法[1]で充填密度の確認実験を行った。被覆管を模擬するステンレス鋼製の金属管と直径 3 種類のステンレス鋼ボール（直径 0.3mm、1.0mm および 1.5mm）で充填作業を行った。

Fig1：1.5mm ボール充填の試料

2-1. 模擬試料充填実験（ランダム最密充填法[1]）

被覆管を模擬する金属管を洗浄と乾燥後、電子天秤で重量を測定し、蒸留水を金属管に注入、蒸留水の重量を測定した。水の密度の温度依存性を考慮し、金属管の内体積を計算を行った。充填密度のボール直径依存性を確認するため、3 種類のステンレス鋼ボールを混合せずにそれぞれ金属管に充填、充填高さを水位と同様にし、充填後のステンレス鋼ボールと水の重量を測定した。ステンレス鋼（Cr18-Ni8）材料の理論密度と水の密度差に基づき、SUS の充填率を 5 回計測を行い、充填密度と不確かさを評価を行った。

2-2. 模擬試料伝熱実験試行

Sphere-Pac 金属燃料の伝熱に関しては熱伝導率実験や有限要素法シミュレーションにより特性を試行評価した。前者では、ボール中心と被覆管の温度差で熱伝導率を評価に使用した。ステンレス鋼（Cr18-Ni8）の熱伝導率の文献値を用いて、Bruggeman[2] モデルを適用して得られた計算値と比較した。

3. 結論

3 種類の SUS ボール充填率の平均値と標準偏差は、直径 0.3mm で充填率 0.58・標準偏差 0.0052、直径 1.0mm で充填率 0.59・標準偏差 0.0014 および直径 1.5mm で充填率 0.60・標準偏差 0.0013 となった。ランダム最密充填法は振動なしの「緩い充填」で充填率は 0.59-0.60 となるとあり[1]、本実験と一致する。熱伝導率の評価結果は 10.40 W/m/K、モデル計算結果は 6.6 W/m/K となった。この差異の要因は検討中である。。

参考文献

[1] Dullien, F. A. L. (1992). Porous Media: Fluid Transport and Pore Structure (2nd ed.). Academic Press. ISBN 978-0-12-223651-8

[2] DAG Bruggeman (1935) : "Berechnung verschiedener physikalischer Konstanten von heterogenen Systemen.", Ann. Phys. 24 ,636

*Jialin Sun[1], Isamu Sato[1] and Kyoma Tsuden[1]

[1]Tokyo City Univ.

白金族合金の触媒機能評価に関する研究
高温下での相変化による Mo 酸化への影響

Study on evaluation of catalytic function of platinum group alloys
Effects of phase transformation on Mo oxidation at elevated temperatures

*大澤響祐[1]、大岩祐毅[1]、劉洪甫[1]、佐藤勇[1]、内田隼斗[1]
[1]東京都市大学

抄録　白金族合金は、減圧加熱することで水素低減機能の向上が見込まれるが、合金の相変化による Mo 酸化に伴う固溶状態等をミクロなレベルで把握する事は重要である。そこで、当該合金に対する TEM による詳細観察のため、観察用試料の作製及び冶金観察、FIB 加工、並びに EBSD による測定に取り組んだ。

キーワード：白金族合金、酸化、TEM、EBSD

1. 緒言

使用済燃料の再処理工程で不溶解残渣として発生する白金族合金は、水素低減触媒としての有効利用が考案されている[1]。過去の研究事例には、実機の模擬合金(Mo-Ru-Rh-Pd)を減圧加熱し、水素低減機能を阻害する Mo 除去による一定の触媒性能向上が見られた[2]。この時当該合金で、相変化を起因とする Mo 酸化に伴い、固溶体(Ru 及び Pd)が形成されると考えている。本研究では、減圧加熱による触媒機能向上を当該元素における固溶状態の詳細観察により解明する。EBSD で局所的な結晶方位及び分布の観察、TEM による原子レベルでの結晶構造の観察を目指す。なお、TEM 観察は前準備として FIB 装置により薄膜試料を作製した。

2. 実験方法

模擬白金族合金を作製するにあたり、Mo 除去による結晶構造変化に着目するため、組成を通常より Mo に富んだ組成の Mo40-Ru45-Rh-7.5Pd7.5[wt.%]とした。各粉末試料を組成どおりに秤量、混合して圧粉体にし、アーク溶解により合金とした。その後 SEM-EDS 及び XRD による冶金観察を行い、電気炉で減圧加熱(1.3[kPa])後[2]、再度同様の手法で冶金観察した。加熱前後の試料表面を観察のために研磨で平滑化し、EBSD により結晶方位及び結晶分布を測定した。その後、加熱前試料から FIB 装置で厚さ 0.1[μm]の薄膜試料を作製した。なお FIB 装置は Ga をイオン源とし、加速電圧 30[kV]、電流値 167～13500[pA]とした。

3. 結論

減圧加熱前後で、Mo 酸化物の蒸発によるものと思われる重量変化を確認した。XRD では、酸化物の MoO_3 及び RuO_2 を示すピークが見られた。図 1 に示す SEM-EDS は加熱後試料の断面で、試料表面から Mo が減少した相が新たに確認された。EBSD 測定では、急速加熱・冷却による小さい相の形成を予想していたが、Ru を母体とするおおまかな結晶方位が見られた。研磨を施すことで詳細に見えると思われる。図 2 は FIB 装置で作製した薄膜試料(加熱前)で、観察に適した厚さ(約 0.1[μm])であった。今後は EBSD で正確な結晶方位を取得する。加熱前後試料の相変化部分から薄膜試料を得て TEM 観察し、加熱前後の相を含んだ薄膜試料作製も実施する。

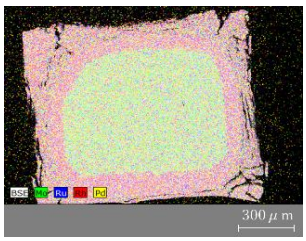


図 1 加熱後試料の SEM-EDS 結果

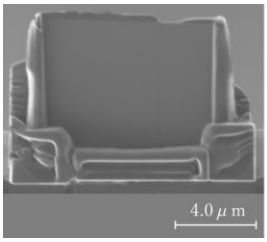


図 2 加熱前試料の薄膜試料

参考文献

[1] 樽見 直樹 令和 5 年度 修士論文
[2] 照射済燃料中における核分裂生成物の有効利用に関する研究-減圧加熱による白金族合金の挙動観察-
日本原子力学会 2023 年春の年会 樽見直樹,他

*Kyosuke Osawa[1], Yuki Oiwa[1] and Hongfu Liu[1], Isamu Sato[1], Hayato Uchida[1]
[1]Tokyo City Univ.

模擬白金族合金ナノ粒子の作製と物性評価

Preparation and characterization of simulated platinum group alloy nanoparticles

*内田 隼斗[1]、大澤 響祐[1]、佐藤 勇[1]、大岩 祐毅[1]

[1]東京都市大学

抄録　本研究では、再処理工程で得られる核分裂生成物の白金族合金(Mo-Ru-Rh-Pd)を水素低減触媒として有効利用することを目的としている。そのためには、模擬粒子を作製し、触媒機能を評価する必要がある。触媒機能は粒の形や大きさに影響するため、実機に近づける必要がある。そこで、白金族合金の代替材料として硝酸銀を水溶媒に溶かし還元させて銀粒子を取り出す液相法を検討した。

キーワード：白金族合金、ナノ粒子、物性評価、液相法

1. 緒言

使用済燃料の再処理において不溶解残渣の主成分として白金族合金が得られる。模擬白金族元素の触媒機能の向上のためには、粒径を小さくして表面積を増加させることが有用である。先行研究ではバルク状試料を作り、機械的粉砕することにより、微細化を図った[1]。しかし、この手法では実機の不溶解残渣の粒径が数十 nm～数 μm のものとは違い、粒径が数 μm～数十 μm 程度までしか加工できない。また、試料表面も実機の球面と異なり乱れている。そこで、溶液中で模擬白金族合金のナノ粒子を作製する方法を模索する。固溶体の合金を溶液中で作るためには各元素イオンの還元を一定にする必要がある[2]。そこで、白金族合金で実験をする前に、比較的ナノ粒子が得やすい硝酸銀を用いて作製方法や評価方法についての知見を得ることを目的とした。

2. 実験方法

ナノ粒子の作製方法は固体のまま粉砕する固相法、物質を気化させて発生した蒸気を冷却する気相法および液中に溶けた物質を化学反応で核を形成・成長させる液相法がある。固相法では粒子径を小さくしづらく、また砕かれた粒子内部に残留応力が生じ、その結果粒子がさらに粗くなる。そこで、今回の実験では液相法を用いて粒子を作製した。液相法では金属を溶液中に溶解するため、粒子を取り出すには還元剤を加える必要がある。溶液中では表面エネルギーが高くなり、凝集してしまうため保護剤を加えて分散させる。ここでは硫酸鉄溶液を還元剤として、くえん酸三ナトリウム溶液を保護剤として用い、2 つの溶液を混合して硝酸銀溶液を添加し、銀粒子溶液を作製した。図 1 に今回作製した試料のフローチャートを示している。また、各実験操作①②③で溶液を取り出し、乾燥させたものを試料としている。

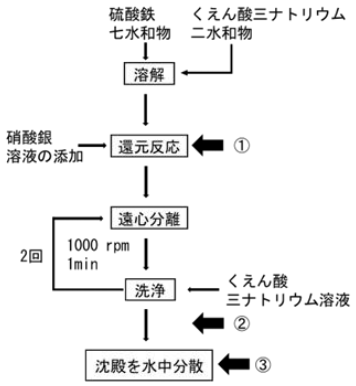


図 1 実験操作のフローチャート

3. 結果・考察

図 2 は図 1 の実験操作での水中分散後③を乾燥させ、粉体にしたものを SEM 観察したものである。粒径が 1～2μm 程度の銀粒子が得られた。また、還元反応後①、遠心分離洗浄後②、水中分散後③での銀粒子の化学状態を調べるために、放射光を用いた EXAFS 分析を行った。詳しい結果については発表の際にお伝えする。今後はナノ粒子の作製方法を検討するとともに白金族合金の模擬粒子作製に着手し、使用済み燃料におけるナノ粒子の製造過程を考察していく予定である。

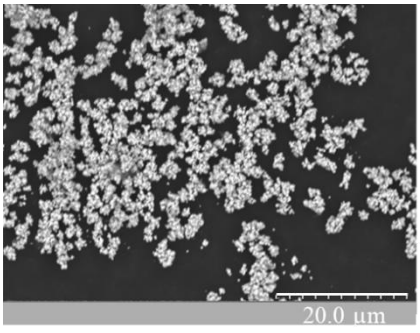


図 2 水中分散後③の SEM 像

参考文献

［1］樽見直樹　燃料デブリ収納缶での水素低減を目的とした触媒開発　日本原子力学会 2024 年春の年会

［2］Kohei K. et al (2014). Journal of the American Chemical Society, 136(5), [1864−1871]

*Hayato Uchida[1], Kyosuke Osawa[1], Isamu Sato[1] and Yuki Oiwa[1]

[1]Tokyo City Univ.

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-1 基礎物性

2025年3月14日(金) 10:45 ~ 12:00 G会場(Zoomルーム7)

[3G04-07] 1Fデブリ、シビアアクシデント

座長:廣岡 瞬(JAEA)

10:45 ~ 11:00

[3G04]

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦とLIBSによる検証

(4) 熱処理コンクリートのHSI評価

*牟田 浩明[1]、沖田 隆文[1]、坂口 知聡[2]、坂本 寛[2]、大場 弘則[3]、若井田 育夫[3]、Neil Cockbain[4]、Andrew Parker[5]、Malcolm Joyce[5]、Paul Murray[6] (1. 阪大、2. NFD、3. JAEA、4. NNL、5. ランカスター大学、6. ストラスクライド大学)

11:00 ~ 11:15

[3G05]

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦とLIBSによる検証

(5) 近赤外領域における模擬燃料デブリ試料のハイパースペクトルイメージング

*坂口 知聡[1]、坂本 寛[1]、大内 敦[1]、牟田 浩明[2]、大場 弘則[3]、David Dunphy[4]、Paul Murray[4] (1. NFD、2. 阪大、3. JAEA、4. ストラスクライド大学)

11:15 ~ 11:30

[3G06]

高速炉シビアアクシデント時におけるCsエアロゾル成長過程に関する検討

*佐藤 洸宇[1]、岡野 匠真[1]、佐藤 勇[1] (1. 東京都市大)

11:30 ~ 11:45

[3G07]

水蒸気と二酸化炭素雰囲気中での塩化ナトリウムからの炭酸ナトリウム生成反応試験

*中島 邦久[1] (1. JAEA)

11:45 ~ 12:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
(4) 熱処理コンクリートの HSI 評価

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping
(4) HSI analysis of heat-treated concrete

*牟田 浩明[1], 佐藤 亨哉[1], 沖田 隆文[1], 坂口 知聡[2], 坂本 寛[2],大場 弘則[3], 若井田 育夫[3],
Neil Cockbain[4], Andrew Parker[5], Malcolm Joyce[5], Paul Murray[6]
[1]大阪大学, [2]NFD, [3]原子力機構, [4]NNL, [5]Lancaster Univ., [6]Univ. of Strathclyde

1F 炉内物質を遠隔分析する手法として、ハイパースペクトルカメラによる画像解析（HSI）とレーザー誘起ブレークダウン分光（LIBS）を組み合わせることに着目した共同研究を英国と実施している。本研究では、HSI によりコンクリートの熱履歴を評価できるかの検討のため、熱処理モルタル材の作製と評価を試みた。

キーワード：ハイパースペクトルイメージング，コンクリート

1. 緒言

1F 炉内では溶融物がペデスタルに落下し、コンクリート等と直接反応したことに加え、溶融物と接触していないコンクリートも溶融デブリからの輻射によって数百度以上に加熱されたと考えられる。加熱されたコンクリートは構成材の熱膨張差、結合水の蒸発、カルシウム化合物の分解等によりひび割れ、圧縮強度が著しく劣化することが知られている[1]。この熱履歴を外観から判別することができれば、コンクリート劣化の程度、更には溶融デブリ位置など事故進展に関する知見を遠隔で得ることができる。本研究では従来のカメラよりも多くの分光情報が得られる HSI に着目し、熱処理を施したモルタル材を作製し画像データを取得した。

2. 試験方法

福島産砕石をミルによって粉砕した粉末を細骨材として、ポルトランドセメント、水と混合した。減水剤は用いなかった。これを 100 mmΦ の金属製型に入れ、2 日後に型から取り出し 26 日間高湿度雰囲気で養生した。得られた試料を切断し、表面を研磨後、窒素フロー中で 200℃から 1200℃の範囲で 8 時間加熱した。作製した試料について NFD に設置されたエバ・ジャパン製ハイパースペクトルカメラ NH-5H-1.7 を用いて、350 nm から 1100 nm までの画像データを取得した。

3. 結果とまとめ

図 1 に熱処理を施したモルタル試料の外観、図 2 にその反射率を示す。1000℃以上の熱処理により肉眼でも色の変化が見てとれるが、800℃以下で熱処理した試料間に差は見られない。反射率の変化からも同様のことが言える。これら試料について、線形判別法による分類を試み色分けした結果を図 3 に示す。一部に誤分類が見られるものの、細骨材部分を除くセメント母材について分類ができていると言える。HSI によりコンクリートの熱履歴を評価できる可能性を示すことができた。

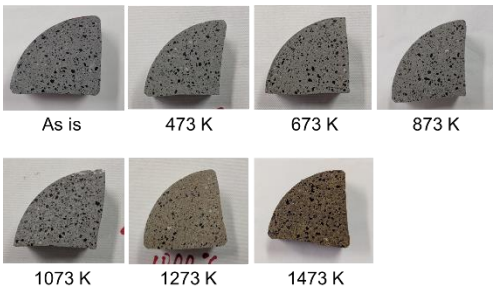


図 1 試料外観（写真）

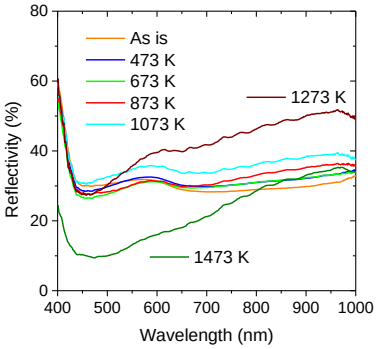


図 2 反射率

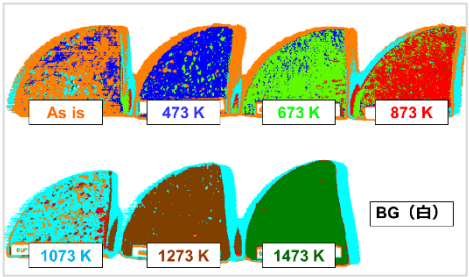


図 3 線形判別法による分類

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の助成を受けたものです。

参考文献

[1] 晴山 隆仁, 奈良林 直 他, 日本原子力学会 2017 年秋の大会, "過酷事故時の溶融デブリによるコンクリートの熱劣化に関する研究," 3F06. など

---

*Hiroaki Muta[1], Yukiya Sato[1], Takafumi Okita[1], Chisato Sakaguchi[2], Kan Sakamoto[2], Hironori Ohba[3], Ikuo Wakaida[3],
Neil Cockbain[4], Andrew Parker[5], Malcolm Joyce[5], Paul Murray[6]
[1]Osaka Univ., [2]NFD, [3]JAEA, [4]NNL, [5]Lancaster Univ., [6]Univ. of Strathclyde

革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証
(5) 近赤外領域における模擬燃料デブリ試料のハイパースペクトルイメージング

Challenge for screening of nuclear fuel debris by innovative spectral imaging and its verification by LIBS mapping
(5) Hyperspectral imaging of simulated fuel debris samples in the near infrared region

*坂口　知聡[1]，坂本　寛[1]，大内　敦[1]，牟田　浩明[2]，大場　弘則[3]，David Dunphy[4], Paul Murray[4]
[1]NFD，[2]阪大，[3]JAEA，[4]ストラスクライド大学

福島第一原子力発電所 1 号機（1F）の燃料デブリの分析手法として、ハイパースペクトルイメージング(HSI)とレーザー誘起ブレークダウン分光(LIBS)を組み合わせた手法を提案し、各技術の適用性を検証している。本発表では UO_2 を含む模擬燃料デブリ試料に対し近赤外領域における HSI 測定結果について報告する。

キーワード：ハイパースペクトルイメージング、燃料デブリ

1. 緒言

1F 内部状況の調査の積み上げに加え、燃料デブリの試験的な取り出しの成功などにより、廃炉に向けた重要な前進が見られている。今後、大規模な燃料デブリの取り出しや分別作業を効率的に行うため、燃料デブリの識別技術が不可欠であることから、近年、様々な分野に適用されつつある[1] HSI に着目した。これまで、UO_2 を含む模擬燃料デブリ試料に対して可視光領域での HSI を実施し、組成に応じた試料の大まかな識別には成功したものの、UO_2 比率に応じた系統的な変化を十分に捉えるには至らなかった[2]。一方で、先行研究において[3]、近赤外領域における HSI の適用により、UO_2 試料と使用済み核燃料を模擬し、UO_2 にランタノイドを微量添加した試料において、顕著なスペクトルの変化が観察されたとする報告がなされていることから、今回、模擬燃料デブリ試料に対して近赤外領域における HSI を実施した。

2. 試験方法

表 1 に模擬燃料デブリ試料の組成を示すが、これらの試料は以前、可視光領域における HSI に供した試料[2]と同一である。今回は近赤外領域の測定に対応したハイパースペクトルカメラでこれらの試料を撮影し、近赤外領域のスペクトルを測定した。なお、本測定では試料表面の反射光をカメラで捉えイメージングを行うが、試料ごとに反射率が大きく変化したため、感度良くスペクトルを得るために撮影時の露光条件を試料ごとに変化させた。全試料のスペクトルを直接比較するため、試料と同時に撮影した標準の白色板のスペクトルをもとに各試料のスペクトルの反射率を補正し相対反射率を求め、組成に基づく試料の識別及び UO_2 比率に応じた系統的なスペクトル変化が観察可能か検討した。

3. 試験結果及びまとめ

図 1(a)及び(b)にそれぞれ試料の外観と HSI 測定により得られた分光画像を示す。図 1 (b)の矩形内の領域から各試料の分光スペクトルの平均値を取得し、相対反射率を求めたうえで、比較を容易にするために波長が 950 nm の時の反射率で正規化した。全試料のスペクトルを比較した結果を図 2 に示す。構成元素が異なる場合、スペクトルの形状は大きく異なることがわかる。また、同じ構成元素の試料間では類似したスペクトルを持つが、UO_2 比率に応じた変化が見える。特に可視光領域における測定で十分に識別できていなかった Z104F1SE01~05 試料においても、Z104F1SE01~04 試料では UO_2 比率に応じた系統的な正規化相対反射率が見られる一方、これらと組成が異なる Z104F1SE05 試料では他のスペクトルと異なる傾向を示しており、組成及び UO_2 比率に基づく試料の識別が十分に達成できた。

表 1　試料組成

試料番号	組成
Z104F1SE01	1%UO_2-49.5%ZrO_2-49.5%Fe_3O_4
Z104F1SE02	5%UO_2-47.5%ZrO_2-47.5%Fe_3O_4
Z104F1SE03	10%UO_2-45%ZrO_2-45%Fe_3O_4
Z104F1SE04	50%UO_2-25%ZrO_2-25%Fe_3O_4
Z104F1SE05	95%UO_2-5%Gd_2O_3
Z104F1SE06	1%UO_2-99%コンクリート
Z104F1SE07	5%UO_2-95%コンクリート
Z104F2SE01	1%UO_2-49.5%Zr-49.5%SUS316L
Z104F2SE02	5%UO_2-47.5%Zr-47.5%SUS316L
Z104F2SE03	10%UO_2-45%Zr-45%SUS316L

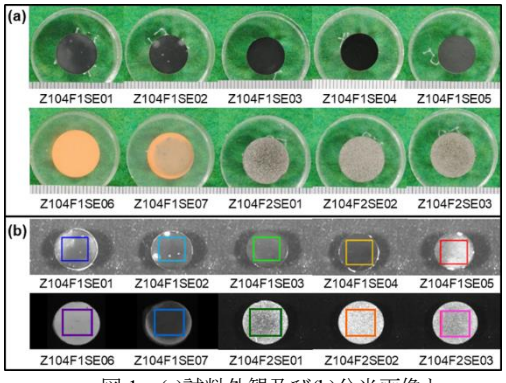


図 1　(a)試料外観及び(b)分光画像とスペクトル取得領域

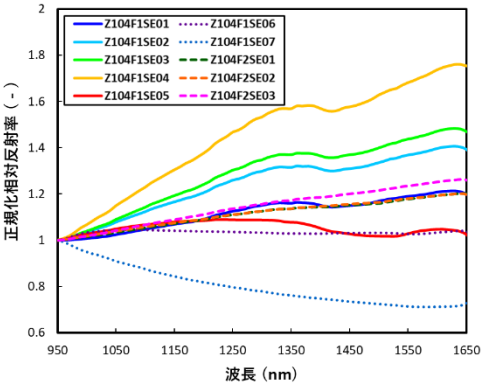


図 2　950 nm の相対反射率で正規化した分光スペクトル

4. 謝辞

本研究は JAEA 英知を結集した原子力科学技術・人材育成事業 JPJA23F23830470 の助成を受けた。また、本研究における測定の実施に関して、エバ・ジャパン(株)殿に多大なるご協力を賜り、深く感謝する。

参考文献

[1] M. J. Kahn *et al.*, IEEE Access, **6** (2018) 14118.
[2] 坂口 知聡, 坂本 寛, 大内 敦 他, 日本原子力学会 2024 年秋の大会, "革新的分光画像解析による燃料デブリの可視化への挑戦と LIBS による検証 (1) 模擬燃料デブリ試料の作製と評価," 2N10.
[3] J. Zabalza, P. Murray *et al.*, IEEE Sensors Journal, **23** (2023) 25607.

*Chisato Sakaguchi[1], Kan Sakamoto[1], Atsushi Ohuchi[1], Hiroaki Muta[2], Hironori Ohba[3], David Dunphy[4], Paul Murray[4]
[1]NFD, [2]Osaka Univ., [3]JAEA, [4]Univ. of Strathclyde

高速炉シビアアクシデント時における Cs エアロゾル成長過程に関する検討

Study on Cs aerosol growth process during a fast reactor severe accident

*佐藤　洸宇[1]，岡野　匠真[1]，佐藤勇[1]

[1]東京都市大学

ナトリウム冷却高速炉のシビアアクシデント（SA）時において、環境へ放出されるセシウム（Cs）化合物はエアロゾルの形態をとると考えられる。SA 時のソースターム評価において Cs の移行挙動を精度よく予測・評価するために、本研究では、燃料からの放出直後のエアロゾルの成長過程を検討した。

キーワード：高速炉シビアアクシデント，Cs，エアロゾル，成長

1. 緒言

ナトリウム冷却高速炉の SA 時において、放出される核分裂生成物（FP）の中で Cs の移行挙動は環境影響の観点から重要であり、その移行形態は主に Cs 化合物エアロゾルであるとされる。SA 時においても冷却材ナトリウム（Na）が存在する条件は、軽水炉と異なる高速炉の特徴であるが、建屋内に Na 及び FP が流出した場合にはコンクリート由来の水蒸気による湿度の影響も加味する必要がある。本研究では、上記条件下の Cs 化合物エアロゾルの挙動を把握することを目的とし、燃料からの放出直後の CsI エアロゾルの成長過程（湿分・温度依存性）を基礎実験により検討した。

2. 実験方法

CsI 試料を白金ボートに設置し、それをゴールドイメージ炉（アドバンス理工株式会社製、SSA-E44-VHT）内の石英管内に配置した。温度条件（温度：800℃、850℃および 900℃）で各湿分（相対湿度：0%および 80%）のアルゴン（Ar） 雰囲気下（流量：1.0L/min）で加熱（昇温速度：27℃/sec）し、各温度で 10 分間保持した。その後 100℃以下まで炉冷し、試料を回収した（残留試料量を秤量）。加熱中に試料から発生したエアロゾルを Ar ガスによる希釈（流量：4.0L/min）後サンプリング（吸引流量：5.0L/min）し、エアロゾルスペクトロメータ（PALAS 社製、welas® digital 2000 H）を用いて発生したエアロゾルの粒子数及び粒子径分布を取得した。

3. 結果・考察

粒子成長の理論［1］に基づくと、試料が融点に達し蒸発後スペクトロメータの検出可能範囲である 0.1μm 程度の大きさのエアロゾル粒子に成長するには 10 秒程度必要であるため、本試験では融点到達から 20 秒以降のデータを分析対象にした。サンプリングにより得られた質量濃度分布（図 1）では、当該温度までの昇温～保持の区間において、質量濃度は連続して上昇していない。これは、昇温時における当該炉の試料付近に対する集中的な加熱によりサンプリング部までの経路との間に温度差が発生したことによる影響だと考えられる。以上より、エアロゾル粒子の成長における温度依存性評価には温度・質量濃度が共に安定した区間における粒子径分布のデータを用いるべきであると考えられる。各温度・湿度における安定した温度区間での粒子径分布に基づいた依存性評価については発表時にお伝えする。

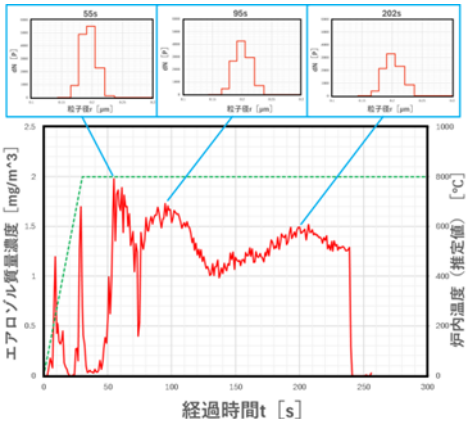


図 1　時間変化における質量濃度勾配とｽﾍﾟｸﾄﾙﾃﾞｰﾀ (温度：800℃、湿度：0%)

謝辞　本研究は原子力規制庁から東京都市大学への委託研究「高速炉シビアアクシデント時のセシウムエアロゾル挙動に関する試験」として実施した。

参考文献

［1］奥山 喜久夫/吉沢 昭宣： 気相における粒子の生成・成長の機構，特集「粒子生成」3 巻 1 号 p. 6-22, (1988)

*Ko Sato[1], Shoma Okano[1] and Isamu Sato[1]

[1]Tokyo City Univ.

水蒸気と二酸化炭素雰囲気中での塩化ナトリウムからの炭酸ナトリウム生成反応試験

Reaction test of sodium carbonate formation from sodium chloride in water vapor and carbon dioxide atmospheres

*中島　邦久[1]

[1]日本原子力研究開発機構

海水注入が行われた福島第一原子力発電所（1F）1 号機で見つかったコンクリート製ペデスタルの一部が消失した原因を探るため、アルカリ融解法で用いられる炭酸ナトリウムが塩化ナトリウムから生成する可能性を調査した。その結果、水蒸気と二酸化炭素雰囲気の高温下でも生成する可能性があることが分かった。

キーワード：福島第一原子力発電所事故，ペデスタル，塩化ナトリウム，炭酸ナトリウム，アルカリ融解

1. 緒言

1F1 号機では、海水注入が行われたため塩化ナトリウムのほか、中性子制御材の炭化ホウ素から放出された炭酸ガスやホウ酸が存在していた可能性がある。一方、鉱石類やセラミックス等の難分解性試料の溶解には、アルカリ融解法が有効であり、融剤として炭酸ナトリウムがよく用いられ、さらにホウ酸を加えると融点が下がって融解が容易になることも知られている。中性化したコンクリート表面に存在する炭酸カルシウムの熱分解によっても二酸化炭素が発生することから、熱力学解析により水蒸気+二酸化炭素雰囲気中で塩化ナトリウムから炭酸ナトリウムが生成する可能性を調査した。その結果、気体の塩化ナトリウムならば生成する可能性があることが分かり、炭酸ナトリウムの生成反応試験を実施することにした。

2. 実験方法

塩化ナトリウム粉末（特級、99.5%）を Pt ボート（99.95%、JIS 規格 16 番）に装荷し、(株)東京技術研究所製超高温用マントルヒーター（φ20×230）を用いて、二酸化炭素+水蒸気雰囲気下 800℃よりも低い温度で実施した。水蒸気は、㈱イワキ製電磁定量ポンプ（EHN-R 型）を用いて PFA ボトル内の精製水を吸い上げ、炭酸ガスが流れる 100℃以上に加熱した配管内に投入することで実現している。水蒸気濃度については、供給側の PFA ボトルとマントルヒーター排気側の水蒸気回収用 PFA ボトルを秤量することで、それぞれ推定し、大きな違いがないことを確認している。反応生成物の同定は Cu 線源の X 線回折（XRD）装置を用いた。

3. 結果

一例として図 1 に生成反応試験（778℃、CO_2+62%H_2O）後の Pt ボート付着物の外観と、その付着物の XRD 測定結果を示す。図 1 に示すように Pt ボートの付着物から炭酸ナトリウムを見つけることができた。また、回収用 PFA ボトルの水も若干酸性になっていたことから、熱力学解析の予測通り下記の反応が起こっていると考えられた。

$$2NaCl(g)+CO_2(g)+H_2O(g)\rightarrow Na_2CO_3(s)+2HCl(g) \quad (1)$$

したがって、ペデスタルの一部が消失した原因の一つとして、アルカリ融解につながる可能性がある海水注入にあるのではないかと推察された。

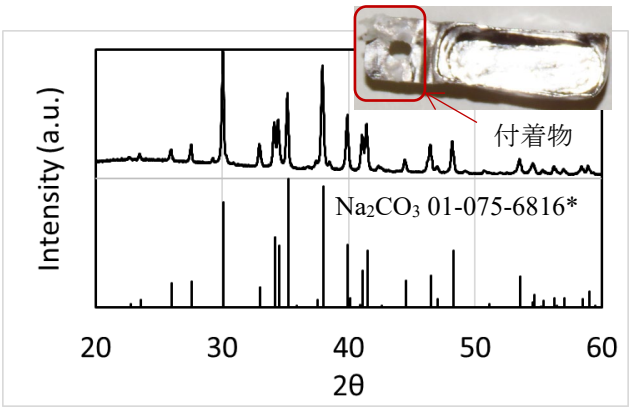


図 1　生成反応試験（778℃、CO_2+62%H_2O）後 Pt ボート付着物の外観と XRD パターン（*PDF 番号）

*Kunihisa Nakajima[1]　[1]Japan Atomic Energy Agency

企画セッション | 委員会セッション：福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 G会場(Zoomルーム7)

[3G_PL] 廃棄物検討分科会における検討概要

座長:宮野 廣(廃炉委)

[3G_PL01]
発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか

*柳原 敏[1] (1. 福井大)

[3G_PL02]
燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

*川崎 大介[1] (1. 福井大)

[3G_PL03]
汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

*浅野 隆[1] (1. 日立GE)

[3G_PL04]
廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

*渡辺 直子[1] (1. 北大)

©日本原子力学会

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要
Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(1) 発生する放射性廃棄物の管理をどうすべきか
(1) How should we manage radioactive waste generated?

*柳原　敏[1]，川崎大介[1]，浅野　隆[2]，渡辺直子[3]
[1]福井大，[2]日立 GE，　[3]北大

1. はじめに
昨年 10 月に福島第一原子力発電所(1F)2 号機で数グラムの燃料デブリが取り出され、東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ（中長期ロードマップ）における第 3 期の作業に移行した。第 3 期の作業では、燃料デブリだけでなく炉内構造物を始め様々な放射化・汚染物が取り出される。また、建屋解体などを視野に入れると汚染したコンクリート構造物など金属とは異なる材質の廃棄物も発生する。廃棄物の発生量を低減し循環型社会を創生することは世界各国が目指す重要な取り組みである。廃炉作業で発生する放射性廃棄物を安全かつ合理的に管理することは必須の課題であるが、出来る限り放射性廃棄物の発生量を少なくし、目標とするエンドステートを計画通りに達成することが求められている。１F 廃炉でも放射線リスクの低減に加えて循環型社会の創生に向けた具体的な取り組みを示す必要がある。本講演では中長期ロードマップ第 3 期の作業が開始されたことを背景に、廃棄物検討分科会のメンバーが所属組織に捕われずに技術的観点から検討した廃棄物管理に係るケーススタディなどを紹介する。

2. 廃棄物ヒエラルキー
１F サイトには放射性核種で汚染された機器・構造物・土地などが多量に存在する。１F 廃炉はサイトに存在する放射線リスクを出来る限り小さくしてサイトを有効利用出来るようにすることが目的である。このためには、発生する放射性廃棄物を安全で合理的に管理し、最終的な処分を実現することが重要な課題になる。廃棄物発生量の低減は原子力界のみならずあらゆる分野において重要課題であり、廃棄物ヒエラルキーの考え方が構築されている（図１）。１F 廃炉においてもこの考え方に沿った廃棄物管理計画が必要になる。例えば、放射性物質を全て廃棄物にするのではなく、管理しながら放射能レベルの低減を待つ、あるいは、クリアランス制度を適用して様々な形で有効利用するなどの検討が求められ、その結果を廃棄鬱管理計画に組み込む必要がある[1)]。また、放射性廃棄物として管理が必要なものは最終処分を念頭に入れて合理的な管理方法及び工程を構築することも重要となる。

図１　廃棄物ヒエラルキー

3. 放射性廃棄物の管理と発生量の低減
廃棄物発生量の低減策などを講じなければ 1F 廃炉からは約 780 万トンの放射性廃棄物が発生することが推定されている[2)]。1F 廃炉に係る作業対象(原子炉施設(1-6 号機)、 水処理施設、廃棄物管理・貯蔵施設、その他施設、サイト修復)に応じて放射性廃棄物の発生量を分類すると、原子炉施設(1-6 号機)全てが放射性廃棄物になると想定した場合、この解体・除染では約 150 万トンの廃棄物の管理が必要になる(図２)。但し、その多くは事

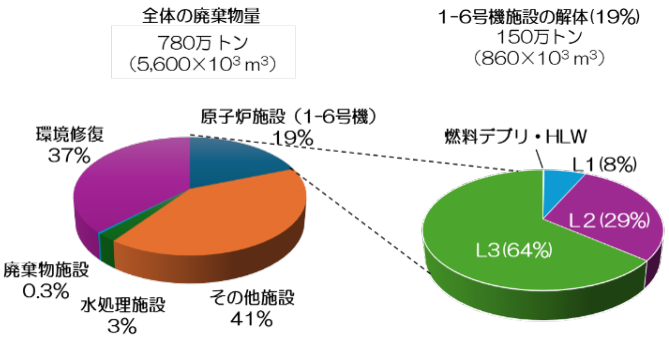


図２　原子炉施設(1-6 号機)の放射能レベルに応じた物量割合の推定

故で放出された核分裂生成物による汚染を起因としており Cs-137 である。炉心部の放射化機器を除けば、放射能汚染を分離することにより機器・構造物は有価物として利用できる可能性がある。他方、水処理施設の解体に関しては、処理水の海洋放出で空になったタンクは内面の除染により有効利用の可能性がある。図２に示す推定量は大部分が放射能レベルの低い廃棄物であり、汚染核種を除去することによりクリアランス又はサイト内での有効利用が可能となる。このような検討を進め、廃棄物低減のための具体的な実施計画を策定することが求められる。

４．放射能レベルの高い廃棄物の管理

中長期ロードマップ第３期の作業の主要な領域は原子炉施設（1-6 号機）であり、燃料デブリの取り出し及び施設の除染・解体に係るものである。燃料デブリの量は IRID の予測では約 880 トンと評価されおり、機器・構造物の全物量と比較すれば僅かではあるが、核燃料を取り扱うことからきめ細かな作業工程の分析が必要になる。他方、機器・構造物の除染・解体では、除染により廃棄物量を低減すること及びエンドステートに向けた多量の放射性廃棄物の管理に係る検討が重要になる（図３）。作業工程には燃料物質と機器との仕分け、燃料デブリに含まれる核物質の計量管理、廃棄物の減容、安定化、廃棄体化、記録の作成・保管、水処理２次廃棄物管理のなどが含まれる。主要な課題としては、a）廃棄物の処理・保管施設の在り方、b)核燃料物質と機器との仕分けと核物質管理に必要な核燃料の計量、c)廃棄物の安定化処理と保管、最終処分に向けた工程、d)燃料デブリを含む廃棄物処分体系の構築、e）除染による放射性廃棄物の低減、などがある。これらの課題を含むシナリオの検討には様々な選択肢があるが、廃棄物検討分科会では大まかな想定の下でのケーススタディにより具体的な問題点の抽出とその解決方法の選択肢の提案を目指している。

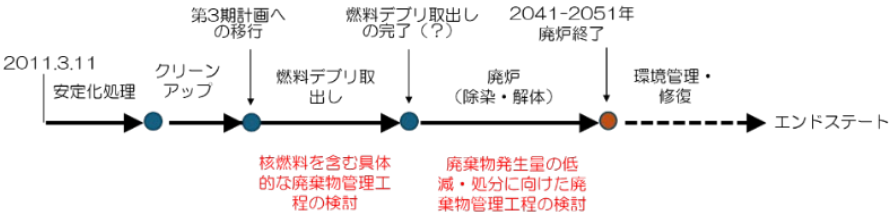


図３　1F 廃炉タイムラインの概略

5.　まとめ

中長期ロードマップでは、廃炉のエンドステートは明らかではないものの 2011 年から 30 年～40 年で廃炉を終了する。この時期に廃炉終了を目指すためには段階的にでもエンドステートを設定して計画を具体的に立案することが求められる。他方、燃料デブリの取り出し及び廃炉作業は安全を前提とするが廃棄物ヒエラルキーの考えに基づいて最終処分する廃棄物量を出来る限り少なくする考慮が必要になり、このためには廃棄物管理シナリオの検討が必須である。実際の実施計画は実施事業者により決定されるものであるが、廃棄物管理に係る様々なシナリオとその特性を明らかにすることにより、シナリオ選択に係る意思決定が透明性を持って進められることを念頭に専門家集団として様々な方向から議論を進めている。

参考文献

１）廃棄物検討分科会、国際標準から見た廃棄物管理、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、日本原子力学会、2020 年 7 月

２）H. Kawamura, et al. (2017), “Decommissioning and Environmental Remediation Scenario Development for Fukushima Daiichi”, International Journal for Nuclear Power (atw), 2017

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。

日本原子力学会　廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

---

*Satoshi Yanagihara[1], Daisuke Kawasaki[1], Takashi Asano[2] and Naoko Watanabe[3]

[1]University of Fukui, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hokkaido University

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要
Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

（2）燃料デブリ取り出しに係る廃棄物管理の課題

(2) Waste Management Issues Related to Fuel Debris Retrieval

*川崎大介[1]，柳原敏[1]，浅野隆[2]，渡辺直子[3]
[1]福井大，[2]日立 GE，[3]北大

1. はじめに

中長期ロードマップ第 3 期における主要な作業は燃料デブリ取り出しであるが、現在検討されている燃料デブリ取り出しの方法[1)]、気中工法、冠水工法、気中工法オプションの何れを用いる場合にも炉内構造物等の撤去は必須である。従って、燃料デブリだけではなくこれらの機器・構造物を取り出した後に必要となる処理及び管理に係る検討が求められる。また、第 3 期の終了時期（廃炉の終了）は 2011 年から 30～40 年後とされている。この廃炉終了までに何が出来、先に延ばす可能性の作業は何かについても議論が必要である。このためには、燃料デブリの取り出し及び廃炉工程（原子炉施設の機器・構造物の解体撤去及び廃棄物・核燃料物質の管理）に係る様々な選択肢を分析して、最適なシナリオを分析することが必要と考える。さらに、我が国の放射性廃棄物の処分制度の再検討も必要になる。本講演では、廃棄物検討分科会において議論が進んでいる、取り出された燃料デブリや炉内構造物の処理、貯蔵、管理の在り方に関するシナリオの抽出と分析及び課題につて紹介する。

2. 燃料デブリ取り出し対象物

燃料デブリ取り出し工程では様々な特徴をもった燃料デブリ、燃料破損片、汚染した機器・構造物が取り出される。これらは放射能汚染の程度が異なり、中には、炉心溶融の過程で本来の形状や設置場所から変形・移動しているものもある。これらの取り出し対象物を同じような工程で処理･保管することは合理的でなく、特性に応じた取り扱いが必要になる。表 1 はこれまでに想定されている原子炉圧力容器及びペデスタル領域における核燃料物質・機器・構造物の状態を分類した例である。取り出される対象物の大きさや核燃料物質の状態や含有量に応じて取り出した後の最適な処理･保管の形態の検討を進めている。

表１　燃料デブリ取り出し対象物の存在場所に対する特性の予想（例）

取り出し対象物の特性 ＼ 存在場所	核燃料物質（燃料破損片）	核燃料物質を含む機器・構造物（燃料デブリ）	放射性核種で汚染された機器・構造物（汚染大）	放射性核種で汚染された機器・構造物（汚染小）
RPV上中部	□	□	△	○
RPV底部	○	○	○	□
ペデスタル部	△	△	○	□
ペデスタル底部	△	○	○	□

○；可能性大　△；可能性有り　□；可能性小

3. 廃棄物の管理工程

燃料デブリ取り出し工程のシナリオから想定される廃棄物の発生量や発生時期に基づき、廃棄物管理工程の分析を進めている。原子力施設の運転や解体作業で発生する放射性廃棄物の発生から処分までの工程を参考に[2)]、燃料デブリ取り出し工程で発生する廃棄物（核燃料物質は有価物とする）の発生から処分までの工程を俯瞰すると表 2 の様になる。なお、発生する廃棄物は前述の取り出し対象物のみならず、装置の設置準備、燃料デブリ・機器の取り出し、装置の保守、作業場所のクリーンアップなどで二次的に発生する物も考慮する必要がある。燃

表２　検討が必要な管理工程の要件

管理工程	要件
前処理	容器収納に向けた粉砕・細断・分別
処理	仕分け,放射能測定,物理・化学特性データ取得,など
安定化（廃棄体化）	処分に向けた廃棄体作製（モルタル充填など）
貯蔵	貯蔵施設の整備, 貯蔵容器への詰め替え, 監視工程の設定,など
輸送	処分場への搬出（輸送条件の考慮）
処分	処分場立地、建設など

料デブリや機器・構造物などの廃棄物の最終処分まではかなりの期間を要すると考えられるが、中長期ロードマップに示される期間内に進める必要がある要件に関しては早急な検討が必要である。また、最終処分には処分場の立地や建設など技術的課題とは異なる困難な工程が含まれるが、その方向性に関する議論は、燃料デブリの管理にも影響する。

4. 取り出し対象物の仕分け

燃料デブリの取り出しにかかる工程は今後詳細な検討が進められることになるが、例えば、上アクセス工法を適用する場合、先ず格納容器上部の構造物（シールドプラグ、蒸気乾燥器、上部格子板など）を撤去することとなる。これらは核燃料物質の付着のない（或いは少ない）放射性廃棄物となる。炉心部や圧力容器底部の構造物は核燃料物質と混ざっており、核燃料物質の量に応じて仕分けた上で保管することが検討されている。仕分けの目的が当面の保管である場合は、核燃料物質の計量管理のために計測し、未臨界状態保持のための適切な容器に保管する。この際、容器の大きさによっては取り出された物の特性分析や細断・粉砕により容器に収納可能な寸法に成形する工程が必要になる。取り出された物の一時的な収納に必要となる容器の大きさはその特性（寸法・放射能レベルなど）により異なる。他方、燃料物質の付着が少量であり、核物質の管理を必要としない機器に関しては、処分を念頭に置いて容器を設計することが求められる。また、レベル区分や安定化方法の検討のために、放射能濃度測定や物理的・化学的特性の分析などが必要となるが、具体的にどのような情報をどのタイミングで取得するか、また、どれだけ細かく分類しておく必要があるかについては、廃棄物管理全体のシナリオを俯瞰しながら検討する必要がある。

5. 作業工程の時間軸の分析

中長期ロードマップには廃炉終了までの期間が記載されており、第 3 期の作業に関しては作業内容ばかりではなく時間軸を想定した工程の分析が課題である。燃料デブリ取り出しの対象となる 1 号機から 3 号機までの作業を順次進めるのか、並行作業を考えるのかにより作業の終了時期が異なる。また、燃料デブリ取り出しと、取り出した廃棄物の管理工程との連携の分析も必要になる。燃料デブリ取り出しから廃棄物管理の全工程を俯瞰した上で施設の設計、人員の配置、費用などを考慮して第 3 期の作業工程の詳細が検討できるものと思われる。

6. まとめ

中長期ロードマップにおける第 3 期の活動では核燃料物質を含む施設の除染・解体により多くの放射性廃棄物が発生する。具体的な計画の立案なくして廃炉終了に向けた作業は成り立たない。このためには、様々な条件を加味してシナリオの抽出とケーススタディが重要になる。廃棄物検討分科会では、想定出来る範囲で廃棄物管理の具体的な例を考案してシナリオ分析を進めている。但し、我が国の放射性廃棄物の処分体系には核燃料物質の処分は想定されていない。計画立案の前提であるこのような課題に対しても早急に検討を進める必要がある。

参考文献

(1) 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, 燃料デブリ取り出し工法評価小委員会 報告書 令和６年３月７日.
(2) IAEA, Selection of Technical Solutions for the Management of Radioactive Waste, IAEA-TECDOC-1817, VIENNA, 2017.

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。
日本原子力学会　廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1], Takashi Asano[2] and Naoko Watanabe[3]
[1]University of Fukui, [2]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [3]Hokkaido University

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要
Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(3) 汚染水処理で発生する放射性廃棄物の管理

(3) Management of Radioactive Waste Generated by Contaminated Water Treatment

*浅野　隆[1]，柳原　敏[2]，川崎大介[2]，渡辺直子[3]
[1]日立 GE，[2]福井大，[3]北大

1. はじめに

福島第一原子力発電所では、地下水等の建屋への流入と燃料デブリ冷却のための原子炉建屋への注水により汚染水が発生している。これまでにサブドレンの運用開始や凍土壁の設置などにより建屋に流入する地下水等を減少でき、汚染水の発生量も抑制されている。今後の汚染水対策としては、汚染水発生量を最小限にとどめ、安定的に維持することが中長期ロードマップのなかで示されている。他方で、燃料デブリ取り出しの規模が拡大していくと、汚染水に含まれる燃料デブリ成分（本講演ではウランおよびプルトニウムなどの超ウラン元素を便宜的にα核種と呼ぶことにする）が増加することも想定されるため、α核種を除去するための新たな設備などが必要となることも想定される。このような状況下において汚染水処理で発生する放射性廃棄物についても、安全かつ合理的に管理すること、出来る限り放射性廃棄物の発生量を少なくすることが求められている。本講演では、今後発生する放射性廃棄物のケーススタディや現在計画されている廃棄物管理などを紹介する。

2. 汚染水処理設備

主な汚染水処理設備を図１に示す。汚染水に含まれている放射性のセシウムやストロンチウムを除去するためセシウム吸着装置が設けられている。次に、逆浸透膜装置（RO 装置）により塩分が除去され、燃料デブリの冷却のため注水が行われている。一方、RO 装置からは完全には除去されなかったセシウムやストロンチウムを含む様々な放射性核種を除去するため多核種除去設備が設けられている。多核種除去設備で除去できないトリチウムを含んだ処理済み水は、基準を満たすように希釈されたのち放出される。なお、現在は稼働していないが、汚染水の貯蔵量低減を目的に RO 濃縮水をさらに濃縮するため、蒸発濃縮装置も設けられていた。また、サブドレンの運用開始に伴い、サブドレン浄化設備により汚染された土壌と接触した地下水からセシウムやストロンチウムを除去することが行われている。

今後については、東京電力ホールディングス(株)が策定している廃炉中長期実行プラン[1]によれば、α核種の汚染拡大リスクの最小化を図るためにα核種除去設備が設置される予定であり、α核種の分離・除去のための具体的な方法を検討することが課題とされている。

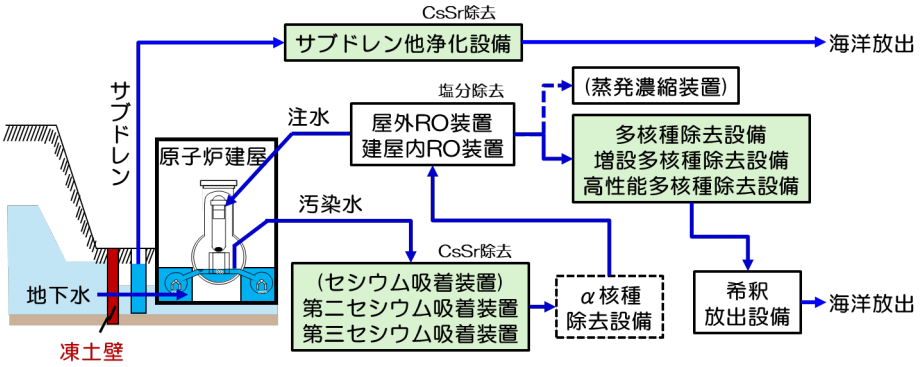


図１　主な汚染水処理設備（実施計画および廃炉中長期実行プラン[1]をもとに作図）

3. 汚染水処理で発生する放射性廃棄物

図１に示した設備のうち、色付けされた枠内の設備から発生する放射性廃棄物の例を表１に示す。セシウム吸着装置、高性能多核種除去設備およびサブドレン他浄化設備からは放射性核種を吸着した吸着材が充填されている使用済ベッセルが廃棄物として発生する。一方、多核種除去設備と増設多核種除去設備からは、吸着処理の前処理（沈殿処理）により沈殿物を含んだスラリーや使用済みの吸着材が廃棄物として発生する。これらは専用の保管容器に回収されている。その他、処理カラムと呼ばれる吸着材を充填した塔が発生する。

表１　汚染水処理で発生する廃棄物の例[3]

No.	処理設備	放射性廃棄物	発生量	処理量
1	セシウム吸着装置	使用済ベッセル	779本	約40万m3
2	第二セシウム吸着装置	〃	265本	約200万m3
3	第三セシウム吸着装置	〃	22本	約30万m3
4	多核種除去設備 増設多核種除去設備	保管容器	4,436基	約140万m3
		処理カラム	17塔	
5	高性能多核種除去設備	使用済ベッセル	90本	約10万m3
6	サブドレン他浄化設備	〃	54本	約170万m3

これまでのところ、廃棄物の発生量はそれぞれの設備における汚染水の処理量に概ね比例して増加している。したがって、今後発生する廃棄物量は今後の処理量に比例して増加することが想定される。廃棄物ヒエラルキーの考えに従い廃棄物の発生を抑制することが重要な課題であり、そのためには汚染水発生量の低減を図ることが必要である。廃炉中長期実行プラン[1]のマイルストーンでは、①汚染水発生量を 100m^3/日以下に抑制(2025 年内)、②汚染水発生量を 50～70m^3/日程度に抑制(2028 年度末)とされているが、既に 2023 年度実績で約 80m^3/日を達成済みであり、さらなる低減の早期実現が期待される。

最後に廃棄物管理の計画ついて簡単に示す。表１に示した使用済みベッセル、保管容器などは屋外の施設に保管されているが、中長期の目標として大型廃棄物保管庫などを設置して屋内で保管すること、保管中の腐食・漏えいリスクを解消することを目的とした脱水・乾燥などの処理を施す保管管理方針を策定するとされている［1]。今後、燃料デブリ取り出しの規模拡大に伴い、従来とは異なる廃棄物が発生することがそうていされるため、最終処分を念頭に合理的な管理方法及び工程を構築して実行していくことが重要となる。

4. まとめ

本講演では冒頭に記したように、廃棄物管理シナリオの検討に役立てることを目的に、今後の汚染水処理で発生する放射性廃棄物のケーススタディや現在計画されている廃棄物管理などを紹介する。汚染水処理で発生する放射性廃棄物についても廃棄物ヒエラルキーの考えに基づいて最終処分する廃棄物量を出来る限り少なくする考慮が必要と考えて議論を進めている。

参考文献

［1］東京電力ホールディングス㈱、廃炉中長期実行プラン 2024、2024 年 3 月
［2］原子力損害賠償・廃炉等支援機構、東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン 2024、2024 年 9 月
［3］東京電力ホールディングス㈱、福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理の状況について(第 685 報)、2025 年 1 月

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。
日本原子力学会　廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Takashi Asano[1], Satoshi Yanagihara[2], Daisuke Kawasaki[2] and Naoko Watanabe[3]
[1]Hitachi-GE Nuclear Energy, Ltd., [2]University of Fukui, [3]Hokkaido University

2025年春の年会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会セッション

廃棄物検討分科会における検討概要
Outline of Studies Conducted by Subcommittee of Radioactive Waste Management

(4) 廃棄物発生量の低減に向けたシナリオの検討

(4) Study on Scenarios to Reduce Waste Generation

*渡辺直子[1]，柳原　敏[2]，浅野　隆[3]，川崎大介[2]
[1]北大，[2]福井大，[3]日立 GE

1. はじめに

福島第一原子力発電所(1F)における廃炉作業は、昨年、試験的ではあるが燃料デブリの取り出しが始まり、廃炉終了に向けた第 3 期に移行した。中長期ロードマップにおいて第 3 期終了時点のエンドステートは明らかではないが、通常炉と同様に更地を目指す場合には、建屋構造物の解体作業を伴うことから大量の解体物が発生する。1F サイトでは、事故前に設定されていた管理区域の外まで放射能汚染が広がっており、基本的には解体物全量を放射性廃棄物として取り扱うことになる。また、解体のプロセスでは燃料デブリを含む核燃料物質が付着した廃棄物などが発生する。通常炉を対象とした放射性廃棄物管理では、事故炉の解体物に対し放射性廃棄物としての管理を除外する制度や、燃料デブリの付着した廃棄物の取り扱いに係る制度の課題は議論されていない。1F 廃炉の第 3 期で発生する大量・多様な廃棄物を円滑に管理(処理、保管、処分)するためには、廃棄物ヒエラルキーの考え方に基づく取り扱いの選択肢、クリアランス制度の適用、サイト内での有効活用、スチュワードシップなど廃棄物量低減策について、技術や制度上の可能性などの検討が重要である。本講演では廃棄物発生量低減策の選択肢とその課題について議論する。

2. 廃棄物管理に係る考え方

廃棄物管理では、質(放射能レベル・材質等)と量(重さや容積)という二つの大きく異なる、しかし同じように重要な課題に対処する必要がある。1F 廃炉では、燃料デブリや使用済樹脂などは前者であり、使用済の処理水貯蔵タンクや建屋の解体に伴って発生するコンクリートなどは後者である。図 1 に 1F1～6 号機の廃炉に伴って発生する放射性廃棄物量の試算例[1)]を、通常炉の廃止措置で発生する廃棄物量の内訳と比較して示す。1-6 号機の解体に伴い発生する廃棄物は約 150 万トンであり、その全てが放射性廃棄物と推計されている。一方、通常炉の場合には、2～4%程度のみ低レベル放射性廃棄物であり、大部分はクリアランスまたは放射性廃棄物でない廃棄物として扱うための制度が確立している。1F 廃炉を進める上で、廃棄物管理がボトルネックとならないようにするためには、“質”の課題解決(性状把握や適切な処理、保管、処分技術の開発など)に加えて、“量”の課題解決も重要である

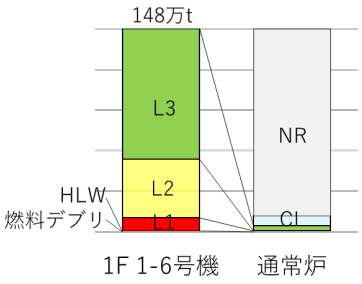


図 1 1F1-6 号機からの廃棄物発生推計量(通常炉との比較)

3. 廃棄物発生量の低減シナリオ

廃棄物ヒエラルキーでは、廃棄物の発生抑制、発生の減量、再使用・再利用による有効利用・再資源化、廃棄物処理による減量・減容のそれぞれの段階での着実な実施により廃棄物の処分量を最小化する。廃棄物検討分科会の中間報告では、廃炉戦略(時間軸の考慮)とスチュワードシップの適用に係るシナリオの検討を進めた[2)]。解体物の有効利用・再資源化については、クリアランス制度の適用、放射能レベルの極めて低い材料などのサイト内での再利用などが考えられる。特に、第 3 期の主要な廃炉作業(燃料デブリ取り出し、原子炉施設の解体)からはコンクリート構造物の解体物が発生する。この際、例えば、4-6 号機の解体物を、通常炉の廃止措置と同じように構造物の表面を除染した後に「放射性廃棄物でない廃棄物」として取り扱うことが出来れば、放射性廃棄物の発生量を 50%以下に低減できる可能性がある。また、1-3 号機についてはコンクリート構造物の物量が約 35.5 万トンと推定されているが[3)]、建屋の地下部を残したり、除染した後の放射

能レベルの極めて低い部分への対策をとったりすることにより廃棄物発生量の低減が可能となる。

図 2 はコンクリート構造物及び使用済の処理水貯蔵タンクを有効利用するシナリオ例である。2023 年 8 月から進められている処理水の海洋放出により空になったタンクの解体作業が始まろうとしているが、タンク内面の除染により鋼材をクリアランス物として利用できる可能性がある。将来的に、約 130 万トンの廃棄物を減量し、鋼材として有効活用するためには、クリアランス・製品化に向けて、技術、制度、社会認知などの課題を解決していく必要がある。

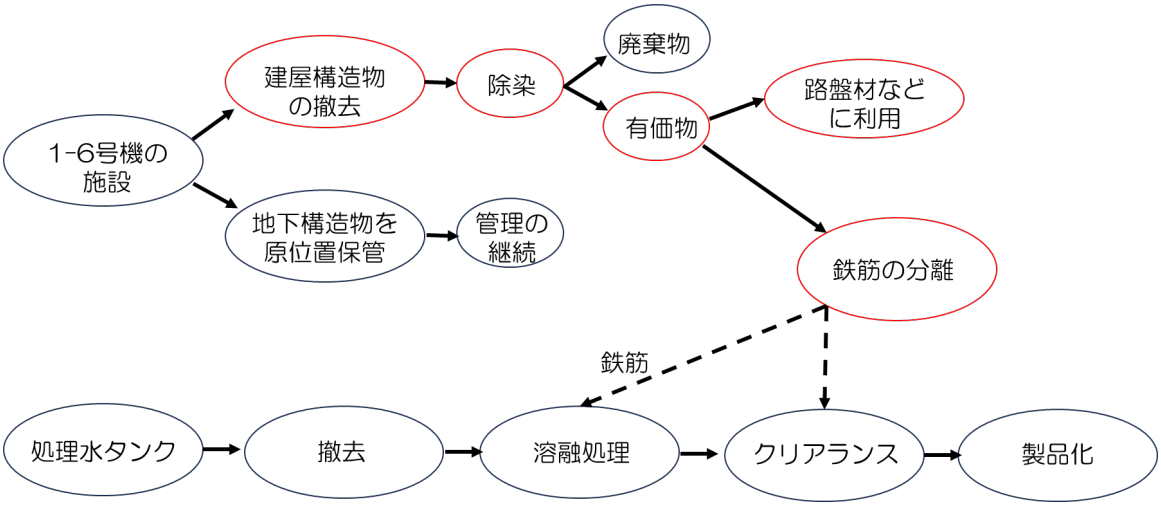


図 2　コンクリート構造物及び使用済みの処理水タンクを有効利用するシナリオ例

4. まとめ

1F 廃炉では廃棄物管理は重要な課題であり、「廃炉のための技術戦略プラン」、「廃炉中長期実行プラン」等においても、廃棄物管理の重要性は指摘されている。しかし、これまでの廃棄物管理に係る具体的な検討は事故で汚染した 1F サイトの伐採木、瓦礫、作業衣など、主にクリーンアップのプロセスで発生する廃棄物の処理・保管に係るものであった。中長期ロードマップの第 3 期の活動では様々な特性を持つ廃棄物が発生することを考えると、廃棄物ヒエラルキーに則った具体的な対策の検討が求められ、技術及び制度上の課題の解決を急ぐ必要がある。廃棄物検討分科会においては廃棄物対策に係る様々なシナリオを抽出・分析し、その特徴を明らかにして、将来の計画決定に資するための議論を進めている。

参考文献

1)　H. Kawamura, et al. (2017), “Decommissioning and Environmental Remediation Scenario Development for Fukushima Daiichi”, International Journal for Nuclear Power (atw), 2017

2)　廃棄物検討分科会、国際標準から見た廃棄物管理、福島第一原子力発電所廃炉検討委員会、日本原子力学会、2020 年 7 月

3) 北海道大学、溶脱による変質を考慮した汚染コンクリート廃棄物の合理的処理・処分の検討、JAEA-Review 2023-027

なお、本講演資料は、セッション開始前に以下 URL に掲載予定。
日本原子力学会　廃炉委 HP　https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

*Naoko Watanabe[1], Satoshi Yanagihara[2], Takashi Asano[3], Daisuke Kawasaki[2]
[1]Hokkaido Univ., [2]Univ. of Fukui, [3]HGNE

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：501-2 核燃料とその照射挙動

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:15 G会場(Zoomルーム7)

[3G08-12] MOX燃料製造技術、被覆管開発

座長:牟田 浩明(阪大)

14:45 ~ 15:00

[3G08]

MOXペレットの低O/M比調整技術に関する研究
(1)熱処理過程におけるO/M比変化の測定

*廣岡 瞬[1]、Vauchy Romain[1]、堀井 雄太[1]、赤司 雅俊[1]、砂押 剛雄[2]、齋藤 浩介[1] (1. JAEA、2. 検査開発)

15:00 ~ 15:15

[3G09]

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet
(2)Measurement of oxygen chemical diffusion coefficient

*Romain Jean-Marie Vauchy[1], Yuta Horii[1], Masashi Watanabe[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1] (1. Japan Atomic Energy Agency, 2. Inspection Development Company)

15:15 ~ 15:30

[3G10]

MOX燃料ペレットの機械学習焼結密度予測モデル

*中嶋 竜矢[1]、土持 亮太[1]、廣岡 瞬[1]、齋藤 浩介[1]、飯島 皐太[1] (1. JAEA)

15:30 ~ 15:45

[3G11]

反応度事故時の燃料挙動に及ぼす被覆管Crコーティングの影響評価

*谷口 良徳[1]、三原 武[1]、垣内 一雄[1]、宇田川 豊[1]、勝山 仁哉[1] (1. JAEA)

15:45 ~ 16:00

[3G12]

沸騰遷移後の燃料被覆管の健全性評価試験技術の開発

*坂本 寛[1]、樋口 徹[1] (1. NFD)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

©日本原子力学会

MOX ペレットの低 O/M 比調整技術に関する研究
1. 熱処理過程における O/M 比変化の測定

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet

1. Variation of O/M ratio during whole heat treatment

*廣岡 瞬[1]，Vauchy Romain[1]，堀井 雄太[1]，赤司 雅俊[1]，砂押 剛雄[2]，齋藤 浩介[1]

[1]JAEA，[2]検査開発

MOX ペレットの焼結時の雰囲気ガスを調整し、熱処理中の、特に冷却中の O/M 比の変化に着目した試験を実施した。冷却速度を大きくすることで、冷却時の O/M 比の上昇を抑制することができた。

キーワード：MOX、O/M 比、酸素ポテンシャル、拡散係数、酸化還元

1. 緒言

高速炉用 MOX 燃料では、被覆管の内面腐食を抑制するために MOX ペレットを還元ガスで焼結し、酸素ポテンシャルを低く調整する。高温保持中は雰囲気の酸素ポテンシャルを低く調整できるが、冷却時には酸素ポテンシャルが高くなり、MOX ペレットの O/M 比も上昇してしまう。本研究では、冷却時の O/M 比の上昇を抑えることを目的に、冷却条件をパラメータとした O/M 比調整試験を行った。

2. 試験

Pu 富化度が約 30%の MOX 粉末をΦ5 mm の金型に充填し、高さ約 10 mm の成型体を作製した。酸素センサーを接続した熱天秤を用いて、1600℃まで 20℃/min で昇温し、4 時間保持した後、20℃/min 及び 50℃/min の 2 パターンで冷却した。焼結ガスは 4.5%H_2/Ar ガスに少量加湿した雰囲気とした。

3. 結果・考察

熱天秤で得られた重量変化から評価した O/M 比（測定）と、酸素センサーで得られた酸素分圧から評価した平衡状態の O/M 比（平衡）を図に示す。O/M 比（平衡）は約 1000℃から低下し始め、1600℃では 1.967 と評価された。O/M 比（測定）も同様に約 1000℃から低下し始め、1600℃の保持中では 2 時間程度で約 1.97 に落ち着いた。また冷却時は O/M 比（平衡）に追従するように O/M 比の上昇が確認され、冷却速度が大きい方が平衡状態との差が大きく O/M 比の上昇が抑えられる結果が得られた。

4. まとめ

冷却速度を大きくすることで、MOX ペレットの冷却時の O/M 比の上昇を抑制することができた。今後は、より精密に O/M 比をコントロールするためのデータ取得を進める計画である。

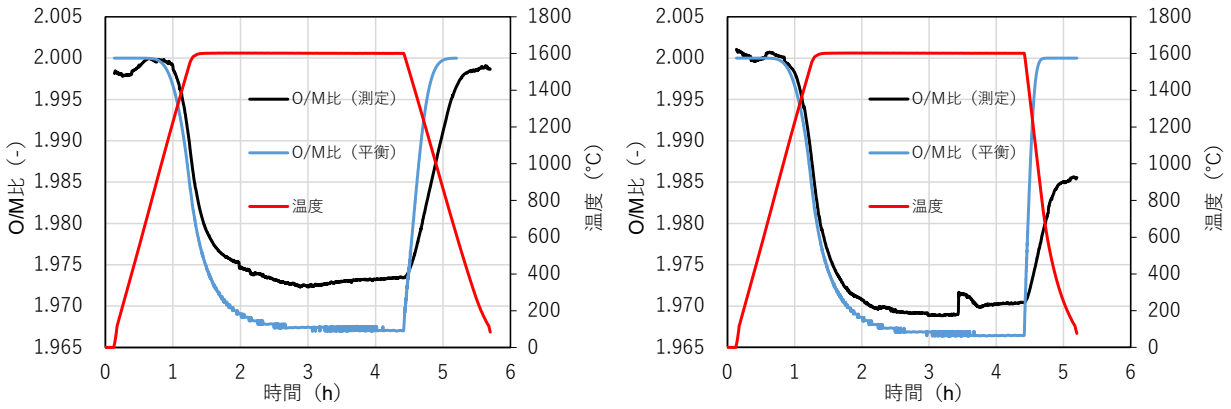


図 焼結中の O/M 比の変化（左：冷却速度 20℃/min、右：冷却速度 50℃/min）

*Shun Hirooka[1], Romain Vauchy[1], Yuta Horii[1], Masatoshi Akashi[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1]

[1]JAEA, [2]Inspection Development Company

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet
2. Measurement of oxygen chemical diffusion coefficient

*Romain Vauchy[1], Yuta Horii[1], Masashi Watanabe[1], Shun Hirooka[1], Takeo Sunaoshi[2], Kosuke Saito[1]
[1]MOX fuel Development Department, Japan Atomic Energy Agency
[2]Inspection Development Company

Controlling the Oxygen/Metal ratio of MOX for fast reactors is paramount. The sintering conditions impose the oxygen stoichiometry, and more precisely, the reduction of MOX is governed by oxygen diffusion. Using an innovative thermogravimetric process, we have collected new oxygen chemical diffusion data in hypo-stoichiometric MOX (30% Pu) at elevated temperatures. The results show that oxygen chemical diffusion is thus maximum near O/M=2 and decreases with the increasing deviation from stoichiometry, i.e. reduction becomes more and more difficult when the O/M ratio of MOX decreases.

Keywords: Oxygen/Metal ratio, stoichiometry, MOX fuel, sintering, fast reactor

1. Introduction

The control of the Oxygen/Metal ratio of fast-reactor MOX during its manufacturing is vital but not straightforward. In particular, understanding the reduction of MOX for fast reactors is paramount for engineering purposes (production) as it directly dictates the dwell time during sintering to obtain a given O/M ratio. Reduction of MOX is known to be diffusion-controlled (in contrast to oxidation) and then allows accessing oxygen chemical diffusion coefficients $\widetilde{D}_O$ [1]. TGA experiments were carried out by steps of O/M ratio, and to magnitudes in non-stoichiometry never studied before (from 2.000 to 1.948).

2. Sample preparation

The 30% Pu MOX powder was produced by microwave denitration. Compacts were prepared and heated up to 2023 K (peak) then cooled to 1923 K (dwell time: 3 hours), in an Ar + 4.5% H_2 + H_2O gas mixture for sintering/densification (≥ 95% theoretical density). Oxygen chemical diffusion in MOX was determined by thermogravimetry at 1773 K, 1873 K, and 1923 K from isothermal mass decreases induced by variations in oxygen partial pressure.

3. Results

- Oxygen diffusion is thermally activated and respects an Arrhenius law, i.e. $\widetilde{D}_O$ increases with temperature (hardly visible here).
- $\widetilde{D}_O$ decreases when the O/M ratio decreases, e.g. $\widetilde{D}_O$ is divided by 2~3 between O/M = 2.00 and 1.97 (Figure 1).
- Oxygen potential data of 30% Pu MOX were collected at 1923 K for the first time.

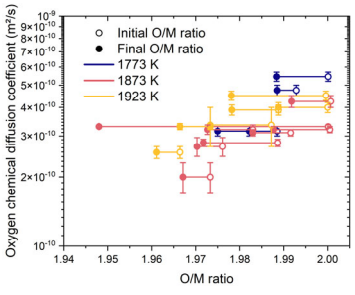


Figure 1. Variations in $\widetilde{D}_O$ in 30% Pu MOX as a function of the O/M ratio.

4. Conclusion

The isothermal reduction of MOX is more and more difficult when the O/M ratio decreases. Dwell time during sintering needs to be tailored, in conjunction with the cooling rate to optimize the final O/M ratio of MOX fuel pellets.

References

[1] M. Kato et al., Front. Nucl. Eng. 1 (2023) 1081473.

MOX 燃料ペレットの機械学習焼結密度予測モデル

Machine Learning Sintering Density Prediction Model for MOX Fuel Pellet

*中嶋　竜矢[1]，土持　亮太[1]，廣岡　瞬[1]，齋藤　浩介[1]，飯島　皐太[1]

[1]日本原子力研究開発機構

令和 4 年度より開発に着手してきた機械学習による焼結密度予測モデルについて、乾式回収粉末の物性値等を追加した新規データベースを作成し、また過学習抑制のためにデータの均衡化を実施した予測モデルを作成した。

キーワード：機械学習、高速炉、MOX 燃料、燃料ペレット

1. 緒言

昨年度は汎化性能向上のためパラメータの重要度を解析し、重要度の高いパラメータのみを学習データとして予測モデルを作成し、汎化性能の高いモデルを得ることができた。しかし、昨年度まで使用していたデータベースには、焼結密度に大きく影響すると考えられる乾式回収粉末の物性値が含まれていなかった。今年度は、更なる予測精度の向上を目指して乾式回収粉末の物性値を含めたデータベースを構築し、学習用データとして予測モデルを作成した。また、パラメータ数の削減以外の方法で、汎化性能の改善を検討した。

2. 予測モデルの作成と改良

乾式回収粉末の物性値を含むデータベースを構築し、データ数は常陽用高密度ペレットが 81 件、もんじゅ用低密度ペレットが 563 件、合計 644 件のデータを整理した。

機械学習における一般的な過学習抑制の手段として、パラメータ数の削減、データベースの改善、ハイパーパラメータの調整、データの均衡化が挙げられる。昨年度は、パラメータ数の削減により汎化性能の向上を図ったが、本研究ではデータの均衡化を試した。昨年度までの予測モデル作成プログラムでは、データベースは学習用とテスト用の 2 つに無作為に分割され、学習用データでモデルを作成し、テスト用データで精度検証を行う手法で予測モデルを作成した。しかし、今年度整備したデータベースからは低密度ペレットのデータに偏って学習される可能性があった。そこで、高密度及び低密度から抽出するデータの件数を指定し、予測モデルを作成した。また、従来手法との比較のため、学習させるパラメータ数を削減して予測モデルを作成した。

3. 結果と考察

作成した予測モデルの精度検証の結果を表 1 に示す。トレーニングデータに対する MAE を比較すると、GBR が最も高い精度を示した。テストデータに対する MAE は、ET が最も高精度であったが、GBR、RF においても同程度の値となり、各アルゴリズムで汎化性能の良好なモデルが作成できたことが確認できた。また、いずれのアルゴリズムにおいても、テストデータに対する MAE は従来手法より低い値となっており、乾式回収粉末の物性値を組み込むことで予測精度が向上したことが確認できた。

表 1.新規モデルの予測結果

アルゴリズム	MAE (Train)	R^2 (Train)	MAE (Test)	R^2 (Test)
勾配ブースティング(GBR)	0.412	0.890	0.610	0.964
ランダムフォレスト(RF)	0.531	0.878	0.605	0.964
エクストラツリー(ET)	0.623	0.866	0.602	0.958
勾配ブースティング(従来手法)	0.429	0.842	0.630	0.962

*Tatsuya Nakajima[1],Ryota Tsuchimochi [1],Shun Hirooka [1], Kosuke Saito [1] and Kota Ijima[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency.

反応度事故時の燃料挙動に及ぼす被覆管 Cr コーティングの影響評価

Effect of Cr-coating for cladding tube on fuel behavior during a reactivity-initiated accident

*谷口 良徳[1]，三原 武[1]，垣内 一雄[1]，宇田川 豊[1]，勝山 仁哉[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

Cr コーティング改良 Zr 基合金被覆燃料を対象に反応度事故（RIA）模擬実験を実施し、現行の許容損傷限界の根拠となっている非コーティング Zr 基合金被覆燃料を対象とした既往の RIA 模擬実験結果との比較を通じて、Zr/Cr 共晶点を超える被覆管温度条件下での Cr コーティング燃料の RIA 時伝熱挙動及び高温酸化は既往知見と同等であることを明らかにした。

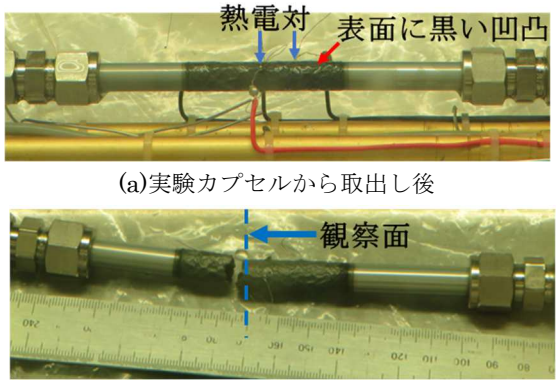
キーワード：事故耐性燃料，Cr コーティング被覆管，反応度事故，NSRR

1. 緒言

事故耐性燃料の一つである Cr コーティング Zr 基合金被覆管は、非コーティング被覆管に比べ高い酸化耐性を示すことが知られる一方、高温域までの急激な温度上昇や高速変形に特徴づけられる RIA 時の燃料挙動（伝熱・高温酸化挙動等）については殆ど知見がない。原子力機構では、安全評価に必要とされる同被覆燃料の RIA 時挙動に関するデータ・知見を取得するため、同機構の原子炉安全性研究炉（NSRR）において Cr コーティング改良 Zr 基合金被覆燃料を対象とし RIA 模擬実験を実施した。また現行の許容損傷限界の根拠となっている、既往の従来材（非コーティング Zry-4 被覆燃料、非照射）を対象とした NSRR 実験結果[1,2]との比較を通じて、Cr コーティング被覆燃料の伝熱及び高温酸化の程度を評価した。

2. RIA 模擬実験

Cr コーティング改良 Zr 基合金被覆管（PWR 17×17 型、外面 Cr コーティング膜厚約 10 μm）に UO_2 燃料ペレット（濃縮度 5%、φ8.32 mm、スタック長約 56 mm）を入れたのち、0.1 MPa He 封入し、実験燃料棒を製作した。これを冷却水入りの実験カプセルに装荷し、室温大気圧冷却水条件及び従来材で破損発生が確認されている燃料エンタルピ 924 J/g（暫定値）の炉出力条件で、NSRR のパルス照射運転による RIA 模擬実験（ATF100-1 実験）を実施した。実験後、燃料棒の外観及び断面金相観察及び元素分析を実施した。



(a)実験カプセルから取出し後

(b)治具から取外し後（取扱い時に破断）

図 1: ATF100-1 実験後燃料棒外観

3. 結果及び考察

ATF100-1 実験燃料棒は、実験カプセルから取出した際には燃料棒形状を保っていたが、治具から取外す際に黒い凹凸が観察された箇所で破断した（図 1）。実験カプセル内をスミアした試料のγ線分析により、この破断前に燃料被覆管に貫通孔が生じていたことが確認された。実験中に取得されたオンラインデータによると、被覆管表面の最高温度は約 1800 ℃に達し、その後 1000℃以上の高温が 5-8 s ほど続いた。従来材に対する同程度の燃料エンタルピ条件の NSRR 実験結果[1, 2] と比較すると、被覆管表面温度の履歴はほぼ一致することから、Cr コーティングが伝熱挙動に及ぼす影響は殆ど無いと考えられる。ATF100-1 実験における破断箇所付近の断面金相観察及び SEM-EDS 分析の結果（図 2）から、Zr/Cr 共晶反応による局所的な液相の形成を示唆する微細組織が観察された。また、実験後の被覆管径方向最小残存肉厚位置における酸化膜厚さ、及び酸化膜厚さ/実験後肉厚（被覆管溶融による減肉の程度を考慮）比でみた高温酸化の程度は、同程度の燃料エンタルピで破損した従来材のケース[2]と同等であることがわかった。

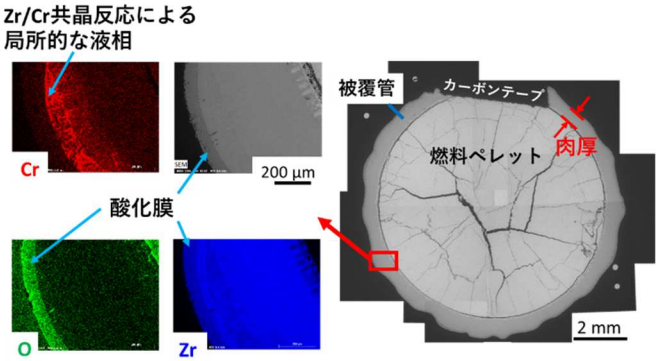


図 2: ATF100-1 実験後破断箇所付近の断面 SEM 観察及び EDS 分析結果

本研究は三菱重工株式会社との共同研究「Cr コーティング被覆管の通常時及び事故時挙動に関する研究」の一環として実施された。

参考文献 [1] M. Ishikawa et al., JNM 95, p1-30 (1980).

[2] S. Yanagihara et al., JNST 19-6, p469-481 (1982).

*Yoshinori Taniguchi[1], Takeshi Mihara[1], Kazuo Kakiuchi[1], Yutaka Udagawa[1] and Jinya Katsuyama[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency (JAEA).

沸騰遷移後の燃料被覆管の健全性評価試験技術の開発

Development of Testing System for Integrity Assessment of Post-BT Fuel Cladding

*坂本 寛[1], 樋口 徹[1]

[1]NFD

沸騰水型原子炉（Boiling water reactor (BWR)）における沸騰遷移後(Post-boiling transition (Post-BT))の照射済燃料被覆管の破損や健全性評価に関する試験データを取得するため、ホット試験が実施可能なドライアウト模擬試験システムを構築した。未照射被覆管を用いたモックアップ試験を実施し、健全性評価の目標とした最高昇温速度 10^2 °C/s 程度、冷却速度 10^3 °C/s 程度が達成できることを確認した。

キーワード：燃料被覆管, 沸騰遷移後, 急速加熱, 健全性評価

1. 緒言

BWR 運転時の異常な過渡変化により炉内で沸騰遷移が起こると、燃料被覆管は表面熱伝達率の低下に伴い温度が上昇する。このような沸騰遷移が起こった場合を想定し、設計・運転の自由度を拡張するための方策の一つとして運転時の異常な過渡変化の安全評価において過渡的な沸騰遷移の発生を許容することが望ましく、また、安全性に影響を及ぼすことなくこれを行うことが可能であると考えられる[1]。しかしながら、Post-BT 燃料被覆管の破損や健全性評価に関する試験データは不十分であるため、本研究では照射済燃料被覆管を用いたホット試験が実施可能な試験システムを構築し、モックアップ試験によりその性能を評価した。

2. 試験

2-1. 試験体系

図 1 に構築したドライアウト模擬試験システムを示す。本試験システムは照射済燃料被覆管を用いた出力急昇模擬試験に用いた出力急昇模擬試験装置（Power Ramp Simulator（PRS））[2]に水位を短時間で上下させる機能を加えたものである。オートクレーブ内に内部に中心ヒーター(Internal Heater)を挿入した燃料被覆管試料(Specimen)を設置し、この中心ヒーターとバンドヒーター(Band-Heater)により加熱することでオートクレーブ及び試料温度を調節し、オートクレーブ下部から高温高圧水を出し入れして水位を調整する機構を有している。なお、中心ヒーターは高さ方向約 20 mm の加熱帯（Heating zone (HZ)）にのみ熱流束を与える。

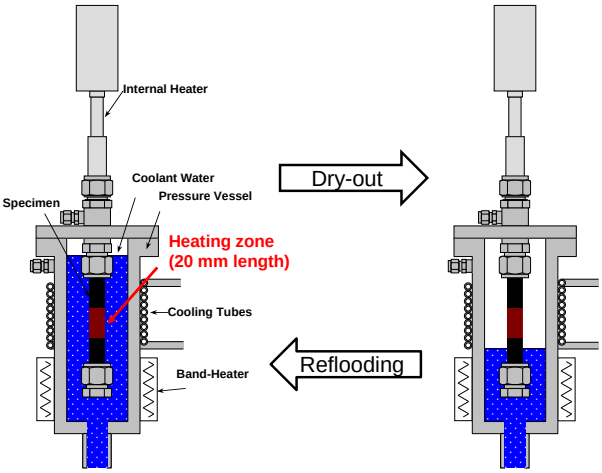


図1　ドライアウト模擬試験システム

2-2. モックアップ試験

試験はホットセル外において未照射燃料被覆管を用いて行った。図 2 に試験結果の一例を示している。図に示す様に、290 °C の高温水冠水状態から、水位を低下させることにより燃料被覆管の一部を一定時間ドライアウト(Dry-out)状態として、被覆管表面を 5 - 10 s で 500 - 800 °C まで急速加熱して、その後、再冠水(Reflooding)することで急冷できることを確認した。

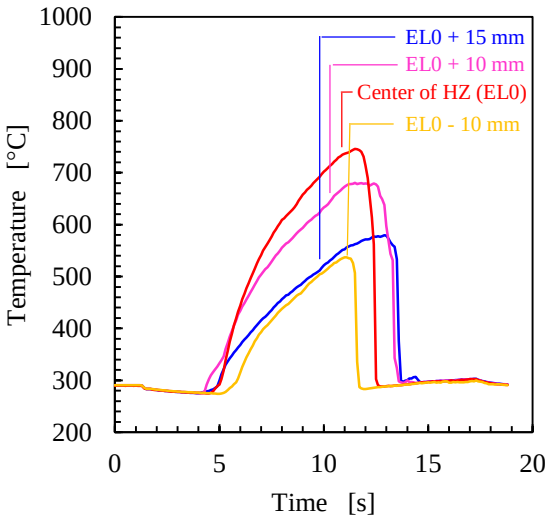


図2　モックアップ試験結果の例

3. 結論

健全性評価の目標とした最高昇温速度 10^2 °C/s 程度、冷却速度 10^3 °C/s 程度が達成できることを確認した。

参考文献

[1] 三島、他、"BWR における過渡的な沸騰遷移後の燃料健全性評価研究の過去司現在一未来", 原子力学会誌 Vol.46, No.5 (2004) 332-338.

[2] K. Sakamoto, M. Nakatsuka, T. Higuchi, "Simulation of outside-in cracking in boiling water reactor fuel cladding tubes under power ramp", Journal of ASTM International, Vol. 7, Issue 6, 2010, Paper ID JAI102938

*Kan Sakamoto[1] and Toru Higuchi[1]

[1]NFD

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-2 放射性廃棄物処分と環境

2025年3月14日(金) 9:30 ~ 11:00 H会場(Zoomルーム8)

[3H01-05] TRU廃棄物・地層処分

座長:中林 亮(電中研)

9:30 ~ 9:45

[3H01]

塩水冠水条件において二次的に生成するMg含有C-S-Hによるヨウ素の遅延効果

*田邊 悠太[1]、関 亜美[1]、千田 太詩[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大)

9:45 ~ 10:00

[3H02]

TRU廃棄物の廃棄体パッケージの開発

(7) 廃棄体パッケージの落下解析

*丸山 紀之[1]、山田 弦[2]、津田 徹[2] (1. 公益財団法人原子力環境整備促進・資金管理センター、2. 伊藤忠テクノソリューションズ株式会社)

10:00 ~ 10:15

[3H03]

加速器質量分析（AMS）による照射済み燃料被覆管からの^{36}Cl溶出率測定

*桜木 智史[1]、田中 真悟[1]、植田 浩義[1]、菅沼 宏章[2]、木野 健一郎[2]、谷内 俊範[3]、坂下 章[3]、松崎 浩之[4] (1. 原環セ、2. NDC、3. MHI、4. 東大)

10:15 ~ 10:30

[3H04]

処分環境において共存するAlが過飽和ケイ酸の析出に及ぼす影響の評価

*日下 佑太朗[1]、千田 太詩[1]、関 亜美[1]、新堀 雄一[1] (1. 東北大)

10:30 ~ 10:45

[3H05]

深部地下水溶存有機物に対する微生物影響評価

*佐藤 颯人[1]、戸田 賀奈子[1]、別部 光里[2]、天野 由記[2]、斉藤 拓巳[1] (1. 東大、2. JAEA)

10:45 ~ 11:00

座長持ち時間

©日本原子力学会

塩水系冠水条件において二次的に生成する Mg 含有 C-S-H による ヨウ素の遅延効果

Retardation effects of iodine by Mg-containing C-S-H formed secondarily under the condition saturated with salinity groundwater

*田邊　悠太[1], 関　亜美[1], 千田　太詩[1], 新堀 雄一[1]
[1]東北大学

Mg 含有カルシウムシリケート水和物(C-S-H)へのヨウ素(I^-およびIO_3^-)の収着挙動を評価し、収着分配係数がI^-では 0.5 mL/g 以上、IO_3^-では 3.6 mL/g 以上と見積もられた。処分場周辺の二次的な C-S-H 生成に伴う透水性低下と合わせ、放射性ヨウ素の移行を遅延させる効果が期待される。

キーワード：地層処分、カルシウムシリケート水和物、ヨウ化物イオン、ヨウ素酸イオン、収着分配係数

1. 緒言　セメント系材料の成分溶出により処分場近傍に二次的に生成するカルシウムシリケート水和物(C-S-H)は、核種との相互作用や、流路の狭隘化に伴う透水性変化といった形で核種移行に影響を及ぼす。この C-S-H は地下水中の Mg 等の取り込みにより物性が変化することにも留意する必要がある。また、地層処分の性能評価において重要核種であるヨウ素（I）は、地下環境において陰イオン形態であるため移行しやすく、地下の還元雰囲気では主にI^-、局所的な酸化雰囲気ではIO_3^-で存在すると考えられる。本研究では、塩水系地下水で冠水した地下環境を考慮し、Mg 含有 C-S-H へのI^-およびIO_3^-の収着挙動を評価した。

2. 実験　Mg 含有 C-S-H への I 収着実験は、Ca/Si モル比 0.8 および 1.6、Mg/Si モル比 0、0.1、0.2、0.3、液固比 20 (30 mL/1.5 g)となるように、フュームドシリカ(SiO_2)、CaO、$Mg(NO_3)_2$、NaI または$NaIO_3$ 濃度 0.5 mM および NaCl 濃度 0 または 0.6 M とした溶液を混合し、恒温振とう器を用いて 25℃で 1、2、4 週間振とうすることにより行った。養生後は遠心分離によって固相と液相に分離し、固相はラマン分光法および XRD 分析、液相は濾過後に pH および、イオンクロマトにより溶存濃度を定量し、Mg 含有 C-S-H への I の収着分配係数 K_d を算出した。

3. 結果と考察　図 1 および図 2 に、Mg 含有 C-S-H に対するI^-およびIO_3^-の収着分配係数を示す。なお、収着分配係数算出の際の固相量および液相量は、収着実験後の遠心分離により得られた各量を用いた。図 1 および図 2 より、I の収着分配係数は養生期間、Mg 含有量による差異はあまり見られず、I^-では 0.5 mL/g 以上、IO_3^-では 3.6 mL/g 以上となった。また、NaCl の有無についてもほぼ差異が見られなかった。この Mg 含有 C-S-H への収着機構は、I^-においては C-S-H 内の層間水への拡散による吸収[1]、それに加えIO_3^-の場合には Ca との静電的な相互作用である吸着が考えられる。著者らの既往研究[2]では、高アルカリ塩水系地下水において花崗岩流路に生成した C-S-H が透水性を低下させており、本研究にて示した Mg 含有 C-S-H との相互作用と併せて I の移行が遅延される効果が期待できる。

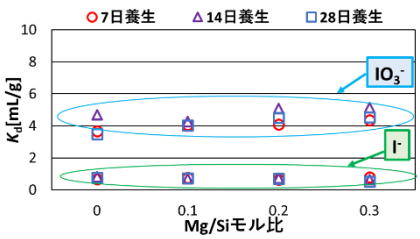


図 1 Ca/Si 比 0.8 の収着分配係数

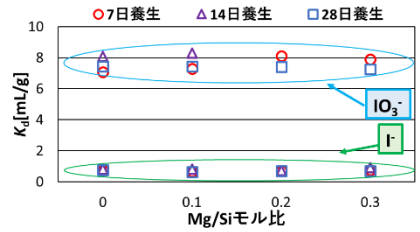


図 2 Ca/Si 比 1.6 の収着分配係数

参考文献　[1] 著者ら、原子力学会秋の大会、2M03 (2024). [2] Seki et al., *ACS ES&T Water*, **4**(4), 1864-1873 (2024).

謝辞:本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP22K14627 の成果である。記して謝意を表す。

*Yuta Tanabe[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

TRU 廃棄物の廃棄体パッケージの開発
（7）廃棄体パッケージの落下解析

Research and development of TRU waste package
(7) Drop analysis of Waste Package

*丸山 紀之[1]，山田 弦[2]， 津田 徹[2]
[1]原子力環境整備促進・資金管理センター，[2]伊藤忠テクノソリューションズ

TRU 等廃棄物処分場において、廃棄体パッケージを吊り上げて定置する際に発生し得る落下事故に対し、現実的な条件に基づいた落下解析を実施した。この解析により、最も厳しい落下姿勢を特定するとともに、落下衝撃による内部構造の挙動を把握することで、安全性向上に向けた設計改善の方向性を明確にした。

キーワード：TRU 廃棄物，廃棄体パッケージ，落下解析，ひずみ速度依存性，有限要素法

1. 緒言

廃棄体パッケージは、処分場の安全性の観点から、落下時においても放射性物質の閉じ込め性能を維持する必要がある。本研究では、現実的な材料モデルを使用したことで、落下衝撃による動的条件下での材料特性を精度よく再現した。その結果、廃棄体パッケージにとって最も厳しい条件は、蓋側辺部からの落下であり、また、廃棄体パッケージ内部では廃棄体による 2 次衝突が発生する可能性があることを示した。

2. ひずみ速度依存性を考慮した材料モデル

本研究では、広範なひずみ速度範囲における動的特性を高精度に表現できる谷村・三村モデルを採用した。このモデルに必要なパラメータは、高速引張試験によって比較的簡単に取得できる。今回はさらに現実的な材料モデルにするため、先行事業で製作した実規模廃棄体パッケージ[1] の蓋溶接部から、溶接金属部、熱影響部、母材部の試験片を切出し、この試験片から得たデータで材料モデルを作成した。

3. 解析結果

図-1 に示すように、高さ 8 m から 4 パターンの落下姿勢を想定して解析を実施した。解析の結果、蓋側角部落下で破断ひずみを超える部位が観察されたが、変形モードは圧縮変形が支配的であることから、この場合、延性破壊する可能性は低いと言える。一方、蓋溶接部の脆性破壊評価では、蓋側辺部落下の姿勢で亀裂先端部の応力拡大係数が最も高く、4 つの落下姿勢のうち最も厳しい条件であることが判明した。また、廃棄体パッケージ内部では、落下衝撃によって廃棄体が動き、蓋板と 2 次衝突が発生することを確認した。今後、廃棄体の衝撃緩和対策や内部構造の改良を検討することで、さらなる安全性向上に繋げることができる。

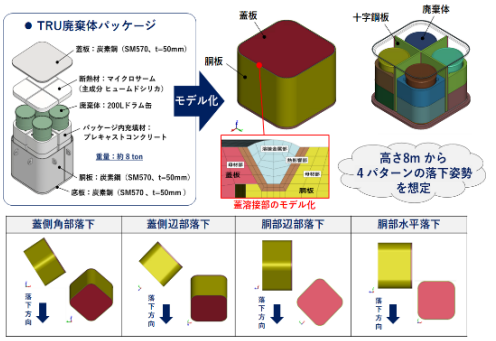


図-1 廃棄体パッケージの落下解析

参考文献

[1] 原子力環境整備促進・資金管理センター；令和 4 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業 TRU 廃棄物処理・処分技術高度化開発 報告書,2023

謝辞：本報は経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業である「令和 5 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分安全評価確証技術開発（ニアフィールド長期環境変遷評価技術開発）】及び「令和 6 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分安全評価確証技術開発（ニアフィールド長期環境変遷評価技術開発）】」の成果の一部を使用している。

* Noriyuki Maruyama[1], Gen Yamada[2], Toru Tsuda[2],
[1]Radioactive Waste Management Funding and Research Center, [2]ITOCHU Techno-Solutions Corporation

加速器質量分析（AMS）による照射済み燃料被覆管からの ^{36}Cl 溶出率測定

Determination of ^{36}Cl leaching rate from irradiated fuel cladding using accelerator mass spectrometry (AMS)

*桜木 智史[1]，田中 真悟[1]，植田 浩義[1]，菅沼 宏章[2]，木野 健一郎[2]，
谷内 俊範[3]，坂下 章[3]，松崎 浩之[4]
[1]原環センター，[2]MHI 原子力研究開発，[3]三菱重工，[4]東京大学

加速器質量分析（AMS）を利用することで、これまで定量できなかった照射済み燃料被覆管（ハル）からの ^{36}Cl の溶出率データをはじめて取得した。結果は従来の核種溶出モデル評価より小さかったことから、過度な保守性の改善といった溶出モデルの信頼性向上に AMS 分析の利用価値が高いことが示された。

キーワード：TRU 廃棄物、ハル・エンドピース、塩素 36、溶出率、加速器質量分析（AMS）

1. 緒言

使用済み燃料の再処理で発生する燃料被覆管（ハル）は TRU 廃棄物として地層処分される予定であり、放射化生成物である ^{36}Cl（半減期 30 万年）は安全評価における重要核種とされている[1]。これはジルコニウムの精錬工程で塩素が使用されることや原子炉内での $^{35}Cl(n,\gamma)^{36}Cl$ 反応断面積が大きいこと、さらに、易動性のアニオン核種であることに起因する。これまで、ハル等からの核種溶出率は ^{14}C で比較的長期のデータが取得されているが[2]、放射線計測による ^{36}Cl の溶出率の定量は困難であった。そこで我々は、加速器質量分析（AMS）を用いたハル等の ^{36}Cl 分析手法を構築し、エンドピースの ^{36}Cl インベントリ定量値をはじめて報告した[3]。今回は、浸漬開始から約 15 年が経過したハルの浸漬試料に対して AMS を適用させ、^{36}Cl の溶出率の定量をはじめて試みた。

2. 実験

脱ミートした BWR 燃料被覆管（Step 1、燃料棒平均燃焼度 41.6 GWd/t）の内側酸化膜を研磨除去した。硝酸で洗浄後、外側酸化膜（約 25.3 μm）が残った状態のハル（長さ約 2 cm）を窒素雰囲気で NaOH 水溶液（pH 12.5、20 mL）に浸漬させた[2]。室温（およそ 20℃）で 15 年経過の後、溶液中の ^{36}Cl を AMS により以下の方法で定量した[3]。まず、サンプルに Cl 担体を添加後、350°C の濃硫酸雰囲気で塩素を蒸留した。付随する ^{14}C は炭酸ナトリウムにて、γ 線放出核種は水酸化鉄共沈法および硫化コバルト沈殿法で除去した。さらに、同重体干渉の原因となる ^{36}S を硫化コバルト沈殿法の繰り返しにより完全に除去した後、塩化銀として東京大学タンデム加速器研究施設（MALT）の AMS で ^{36}Cl を定量した[3]。

3. 結果と考察

ハルから溶出した ^{36}Cl は、放射線計測（ピコベータ）では検出下限（< 0.19 Bq/試料）であったが、AMS により定量値（1.44×10^{-3} Bq/試料）をはじめて得ることができた。これを初期インベントリで除した溶出率で表すと、1.56×10^{-6} と極めて小さな値であった。図に、^{14}C やハル（ジルカロイ 2）の合金成分の溶出率と合わせて示す。^{36}Cl の溶出率は Zr や Zr 母材に固溶する Sn に近く、一方で ^{14}C の溶出率は金属間化合物として Zr 母材に析出する成分（Fe、Cr、Ni）と同程度であった。このことから、溶出プロセスは核種毎に異なり、金属中での存在状態によって影響を受ける可能性が示唆された。

発表では、今回得られた ^{36}Cl インベントリや溶出率に基づいた閉鎖後長期の安全評価の結果についても考察する。

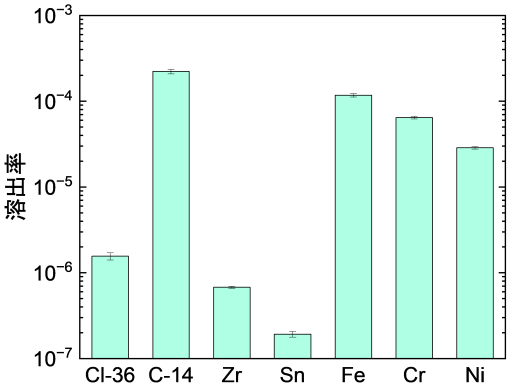


図　15 年浸漬させたハル試料からの核種・合金成分の溶出率

謝辞 本発表には経済産業省資源エネルギー庁の委託事業「令和 5 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）地層処分安全評価確証技術開発（核種移行総合評価技術開発）」の成果の一部を使用している。

参考文献

[1] 原子力発電環境整備機構、包括的技術報告書、NUMO-TR-20-03 (2021). [2] Sakuragi et al., Procedia Chemistry 2016; 21:341–348. [3] 田中ほか、日本原子力学会 2024 春の年会 2A10.

*Tomofumi Sakuragi[1], Shingo Tanaka[1], Hiroyoshi Ueda[1], Hiroaki Suganuma[2], Kenichiro Kino[2], Toshinori Taniuchi[3], Akira Sakashita[3], and Hiroyuki Matsuzaki[4]. [1]RWMC, [2]NDC, [3]MHI, [4]UTokyo.

処分環境において共存する Al が過飽和ケイ酸の析出に及ぼす影響の評価

Estimation of the Effect of Aluminum on Deposition Behavior of Supersaturated Silicic Acid around a Disposal Site

*日下　佑太朗[1]，関　亜美[1]，千田　太詩[1]，新堀　雄一[1]
[1]東北大学

過飽和ケイ酸の析出挙動に及ぼす Al の影響について、Al 濃度や温度に基づいて評価した結果、高温ほど析出は進展するものの、Al の共存がケイ酸析出を阻害する可能性が示唆された。

キーワード：地層処分，過飽和ケイ酸，析出，核種移行，アルミニウム

1. 緒言　地層処分場周辺では、セメント系材料のアルカリ成分が溶出することで pH 変動場が形成され、ケイ酸析出に伴う流路の狭隘化といった核種移行を遅延させる効果が期待される。前報[1]では、内部間隙を有するアモルファスシリカへのケイ酸析出は、Al 共存・非共存によらず、粒子表面からある程度の深さに留まることを示した。これに続き本研究では、地温勾配を考慮した温度、および、共存する Al 濃度をパラメータとして、過飽和ケイ酸の析出に及ぼす Al の影響を調べた。

2. 実験　析出実験は、初期過飽和ケイ酸濃度 8 mM、Al 濃度 0～1.4 mM に調製した溶液にアモルファスシリカ粉末(粒径 75～150 μm、BET(N_2)比表面積 354 m^2/g) 0.1 g、0.5 g、1.0 g を加え、硝酸溶液および緩衝剤で pH 8 に調製して過飽和にすることにより行った。試料溶液は合計 250 mL とし、288 K、298 K、313 K に設定した恒温槽にて 6 時間攪拌した。適宜採取した試料溶液は孔径 0.45 μm のシリンジフィルターで濾過した後、ICP-OES およびモリブデンイエロー法によって水溶性ケイ酸、コロイド状ケイ酸、析出したケイ酸を定量した。そして、実験開始直後の析出量の時間変化から得られた析出速度を固相表面積で整理し、見かけの析出速度定数 k [m/s]を算出した。

3. 結果と考察　析出実験の結果、ほとんどの実験条件において水溶性ケイ酸の減少に伴い固相へ析出したケイ酸が増加した。表 1 に得られた見かけの析出速度定数 k [m/s]を示す。見かけの析出速度定数は、温度の上昇とともに大きくなる一方で、Al 濃度が高くなるにつれて小さくなった。このことから、共存する Al が過飽和ケイ酸の析出を阻害する可能性が示唆された。また、図 1 のアレニウスプロットより得られた活性化エネルギーは、Al 濃度 0.14 mM において約 65 kJ/mol と、Al 濃度 0 mM の場合の 50 kJ/mol や、ケイ酸分子の重合に関する活性化エネルギー(40～60 kJ/mol)[2]よりも若干大きいことから、アルミノケイ酸塩の生成等といった別の反応の関与が考えられる。一方、表 1 および図 1 に示すようにいずれの条件においても見かけの析出速度定数は 10^{-10} m/s オーダーであり、地下水流動場におけるケイ酸析出に伴う流路の狭隘化を評価したモデル[3]より、Al 共存条件においてもケイ酸析出に伴う核種移行の遅延効果が期待できる。

表 1　Al 共存下における見かけの析出速度定数 [m/s]

		Al濃度 [mM]		
		0	0.14	1.4
温度 [K]	288	1.00×10^{-10}	5.76×10^{-11}	-
	298	1.24×10^{-10}	9.65×10^{-11}	1.32×10^{-11}
	313	5.14×10^{-10}	4.75×10^{-10}	-

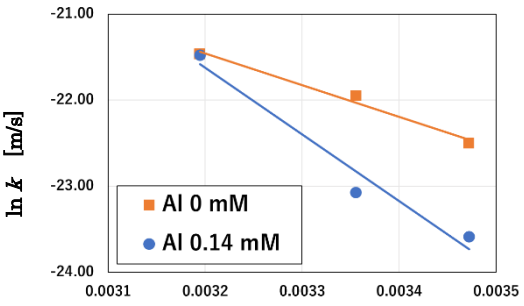


図 1　ケイ酸の析出挙動
(Al 0.14 mM, 298 K, 固相 0.5 g)

引用文献：[1] 日下ら：日本原子力学会 2024 年秋の大会講演予稿集、2M20 (2024). / [2] Iler, The chemistry of silica (1979). / [3] Sasagawa et al.: *J. Nucl. Eng. Rad. Sci.*, **3**, No. 041010, 1-6. (2017).

謝辞：本研究の一部は JSPS 科研費 JP21H04664 および JP24K01395 の成果である。記して謝意を表す。

*Yutaro Kusaka[1], Tsugumi Seki[1], Taiji Chida[1] and Yuichi Niibori[1]
[1]Tohoku Univ.

深部地下水溶存有機物に対する微生物影響評価

Microbial effects on dissolved organic matters in deep groundwater

*佐藤 颯人[1]，戸田 賀奈子[1]，別部 光里[2]，天野 由記[2]，斉藤 拓巳[1]

[1]東大，[2]JAEA

深部地下水を対象に微生物培養試験を行い，得られた試料に対して微生物分析と有機物分析を行うことで，微生物による深部地下水中の溶存有機物(DOM)の変化を評価した．

キーワード：高分解能質量分析，微生物培養，深部地下水，溶存有機物，放射性核種

1. 緒言

高レベル放射性廃棄物の最終処分として，地層処分が技術的実現性の点などから妥当であると考えられている．地層処分の安全評価には，地下環境下での放射性核種の移行速度や地質媒体との反応を知る必要がある．なかでも，地下水中に普遍的に存在する溶存有機物（DOM）は，放射性核種と錯体を形成することでその電荷やサイズを変化させ，核種の移動性や岩石表面との相互作用を変化させうる[1]．本発表では，深部地下水を対象に微生物培養試験を行い，微生物菌叢解析と蛍光分光及び質量分析により有機物の分析を行うことで，微生物による DOM の変化を評価した．

2. 実験方法

実験には，幌延深地層研究センターで採取した深部地下水を用いた．培養試験には，フィルターろ過によって地下水から微生物を除去した試料（微生物除去），地下水をそのまま使用した試料（地下水未処理）と地下水に乳酸ナトリウムを添加した試料（乳酸添加）を用いた．培養は嫌気性条件下で実施し，0 日と 3 ヶ月後に，サンプリングを実施した．得られた試料をろ過後，ろ紙上の微生物に対して，16S rDNA 分析に基づく菌叢解析を行い，ろ液は有機物分析に用いた．有機物分析では，蛍光分析と多変量解析による蛍光成分評価[2]とフーリエ変換イオンサイクロトロン共鳴質量分析(FT-ICR MS)により，試料中 DOM の分子組成に基づく分子的特徴評価を行った．

3. 結果と考察

3 ヶ月の培養期間を経て微生物を除去していない試料では DNA 濃度の増加が確認され，特に，乳酸添加試料で大きく微生物数の増加が確認された(図１)．有機物分析では，対象試料中には 4 つの蛍光成分（Comp.1～4）があり，全ての試料の蛍光成分の蛍光量の増加が確認され，特に，地表由来の腐植物質が一部分解して生じた蛍光成分である Comp.3 について，微生物培養による蛍光強度の増加率が大きかった(図２)．発表では，微生物叢の変化や FT-ICR-MS による DOM の分子的特徴の変化について議論する．

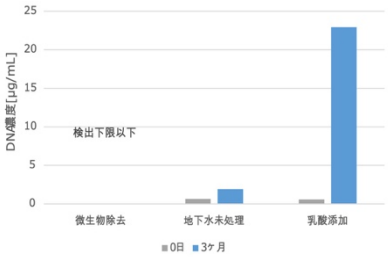


図 1　微生物の DNA 濃度の変化

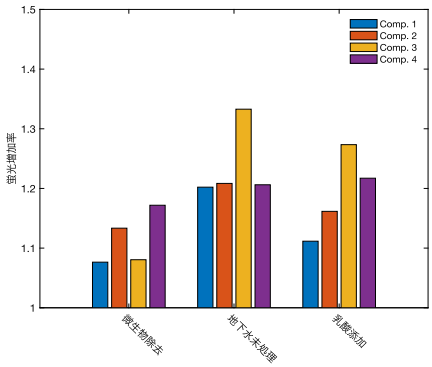


図 2 蛍光強度の増加率

【謝辞】本発表には，経済産業省資源エネルギー庁受託事業「令和 6 年度高レベル放射性廃棄物等の地層処分に関する技術開発事業（JPJ007597）【地層処分安全評価確証技術開発（核種移行総合評価技術開発）】」の成果の一部を使用している．

参考文献

[1] John, F. M., *et al. Environ. Sci. Technol* ,**1989,** *23*, 496-502.

[2] Saito, T. *et al. ES&T Water*, **2023**, 3, 4103−4112.

*Hayato Sato[1], Kanako Toda[1], Hikari Beppu[2], Yuki Amano[2] and Takumi Saito[1]

[1]The University of Tokyo, [2]JAEA

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-3 原子力施設の廃止措置技術

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 H会場(Zoomルーム8)

[3H06-08] ウラン取扱施設の廃止措置

座長:井口 幸弘(福井大)

11:00 ~ 11:15

[3H06]

ウラン取扱施設の廃止措置
(1) 廃水処理室の廃止措置の概要

*中西 良樹[1]、大和田 光宏[1]、青山 佳男[1]、須黒 寿康[1] (1. JAEA)

11:15 ~ 11:30

[3H07]

ウラン取扱施設の廃止措置
(2) 廃水処理室の内装設備の解体撤去

*大和田 光宏[1]、中西 良樹[1]、青山 佳男[1]、須黒 寿康[1] (1. JAEA)

11:30 ~ 11:45

[3H08]

ウラン取扱施設の廃止措置
(3) 廃水処理室の管理区域解除に向けた放射線測定

*山本 啓介[1]、中川 拓哉[1]、松尾 一臣[1]、須黒 寿康[1] (1. 日本原子力研究開発機構)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

ウラン取扱施設の廃止措置
（１）廃水処理室の廃止措置の概要

Decommissioning of Uranium Facility

(1) Outline of Wastewater Treatment Area Decommissioning

*中西　良樹[1]，大和田 光宏[1]，青山　佳男[1]，須黒　寿康[1]

[1]日本原子力研究開発機構

日本原子力研究開発機構 核燃料サイクル工学研究所の旧ウラン濃縮施設の１つである廃水処理室は、ウラン濃縮施設で発生した放射性廃水の処理を行ってきた施設である。今般、その役目が終了したことから、廃止措置をすることになった。

本発表では、廃水処理室の施設、廃止措置の計画及び作業等の概要について紹介する。

キーワード：廃止措置，解体撤去，ウラン，管理区域解除，NR

1. 緒言

核燃料物質使用施設である廃水処理室の廃止措置では、施設の使用履歴や汚染状況を踏まえた作業範囲、作業方法等の検討を行い、令和 3 年度下期から内装設備の解体撤去作業を開始し、作業終了後の令和 5 年度下期に管理区域解除のための放射線測定を実施した。また、解体撤去に際し放射性廃棄物の低減を目的として、一部の廃棄物及び建家を放射性廃棄物でない廃棄物(以下、「NR」という。)と判断し、NR としての処理に必要な放射線測定評価を実施した。

2. 廃水処理室の施設及び廃止措置の概要

2-1. 施設の概要

廃水処理室(Photo 1)は、ウラン濃縮施設から発生した放射性廃水中に含まれるウランの除去を行う目的で昭和 51 年に建設され、主な設備として、廃水処理装置（反応槽、吸着塔、乾燥機等）、地下ピット、給排気設備等が設置されていた。

Photo 1 廃水処理室外観

2-2. 廃止措置の計画

廃止措置の当初の計画は、管理区域解除に向けて令和 3 年度下期から令和 4 年度に内装設備の解体撤去を完了し、令和 5 年度に管理区域解除及び NR のための念のための放射線測定評価を行い管理区域を解除する計画であった。また、今後の廃止措置における NR のモデルケースとなるよう廃水処理室の建家及び廃止措置で発生する廃棄物の一部を NR として処理する計画で進められた。

2-3. 廃止措置の実績

廃止措置は、核燃料物質使用許可申請により廃水処理室に関する記載を削除後、NR 判断対象物を選定し、内装設備の解体撤去及び放射線測定を行った。内装設備の解体撤去及び放射線測定の詳細については、本シリーズ発表(2)及び(3)にて示す。

内装設備の解体撤去作業では、汚染のある設備や汚染の可能性が否定できない建家の壁、床等について解体撤去を行った。また、併せて NR 判断対象物の選定及び処理に必要な処置を行った。解体撤去作業では、図面等で確認することができなかった埋設配管の出現等の影響により作業期間を延長し令和 5 年 8 月に作業が終了した。

令和 5 年 9 月から管理区域解除のための放射線測定及び NR と判断された建家等の念のための放射線測定評価を実施し、令和 6 年 3 月に終了した。

令和 6 年 11 月に管理区域解除に係る核燃料物質使用施設保安規定の変更申請を行った。認可を得次第管理区域を解除する予定である。

管理区域解除及び NR として処理するための大まかな流れを Fig.1 に示す。

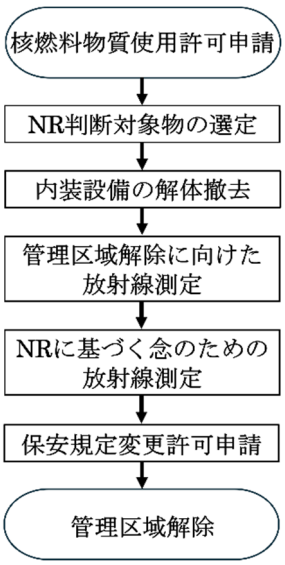


Fig.1 管理区域解除及び NR の流れ

3. 結論

廃水処理室の廃止措置は、当初の計画を変更し約 2 年半をかけて管理区域解除に向けた内装設備の解体撤去及び放射線測定を行った。これらの作業により、管理区域内及び NR と判断された建家等の汚染検査の結果に問題が認められなかったことから、管理区域解除及び一部廃棄物を含めた建家等を NR として処理を進めていく。

---

* Yoshiki Nakanishi [1], Mitsuhiro Ohwada [1], Yoshio Aoyama[1] and Toshiyasu Suguro[1]

[1]JAEA

ウラン取扱施設の廃止措置
（２）廃水処理室の内装設備の解体撤去

Decommissioning of Uranium Facility

(2) Dismantling and removal of interior equipment on Wastewater Treatment Area

*大和田 光宏[1]，中西　良樹[1]，青山　佳男[1]，須黒　寿康[1]

[1]日本原子力研究開発機構

ウラン濃縮施設で発生した放射性廃水の処理を行ってきた廃水処理室の廃止措置に伴い、管理区域内の汚染の恐れがある設備及び過去の作業により汚染の可能性が否定できない壁、床等の表面といった内装設備の解体撤去を行った。

本発表では、廃水処理室の内装設備解体撤去作業で得られた廃止措置の実績と関連する知見を報告する。

キーワード：廃止措置，解体撤去，ウラン

1. 緒言

核燃料物質使用施設である廃水処理室には、吸着塔、反応槽、乾燥機といった廃水処理関連設備が設置されており、これらの内部には、過去の作業により発生した廃水及びスラッジが残留している状態であった。また、廃水処理を行っていた施設であるため、施設内の床にはトレンチ、複数の地下ピット及び埋設配管が設置されていた。これらの内装設備について、各設備の状況に応じた汚染拡大防止対策を含めた作業方法を検討し解体撤去作業を行ったので、その実績を報告する。

本作業を通して明らかとなった、廃止措置作業共通の課題や廃水処理室の施設特有の課題についても報告する。

2. 廃水処理室の内装設備の解体撤去

2-1. 内装設備の解体撤去作業

廃水処理室は、小規模な施設であり各設備の解体に伴い発生する解体撤去物等の置き場の確保及び複数の作業を同時並行で進めることが困難であったため、Fig.1 に示すように設備ごとに順に解体撤去を行い作業エリア及び解体撤去物等の置き場を確保しつつ作業を進めた。また、施設内にクレーン等の荷役装置が設置されていなかったため、全高の高い設備では、設備を囲むように簡易ハウスを設置して上部から作業者による運搬が可能なサイズに切断し解体を行った。

埋設配管、トレンチ、地下ピット等については、撤去の障害となる床に設置されていた設備の撤去完了後に作業を行った。

給排気設備等については、汚染の恐れがある全ての設備の撤去完了後に建家の負圧管理を仮設排気装置に切り替えて撤去した。

本作業においては、給気ダクト、ケーブル類及び建家を NR として処理するため、撤去後は速やかに養生し他の解体撤去物と混在しないように保管した。

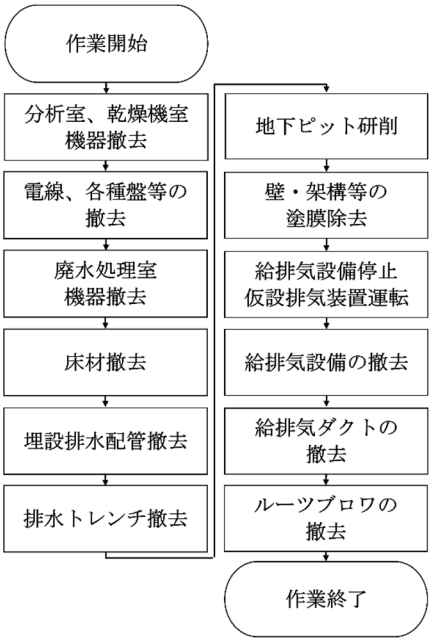


Fig.1 内装設備解体撤去の流れ

2-2. 内装設備解体撤去作業における課題

廃止措置の対象となる古い施設共通の課題として、以下の事項が挙げられる。

・施設で従事していた作業者の減少により、過去の改修や改造工事等の情報を図面等の図書以外から得ることが困難であった。

・配管や電線管の一部が床や壁に埋設され、現地調査での把握が困難であった。

・空調設備のない環境下で断熱性能が低いため、適切な温度管理が困難であった。

また、廃水処理室は、狭い中に複数の設備、地下ピット等が設置されていたことなどによる作業性の悪さが施設特有の主な課題として確認された。

3. 結論

内装設備の解体撤去作業では、小規模な施設に複数の設備が設置されており作業性が悪いという特徴があったが、作業順序、方法等を状況に応じて検討、改善し作業を進め、安全かつ効率的に解体撤去を完遂した。また、一部の廃棄物、建家については過去の使用履歴、設置状況等を調査し必要な処置を講じることにより NR として処理し、推定で約 317t の解体撤去物を NR とした。

---

*Mitsuhiro Ohwada[1], Yoshiki Nakanishi[1], Yoshio Aoyama[1] and Toshiyasu Suguro[1]

[1]JAEA

ウラン取扱施設の廃止措置
（３）廃水処理室の管理区域解除に向けた放射線測定

Decommissioning of Uranium Facility

(3) Contamination inspection for cancellation the controlled area in Wastewater Treatment Area

*山本 啓介[1], 中川 拓哉[1], 松尾 一臣[1], 須黒 寿康[1]

[1] 日本原子力研究開発機構

ウラン濃縮施設で発生した放射性廃水の処理を行ってきた廃水処理室の廃止措置に伴い、内装設備の撤去が完了したことから、管理区域解除に向けた放射線測定を実施した。また、建屋解体時の放射性廃棄物低減を目的に放射性廃棄物でない廃棄物（以下、「NR」という。）に伴う念のための放射線測定評価を実施した。

キーワード：廃止措置，管理区域解除，NR，放射線測定，理論検出限界曲線

1. 緒言

核燃料物質使用施設の管理区域解除に向けた最後のステップとして、建屋全体の放射線測定を行う必要がある。また、施設解体後に建屋を NR として処分するため、建屋を NR と判断した後、念のための放射線測定評価を実施した。

2. 放射線測定

管理区域解除に向けた放射線測定は、総面積約 915 m^2 に対して、測定面を 1 m×1 m 又は 3 m×3 m に区画し、総測定数 985 点について実施した。有意値を示した箇所はなく、すべて検出下限値未満であった。

極めて低い放射線レベルである NR に対する念のための放射線測定評価を行う際は、測定値が自然放射線レベルの変化によるバックグラウンド（以下、「BG」という。）変動の影響を受けることを考慮しなければならない。BG 変動を考慮した検出限界係数率を求める理論式[1]及びカウント積算機能を有することで任意の時間あたりの計数値を測定できるサーベイメータにより BG 変動を考慮した理論検出限界曲線（Fig.1）を作成し、測定時間を決定した。また測定面を 3 m×3 m に区画し、各区画の中心で放射線測定を行った（Photo 1）。

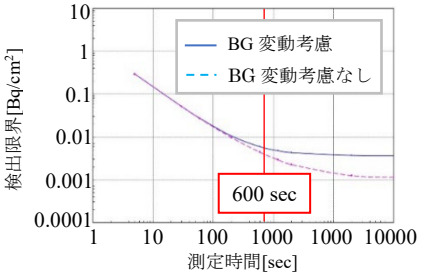


Fig.1 直接法における BG 変動を考慮した理論検出限界曲線（α 線）

Photo 1 NR に対する念のための放射線測定評価

なお、内装設備撤去に伴い露出したコンクリートに含有する天然放射性核種の影響による BG の上昇により、測定値が理論検出限界曲線の検出下限値を超過する場合があった。対策として、仮設排風機により換気すること等により天然放射性核種の影響を除すことで改善を図った。NR に対する念のための放射線測定評価として、総面積約 915 m^2、総測定数 213 点を実施し、その結果、有意値を示した箇所はなく、すべて理論検出限界曲線の検出下限値未満であった。

3. 結論

廃水処理室の管理区域解除に向けた放射線測定及び当該建家自体を NR とするための放射線測定評価において問題は認められず、管理区域解除申請による廃止措置完遂の見通しを得るとともに、本手法により、実用上十分な信頼性を持って建屋を NR として処分できる見通しを得た。

参考文献

[1]（社）日本原子力学会，クリアランスの判断方法, 2005.

---

*Keisuke Yamamoto[1], Takuya Nakagawa[1], Kazuomi Matsuo[1] and Toshiyasu Suguro[1]

[1]JAEA

企画セッション | 総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 H会場(Zoomルーム8)

[3H_PL] 研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024年度成果報告

座長:山本 章夫(名大)

[3H_PL01]
検討の背景と目的、技術的論点

*山本 章夫[1] (1. 名大)

[3H_PL02]
炉心の著しい損傷の排除に係る委員会での検討

*更田 豊志[1] (1. 東大)

[3H_PL03]
高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

*加内 雅之[1] (1. MHI)

[3H_PL04]
高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

*佐藤 博之[1] (1. JAEA)

©日本原子力学会

2025年春の年会

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024 年度成果報告

FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

（1）検討の背景と目的、技術的論点

(1) Background, Objective and Technical Considerations

*山本 章夫[1]
[1]名古屋大学

1. はじめに

本セッションでは、研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」の 2024 年度成果として、高温ガス炉の安全確保の考え方構築に向けた技術的論点に対する検討結果を報告する。

2. 研究専門委員会の概要

2-1. 背景

2050 年カーボンニュートラルの実現に向けて、電力分野での脱炭素化に加えて、製鉄、運輸等の分野での脱炭素化が必要とされ、その実現に向けて、水素エネルギーの利活用が期待されており、世界各国で二酸化炭素を排出しないカーボンフリー水素技術の確立に向けた動きが加速している。高温ガス炉は優れた安全性を有し、二酸化炭素を排出することなく高温熱を供給可能であることから、安定的に大量のカーボンフリー水素を製造することが期待されている。このような背景を踏まえ、「GX 実現に向けた基本方針」（2023 年 2 月 10 日閣議決定）参考資料に 2030 年代の運転開始を目標とする高温ガス炉実証炉開発工程が示されるとともに、経済産業省の革新炉ワーキンググループは実証炉建設に向けた技術ロードマップを定めた。本技術ロードマップでは、高温ガス炉実証炉の 2030 年代の運転開始を目標に、基本設計を 2027 年度中に完了する計画が示されており、早急に高温ガス炉実証炉の設置許可に向けた準備に取り掛かる必要がある。

2-2. 目的

本研究専門委員会は、高温ガス炉実証炉への適用を念頭に、高温ガス炉が生来的に有する特長及び性能に基づく安全基準の考え方の構築に資することを目的として、2023 年度から 2 年間の計画で、HTTR の建設、運転・試験や新規制基準適合性審査を通じて蓄積した経験 [(1)] に加え、既往の高温ガス炉安全基準案検討結果 [(2)] を活用しつつ、原子炉安全確保のための考え方、技術要件や安全評価方針の検討を進めてきた（図 1）。

2-3. 委員会の構成

本研究専門委員会は、以下のとおり、大学、研究機関、産業界（原子力プラントメーカー、石油化学プラントエンジニアリング会社、燃料メーカー、ゼネコン）の専門家で構成している。

- 主査：山本章夫（名古屋大）
- 幹事：野本恭信（原子力機構）
- ワーキンググループメンバー：　山本章夫（名古屋大）、更田豊志（東京大学）、糸井達哉（東京大学）、加内雅之（三菱重工）、坂場成昭（原子力機構）、佐藤博之（原子力機構）、野本恭信（原子力機構）
- 委員：大学（6 名）、研究機関（3 名）、産業界（8 名）

3. 技術的論点及び検討事項

本委員会では、委員から提示された候補に基づき整理した６つの技術的な論点（表１参照）のうち、2024年度までに４つの論点（①、②、③のうち「許認可対象事象（LBE）の選定」、⑥）を対象に検討を進めた。当該研究委員会の設置期間を１年間延長し、2025 年度に残された３つの論点（③のうち、「consequence 評価」、④、⑤）に対し検討を進める予定である。また、委員会では、主たる論点に対するロジック（回答と根拠）をとりまとめた報告書の公開を目指す。

表１　技術的論点及び検討事項

技術的な論点	検討事項
① 著しい炉心損傷の実質排除は可能か	• 燃料破損限界の検討 ➢ 燃料破損モード ➢ 燃料破損の評価手法及び試験データの分析 ➢ 燃料破損限界の閾値の検討 • 現実的に起こり得る最も影響の大きいシナリオの検討 ➢ 最悪想定の検討 ➢ 最悪想定に至る事故シナリオの分析
② 著しい炉心損傷の実質排除の可否に応じた深層防護の実装は適切か	• 著しい炉心損傷の実質排除を前提とした場合の深層防護実装の考え方 ➢ 防護レベル区分の考え方 ➢ 防護信頼性向上に対する有効性 ➢ 防護レベルの独立性 ➢ 定量的な有効性評価手法 • 深層防護実装の設計例 ➢ 実証炉の防止対策及び影響緩和対策 ➢ 固有の安全性の考慮 ➢ 高温ガス炉特長の表現方法
③ 上記の深層防護に則った LBE の選定と consequence 評価は適切か	• LBE 選定の考え方 ➢ 決定論的手法をベースに確率論的手法で補強する事象選定方針（実証炉の運転開始時期を鑑み、早期の許可を目指して現行の審査手法に対応した方針とする） ➢ 頻度の情報のみで低頻度高影響事象が除外されない事象選定方法 • 「consequence 評価」は 2025 年度に検討
④ 原子炉の固有の安全性による未臨界移行が停止系の一系統に相当し得るか	• 2025 年度に検討
⑤ 熱利用システム擾乱のバウンディングと原子炉安全への影響の定量化は適切か	• 2025 年度に検討
⑥ 上記の高温ガス炉の安全確保の考え方や機能要求の前提条件は適切か	• 本委員会で検討対象とする高温ガス炉の定義 • 本委員会で検討する安全確保の考え方の前提条件

4. 本セッションの概要

本セッションでは、本委員会の技術的論点である「著しい炉心損傷の実質排除は可能か」、「著しい炉心損傷の実質排除の可否に応じた深層防護の実装は適切か」及び「深層防護に則った LBE の選定は適切か」に対する委員会での議論及び検討結果を報告する。

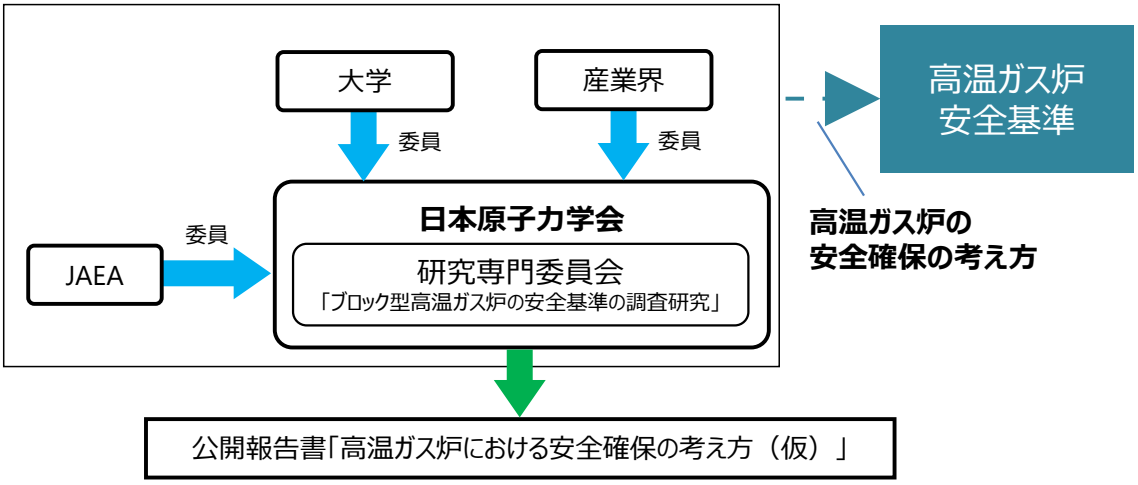


図１　専門委員会の概要

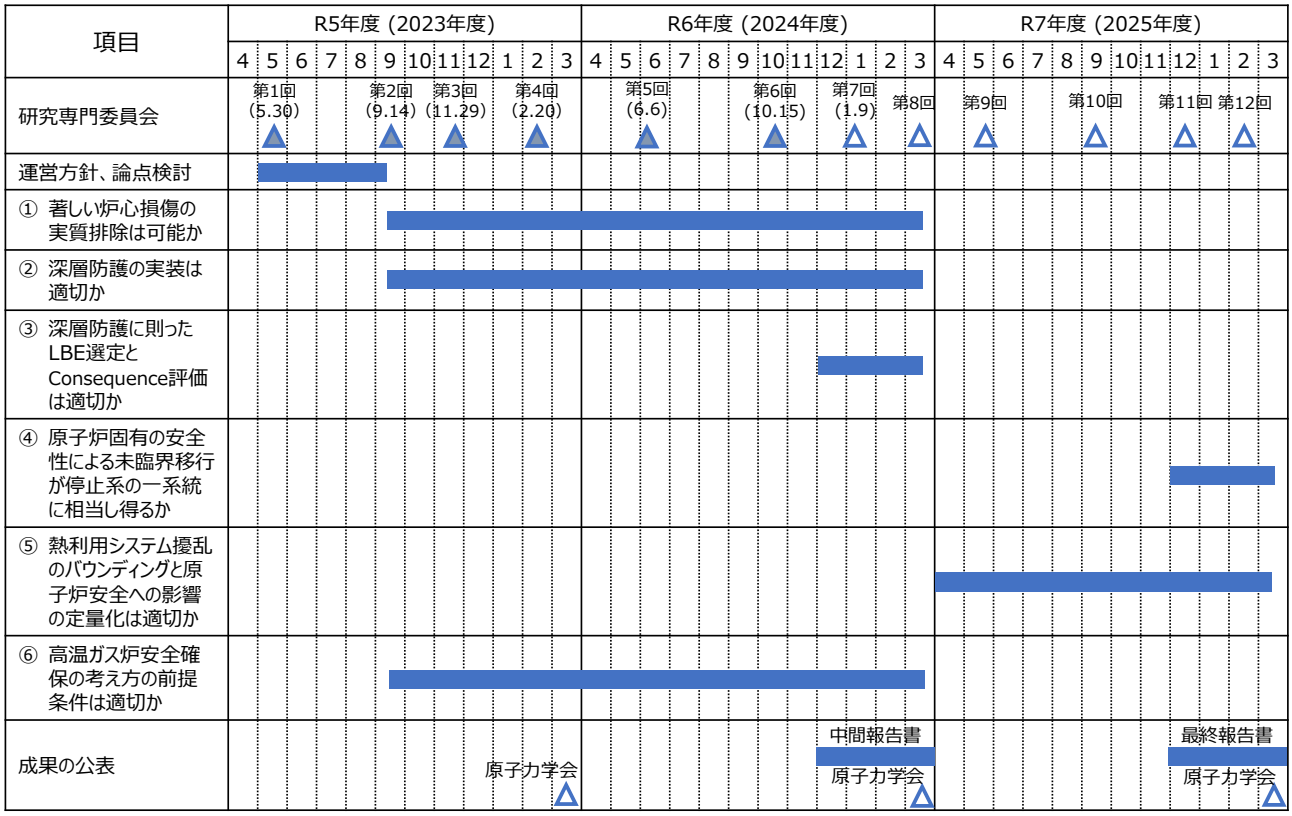


図２　検討スケジュール

参考文献

(1) S. Hamamoto et al., Improving the safety of the high temperature gas-cooled reactor ‘HTTR’ based on Japan’s new regulatory requirements, Nucl. Eng. Des., 388, 111642 (2022).

(2) IAEA, Applicability of Design Safety Requirements to Small Modular Reactor Technologies Intended for Near Term Deployment, IAEA-TECDOC-1936 (2020).

---

*Akio Yamamoto[1]

[1]Nagoya University

2025年春の年会

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024 年度成果報告

FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

（2）炉心の著しい損傷の排除に係る検討

(2) Discussion on practical elimination of significant core degradation in HTGR

*更田 豊志[1]
[1]東京大学

1. はじめに

本報告では、研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」における技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質排除は可能か」に関する委員会での検討経過を述べる。

2. 検討方針

高温ガス炉は 1 次系配管破損や電源喪失等により冷却が失われるような事故が生じても炉心は著しく損傷せず、大規模な放射性物質放出に至らないと評価されていることから、高温ガス炉の事故想定において「炉心の著しい損傷なし」とすることが出来るかどうかについて検討した。既存の実用発電用原子炉（軽水炉）の事故想定とは大きく異なるため、これを前提とすることの妥当性については慎重な議論が必要である。委員会では、技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質排除は可能か」に対する具体的な検討を最悪想定（現実的に起こり得るもので最も影響の大きいシナリオ）及び燃料破損限界の評価を通じて行った。本委員会で現在想定している検討フローを図１に示す。

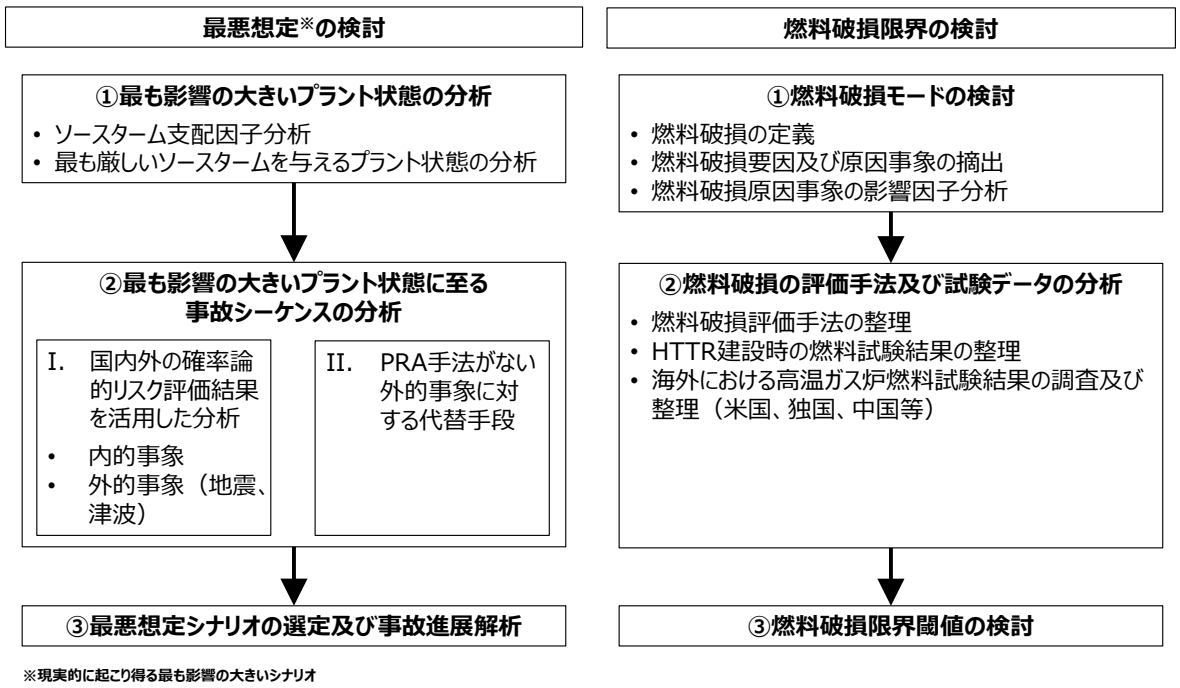


図１　論点「炉心の著しい損傷の排除は可能か」検討フロー

3. 検討結果

委員会での検討事項に対する議論の概要や議論を踏まえたとりまとめの方向性を表１に紹介する。

表１　検討事項、議論概要及びとりまとめの方向性

検討事項	議論概要	とりまとめの方向性
最悪想定	• どういうシナリオで燃料の損傷が起こり、放射性物質が大量に放出されるのか、そのようなシナリオは実際あるのか確認が必要。 • ラージリリースになるような炉心状態は、被覆燃料が酸化で壊れて、それが大気に開放されている状態と理解した。そういう状態にはなりそうもないと総括できればよい。	• 以下手順により最悪想定が同定できる見込み。 ➢ 確率論リスク評価及び定性的検討による内的及び外的事象分析により、最も影響の大きいプラント状態に至る事故シーケンスを特定。(地震起因による空気侵入+原子炉停止失敗+炉心除熱失敗+コンファインメント隔離失敗の事故シーケンスが候補) ➢ 既往安全解析手法より、特定した事故シナリオの進展解析を行い、燃料健全性や事故影響を評価。
燃料破損限界	• 燃料破損モードが、照射影響を考慮して網羅的に同定されているかを示す必要がある。 • 照射済燃料の熱的破損や酸化破損に関する燃料破損限界は妥当か。 • 燃料破損モードや破損限界の根拠となるデータが十分か。	• 以下手順により燃料破損限界が設定できる見込み ➢ 系統的手法により燃料破損モードとメカニズム、影響因子を同定（図２） ➢ 同定した燃料破損メカニズム（仮説）を燃料試験結果により検証 ➢ 燃料破損限界の閾値又は燃料破損評価手法を試験結果により設定

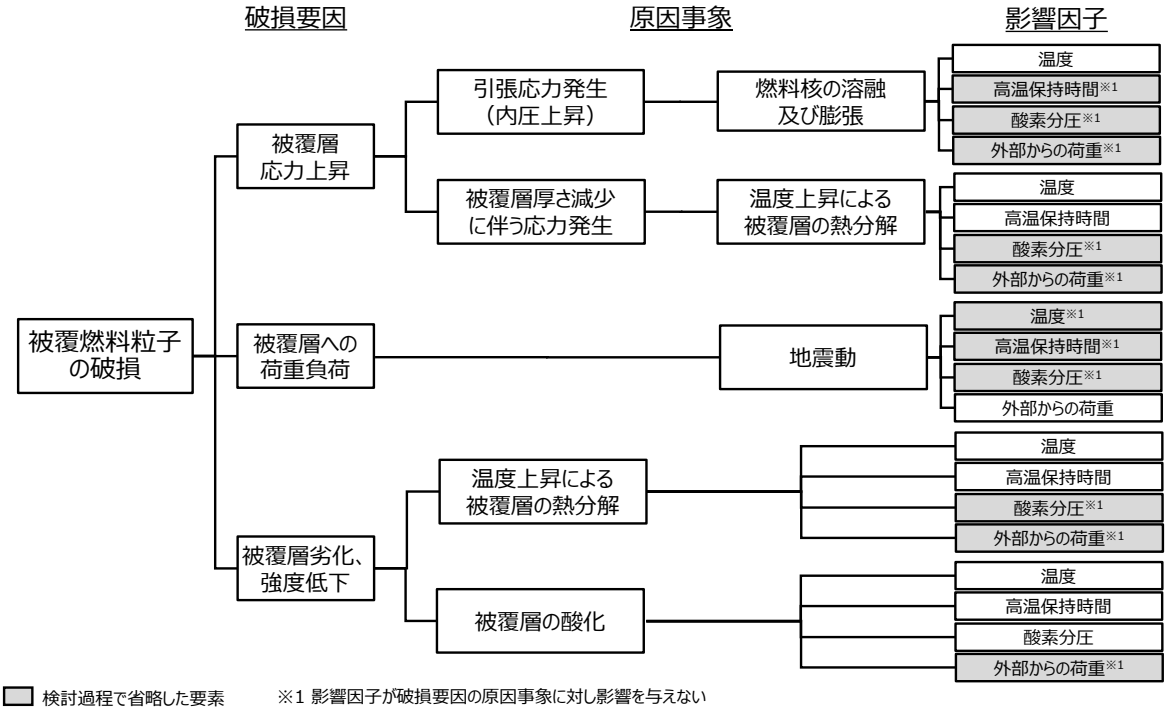


図２　緩和設備の多重故障時における燃料破損モードに関するマスターロジックダイアグラム

4. まとめ

技術的な論点「炉心の著しい損傷の実質的な排除は可能か」に係る委員会での検討経過を報告した。今後は、最悪想定シナリオに至る事故シーケンスの発生頻度評価及び影響評価を進め、高温ガス炉実証炉の炉心の著しい損傷排除の可否を具体的に確認する。

*Toyoshi Fuketa[1],

[1]The University of Tokyo

2025年春の年会

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024 年度成果報告

FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

(3) 高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例

(3) Design Examples for Defense-in-Depth Implementation for HTGR

*加内 雅之[1]，佐久間 渉[1]，今野 眞樹[1]，韮澤 貴之[1]，佐藤 博之[2]，坂場 成昭[2]

[1]三菱重工業　[2]原子力機構

1. はじめに

本報では、高温ガス炉における深層防護の考え方に関する研究専門委員会での議論と、2030 年代の運転開始を目指し設計検討を進めている高温ガス炉実証炉における深層防護実装に関する検討例を紹介する。

2. 深層防護の考え方

2-1. 深層防護とは

深層防護（Defense-in-Depth）とは、不確かさへの備えとして「複数の防護策によって、防護の信頼性を向上させる考え方」である。深層防護の具体的な適用方法（防護層の定義・数の設定など）は、設計対象の特性に応じて適切な実装方法を検討することが求められる[1]。

2-2. 高温ガス炉における防護層の検討

研究専門委員会では、IAEA[2]や WENRA[3]等の考え方を参考に、高温ガス炉向けの深層防護の姿について議論が行われた。高温ガス炉の安全確保の最終目的は、軽水炉同様、周辺環境の放射線リスクを可能な限り低減することであり、防護層の構成としては、安全目的達成のための上位概念（すなわち設計対応としての「放射性物質放出の恐れがある事故の発生防止」「同事故の影響緩和」、及びサイト外対応としての「放射線影響の緩和」）のうち、前者 2 段階を図 1 のように分解して考える案が提案された。

ここで、高温ガス炉における防護層は、軽水炉のように「炉心損傷防止」「格納容器損傷防止」を目的とした層（IAEA の 4a, 4b に相当する層）を独立して設定しておらず、事故進展の結果として「著しい炉心損傷」の状態を現時点で設定していない。この前提の妥当性については研究専門委員会にて継続して議論中であるが、図 1 は、高温ガス炉の「固有の安全性」が機能する設計によって、仮に防護レベル 4 において事故影響緩和策が機能しない場合でも「著しい炉心損傷」まで進展させない設計が可能という前提で整理されたものである。

2-3. 高温ガス炉実証炉の設計検討例

図 1 に示す防護層設定において、高温ガス炉実証炉での影響緩和対策及びその層間独立性確保の考え方を図 2 に示す。高温ガス炉実証炉においても、防護レベル 1 及び 2 における影響緩和対策は軽水炉と同様の考え方に基づくが、レベル 3 及び 4 に対しては、「固有の安全性」が機能する設計に基づき、信頼性の高い影響緩和対策の採用を検討している。そのため、レベル 3, 4 の防護層から次の層へ進展する頻度は軽水炉に比べて小さくなり、かつ被覆燃料粒子の高い閉じ込め性能により、被ばく影響も小さくなると期待できる(図 3)。

3. まとめ

研究専門委員会における高温ガスの深層防護の考え方の議論、及び実証炉での検討例を示した。今後は、具体的な事故シーケンスの選定とその発生頻度評価、及び被ばく影響評価を進め、高温ガス炉実証炉の安全設計の妥当性を確認する。

参考文献

[1] 日本原子力学会「原子力安全の基本的考え方について　第 I 編　別冊 2」AESJ-SC-TR005 (ANX2):2015

[2] IAEA, Defence in Depth in Nuclear Safety, INSAG-10, 1996

[3] WENRA RHWG, Safety Objectives for New Power Reactors, 2009

謝辞 本報告には経済産業省高温ガス炉実証炉開発事業 JPMT007141 の成果の一部を含む。

上位概念レベル	目的
1段目	事故の発生防止
2段目	事故の影響緩和
3段目	敷地外における放射線影響緩和

防護レベル	目的	関連するプラント状態
1	異常・事故の発生防止	通常運転
2	異常状態の制御	運転時の異常な過渡変化
3	事故の設計基準内への制御	設計基準事故（単一故障）
4	事故進展防止、被ばく影響緩和	設計基準事故へのレベル3緩和策喪失の重ね合わせ
5	敷地外における放射線影響緩和	―

図 1　高温ガス炉における深層防護レベルの設定案

	防護レベル	レベルの目的	防止対策	影響緩和対策	前段否定の考え方	層間独立性の考え方
設計対応	1	異常の発生防止	保守的設計、高い品質	**MS-3設備**[*1]による制御、運転員操作	N/A	N/A
設計対応	2	異常状態の制御	(レベル1の緩和対策と同じ)	**MS-1/2設備**[*1]による原子炉停止及び崩壊熱除去	機器の単一の故障、誤操作	**MS-3**と**MS-1/2**の分離
設計対応	3	事故の制御	(レベル2の緩和対策と同じ)	工学的安全施設（受動的機構を含む）	安全系の単一故障	**MS-1/2**(工学的安全施設含む)の多重化
設計対応	4	事故進展防止、被ばく影響緩和	(レベル3の緩和対策と同じ)	固有の安全性が機能する設計、必要に応じた補完手段	安全系の多重故障	対策の多様化
サイト外対応	5	敷地外における放射線影響緩和	(レベル4の緩和対策と同じ)	サイト外の緊急時対応	補完手段の喪失 **注：固有の安全性(自然現象)は否定しない**	サイト外での緊急時対応

*1 **MS-1/2**：異常影響緩和系のうち、合理的に達成し得る最高度の信頼性（又は高度の信頼性）を有する構築物、系統及び機器
MS-3：異常影響緩和系のうち、一般の産業施設と同等以上の信頼性を有する構築物、系統及び機器
※異常発生防止系(PS)は、各防護層に共通の「防止対策」となる(上表では省略)

図 2　高温ガス炉実証炉での、各防護層の影響緩和策及びその層間独立性確保の考え方

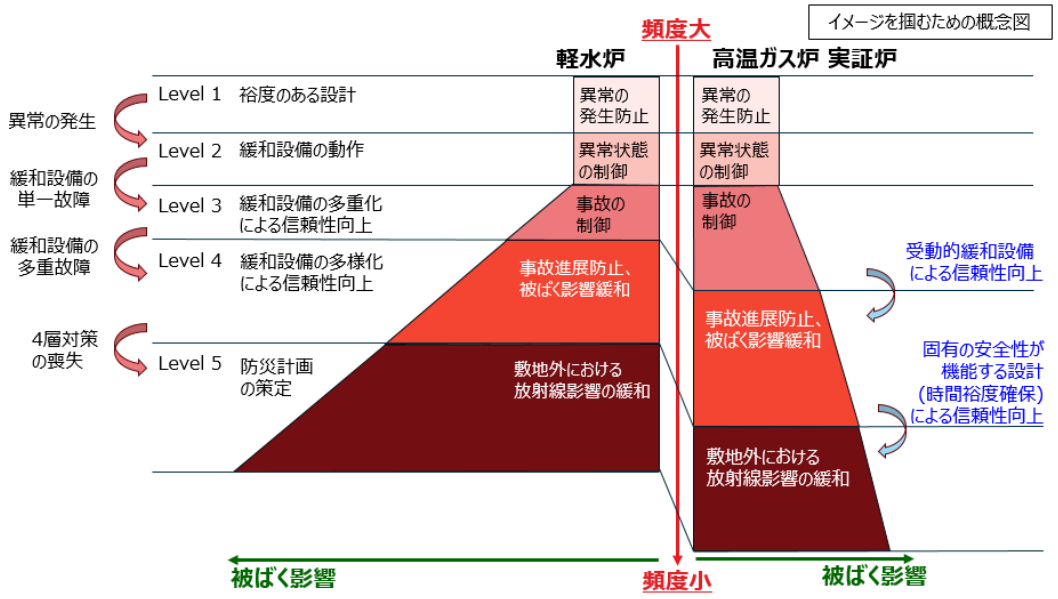


図 3　高温ガス炉実証炉の深層防護案

*Masayuki Kauchi[1], Wataru Sakuma[1], Motoki Konno[1], Takayuki Nirasawa[1], Hiroyuki Sato[2], Nariaki Sakaba[2]
[1]MHI – Mitsubishi Heavy Industries, Ltd.　[2]JAEA – Japan Atomic Energy Agency

2025年春の年会

総合講演・報告：「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会

研究専門委員会「ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」2024 年度成果報告

FY2024 Annual Report of Research Committee on Investigation on Safety Standards of Prismatic-type HTGR

（4）高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針

(4) Discussion on selection of licensing basis event for HTGR

*佐藤 博之[1]、坂場 成昭[1]

[1]原子力機構

1. はじめに

本講演では、高温ガス炉における許認可対象事象（LBE：Licensing Basis Event）選定方針の検討結果を報告する。

2. LBE 選定方針

2-1. 基本的な考え方

本委員会では、LBE 選定方針の検討に先立ち、基本的な考え方を議論し、以下と定めた。

- 実証炉の運転開始時期を鑑み、早期の許可を目指して現行の審査手法に対応すること。
- 深層防護の実装方針[(1)]と整合した選定すること。
- 頻度の情報のみで低頻度高影響事象が LBE から除外されないこと。
- 第三者が追跡可能であること

2-2. 選定方針

委員会では、基本的な考え方に基づき、以下に示す選定方針が提案された。

① 決定論的な手法により単一起因事象を選定
② 単一起因事象の発生頻度を評価し、「運転時の異常な過渡変化（AOO）と設計基準事故（DBA）」に分類
③ イベントツリー法により単一起因事象と緩和機能成否の組合せを考慮した「事故シーケンス」を摘出
④ DBA とひとつの緩和設備故障の重畳を考慮した事故シーケンス（DEC-I）を摘出
⑤ ③で摘出された全ての事故シーケンスの頻度及び影響を評価
⑥ 多重故障事故シーケンスのうち、DEC-I に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンス（DEC-II）を選定

ここで、DEC-I は、LBE として「必ず想定する事故シーケンスグループ」の位置付けであり、高温ガス炉の多重故障事象進展において特徴を有する事故シーケンスとして選定する。軽水炉では、「必ず想定する重大事故シーケンスグループ」に対応する。DEC-II は、「個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ」の位置付けであり、評価対象とするプラントの設計差異に起因する特徴がある場合に当該事故シーケンスを LBE として拾い上げることを目的として選定する。軽水炉では、「個別プラントの評価において、有意な炉心損傷頻度を与える重大事故シーケンスグループ」に対応する。DEC-II の選定に当たり、以下条件をいずれも満足する場合は、事故シーケンスグループが「有意な頻度又は影響をもたらさない」と判断することとした。

- 当緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンス合計頻度に対して、該事故シーケンスの寄与割合（当該事故シーケンスの頻度／緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンス頻度合計値）が小さい場合。
- 当該事故シーケンスが DEC-I と同等の影響である場合。

図１及び２に代表的な高温ガス炉の DEC-I 及び DEC-II 選定例を示す。DEC-I は、起因事象として、１次系配管等の原子炉冷却材圧力バウンダリが破損して冷却材がコンファインメント外に放出され、空気が系内に侵入する事象（空気侵入）を想定した場合、緩和設備である、反応度制御する制御棒系、崩壊熱及び残留熱を原子炉外から間接的に除熱する炉容器冷却設備、コンファインメント内への空気侵入を防止する閉止扉の故

障を重畳させた事象を選定した。DEC-II は、緩和設備の多重故障を伴う事故シーケンスの寄与割合が小さく、かつ、事故影響が DEC-I と同等であるため本例では選定されない。

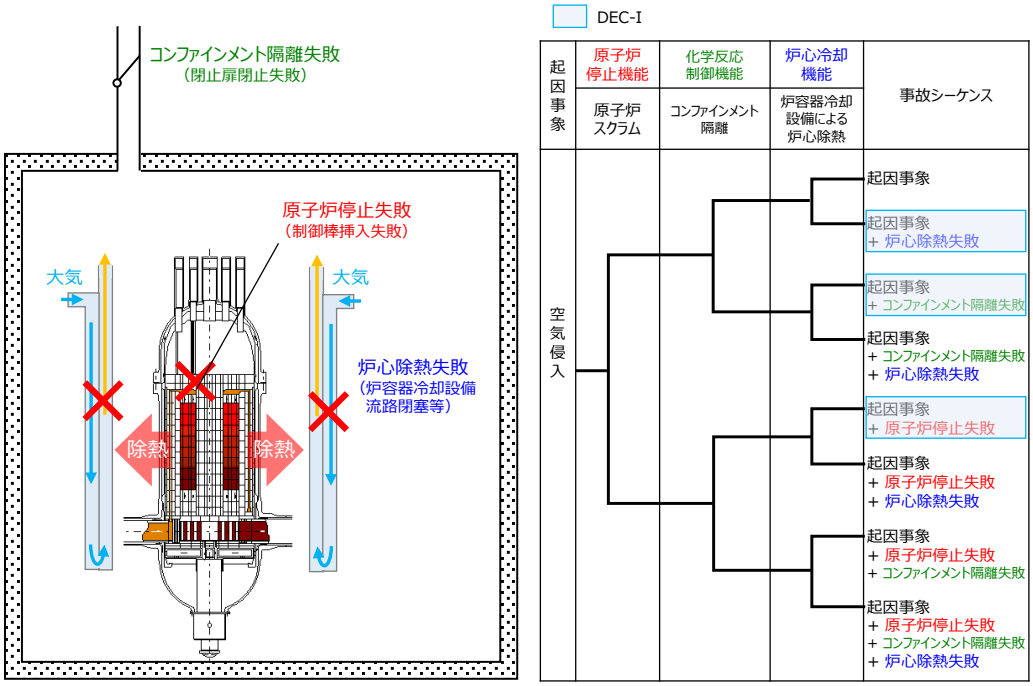


図 1　DEC-I の選定例

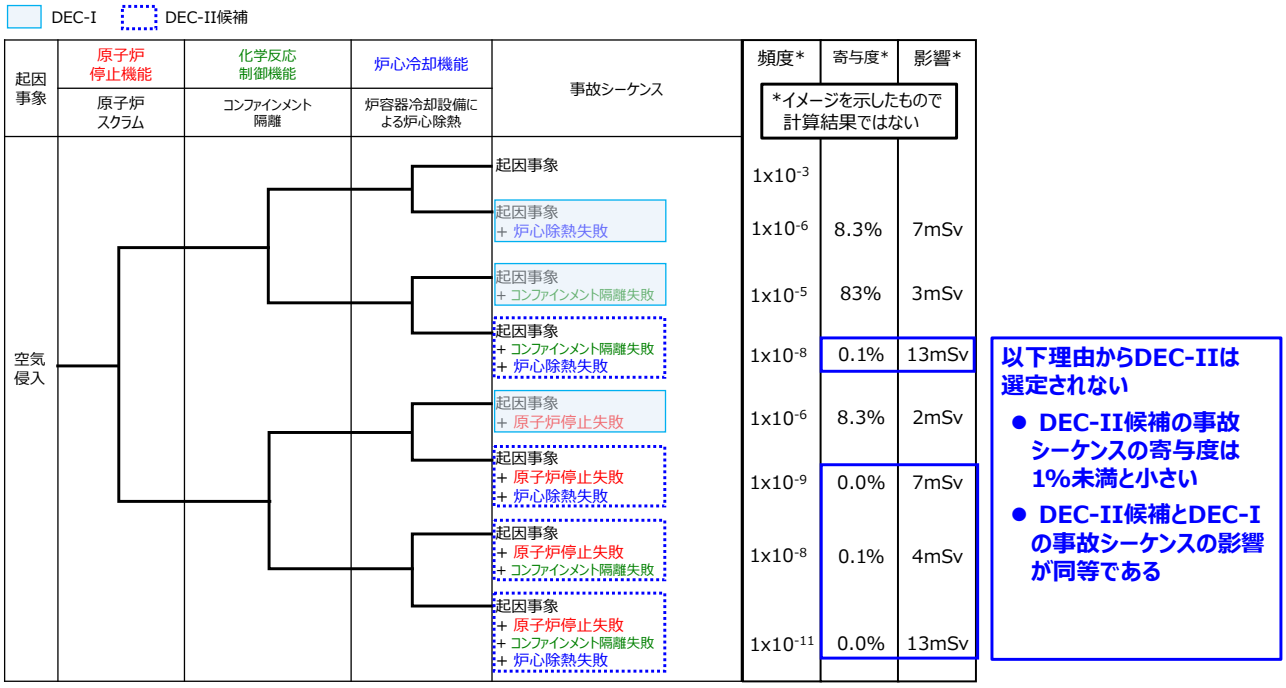


図 2　DEC-II の選定例(頻度・寄与度・影響については、説明のためのイメージ)

3. まとめ

高温ガス炉における許認可対象事象の選定方針を報告した。今後は、事故シーケンスの選定とその発生頻度評価、及び被ばく影響評価を進め、高温ガス炉実証炉の LBE 選定方針の実行可能性を確認する。

参考文献

(1) 加内,ほか, ブロック型高温ガス炉の安全基準の調査研究」研究専門委員会 2024 年度成果報告（3）高温ガス炉における深層防護の実装に関する設計例, 原子力学会 2025 年春の年会, オンライン, 2025 年 3 月 14 日.

*Hiroyuki Sato[1], Nariaki Sakaba[1]

[1]Japan Atomic Energy Agency

一般セッション | V. 核燃料サイクルと材料：505-3 原子力施設の廃止措置技術

2025年3月14日(金) 14:45 ~ 16:30 H会場(Zoomルーム8)

[3H09-14] 廃止措置技術全般

座長:副島 吾郎(JAEA)

14:45 ~ 15:00

[3H09]

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究
(7) 解体環境の費用影響分析

*井口 幸弘[1]、川崎 大介[1]、柳原　敏[1]、香田 有哉[2]、友田 光一[2] (1. 福井大、2. 原子力機構)

15:00 ~ 15:15

[3H10]

ナノ秒パルスレーザー除染法の開発(II)
飛散粉塵挙動と除去深さのレーザーパラメータ依存性

山本 恵輔[1]、小菅 淳[2]、*中嶋 隆[1] (1. 京都大学・エネルギー理工学研究所、2. 日本原子力研究開発機構・敦賀総合研究開発センター)

15:15 ~ 15:30

[3H11]

遠隔自走ロボットによる原子炉内レーザー除染技術の可能性調査研究

*峰原 英介[1] (1. LDD株式会社)

15:30 ~ 15:45

[3H12]

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発VI

*五嶋 智久[1,3]、ハーベル グレン[2]、砂川 武義[1] (1. 福井工大、2. オンタリオ工科大、3. 太平電業)

15:45 ~ 16:00

[3H13]

照射損傷をもつ原子力構造材料におけるトリチウム及び放射性炭素の移行拡散挙動評価

*奥村 真郷[1]、早川 歩[1]、星野 柚香[1]、小林 真[2]、小田 卓司[3]、大矢 恭久[1] (1. 静岡大学、2. 核融合研、3. ソウル国立大)

16:00 ~ 16:15

[3H14]

Preliminary Study on Nuclear Materials Imaging in Fuel Debris from The Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Using a Neutron Pinhole Camera

*Eka Sapta Riyana[1], Ikuo Kanno[1], Masahiro Sakamoto[1], Kenichi Terashima[1], Taichi Matsumura[1], Keisuke Okumura[1] (1. JAEA)

16:15 ~ 16:30

座長持ち時間

©日本原子力学会

原子力施設の廃止措置の最適化に係る研究
（7）解体環境の費用影響分析

A Study for the optimization of the decommissioning project of nuclear facilities
(7) Cost impact analysis of dismantlement environment

井口 幸弘[1]，川崎 大介[1]，柳原 敏[1]，香田 有哉[2]，友田 光一[2]
[1]福井大，[2]JAEA

最適な廃止措置戦略の立案のため、総費用を指標とした評価研究を行ってきた。このうち、解体環境による費用評価への影響は、解体時期の最適化における重要な要素の一つである。新型転換炉原型炉ふげんは、2008年より放射線レベルの異なる多様な施設を解体してきており、この実績を分析することによって、より現実的な予測評価に資することができる。

キーワード：原子力施設、廃止措置、最適化、解体環境、放射線レベル

1. 緒言：現在、国内では、26 基の発電用原子炉施設の廃止措置が行われつつある。しかし処分場未定のため、数 10 年の長期の工程となっている。既報[1]-[6]では、最適化計画立案のため、費用をパラメータとした評価を実施してきた。今回は、ふげんの過去の解体実績を分析し、放射能レベルの作業係数への影響を整理した。

2. 解体実績：ふげん(165MWe)は 2008 年に計画認可を受け、非管理区域、クリアランス相当及び L3 を含む配管・機器等 3000 トン以上を解体し、作業に関連する外部被ばく線量、作業工数、費用等のデータを整理している。

3. 評価手法：解体対象を非管理区域、クリアランス相当及び L3 を含む区域に分け、作業契約毎に解体物量実績を準備作業や後片付けも含めた総人工数で除し、「総括作業係数」とした。また、L2 相当については、軽水炉の旧解体引当金算出式から推定される値[5]とも比較した。

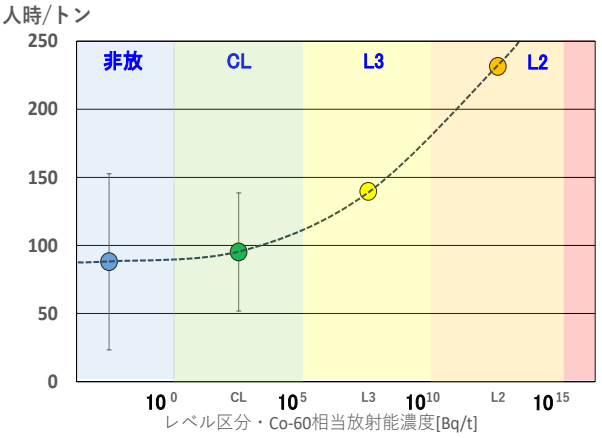


図1 レベル別の総括作業係数の比較

4. 評価結果：ふげんの解体作業実績をベースに、廃棄物区分と相当する Co-60 濃度（対数）を横軸に、縦軸に総括作業係数と標準偏差をプロットした結果及びこれから推定できるラインを図 1 に示す。CL 以下の被ばく線量の影響は実質無視できるレベルであるが、L3 相当の解体では、放射性粉塵対応のための装備や対象箇所の狭隘性の観点で上昇する。さらに、法令値を参考に決めている作業従事者の年度管理線量運用値 15mSv から計算されるエリアの平均線量率が 12.5 μ Sv/h を超えると、作業係数の値はさらに上昇して行くと推定できる。12.5 μ Sv/h の値で、解体対象のふげんの再循環系の放射能濃度を逆算すると、約 3.7×10^{7}Bq/t となり、旧引当金の濃度区分値に相当する値にも整合する。現状、L3 相当の解体データ数が少ないこと、L2 相当の解体実績がまだないことから、不確実性は大きいが、本評価による Co-60 相当濃度と作業係数の推定関係式を物量と放射能濃度分布に適用すれば、迅速かつ簡易に解体工数及び総費用を評価することが可能であり、廃止措置の最適化評価に資するものと考えられる。

参考文献

[1]2022 年春 3H11, [2]2022 年秋 1B07, [3]2023 年春 1G08, [4] 2023 年秋 2F16, [5] 2024 年春 2A02, [6] 2024 年秋 1L10

*Yukihiro Iguchi[1], Daisuke Kawasaki[1], Satoshi Yanagihara[1], Yuya Kouda[2] and Koichi Tomoda[2]
[1]Univ. of Fukui, [2]JAEA

ナノ秒パルスレーザー除染法の開発 (II)
飛散粉塵挙動と除去深さのレーザーパラメータ依存性

Development of nanosecond pulsed laser decontamination method (II)

Dependence of the behavior of micro/nano dusts and removal depth of target on laser parameters

山本 恵輔[1], 小菅 淳[2], *中嶋 隆[1]

[1]京都大学, [2]JAEA (敦総研)

レーザー除染においては、ターゲット材料表面の除染効率のみならず、放射性飛散マイクロ/ナノ粉塵の挙動を把握し、粉塵を効率良く捕獲回収することが非常に重要ある。本講演では、飛散粉塵挙動および除去深さがレーザーパラメータとどのような関係があるのかについて、実験結果を報告する。

キーワード：レーザー除染, 除去深さ, 放射性粉塵, レーザー散乱, 速度計測

1. 緒言

レーザー除染においては、ターゲットからの放射性物質の除去量は比較的容易に把握できるが、レーザー除染時に発生するマイクロ/ナノ粉塵については詳細な「その場計測」の例がない。我々は、レーザー散乱法を用いてターゲットから遠く（10~120 mm）離れた空間領域における粉塵の速度計測を試みた。また、同一の投入レーザーパワーでターゲット材の除去量がどう変わるのかを調べるため、除去量とレーザーパラメータの関係を系統的に調べた。

2. 実験および結果

実験配置を図 1(a)に示す。除染にはナノ秒パルスレーザー、粉塵のレーザー散乱検出には CW レーザーを用い、CMOS カメラ(最大フレームレート 400 fps)によってレーザー散乱信号を検出した。また、ターゲット材料の除去深さは白色干渉計によって計測した。

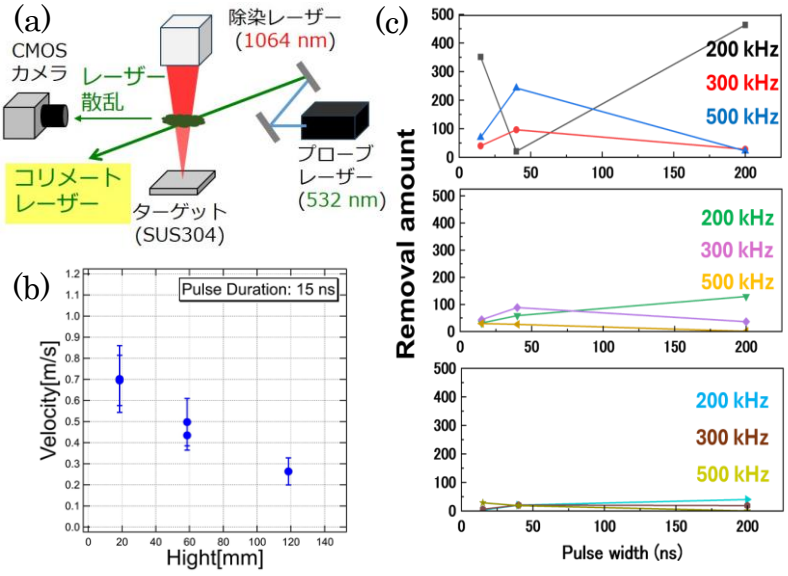


図 1 (a)実験配置．(b)速い粒子の速度とターゲットからの高さの関係．(c) ターゲット除去量のパルス時間幅依存性．スキャン速度は上から順に 200, 1000, 6000 mm/s で、レーザー出力はいずれも 17.5 W.

レーザー散乱実験の結果、粉塵は速い粉塵とクラウド状の遅い粉塵の 2 種類から成ることが分かった。粉塵の大部分は後者である。パルス幅 15 ns の除染レーザーを用いた場合について、速い粉塵の速度とターゲット面からの高さの関係を図 2(b)に示す。ターゲット面から離れるにつれて速度は低下することがわかる。また、同一の投入レーザーパワー（=同一のレーザー出力およびスキャン速度）について、パルス時間幅とパルス繰り返し数を変えた時の除去量を図 1(c)に示す。レーザーパラメータに大きく依存することがわかる。

3. 結論

投入電力が同一であってもパルス時間幅やパルス繰り返し数に最適値が存在することがわかった。

Keisuke Yamamoto[1], Atsushi Kosuge[2], *Takashi Nakajima[1],

[1]Kyoto Univ., [2]Japan Atomic Energy Agency (Tsuruga).

遠隔自走ロボットによる原子炉内レーザー除染技術の可能性調査研究

Feasibility study of the laser decontamination technology in nuclear reactors using remote self-propelled robots

*峰原英介， LDD 株式会社

抄録: ドローンやクローラーなどを用いた遠隔自走ロボットによる原子炉内大型構造物をレーザー除染する技術の可能性調査研究を行った。可能性調査研究の現状を紹介する。

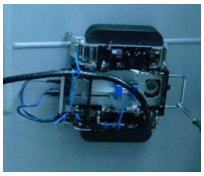
キーワード：可能性調査、遠隔自走ロボット、レーザー除染、ドローンやクローラー

1. 緒言

高経年化した発電炉や事故炉の廃止措置を進める際、原子炉内にある RI 汚染物の除染が必要となる。汚染物には汚染状況により、レベル 1～3 と有り、数値が小さくなるに従い、除染が困難となる。LDD(株)は、理想的な条件下では計測精度内で完全除染が可能となる独自の特許技術を用いた高パワー密度高走査速度の除染方法を用いてレーザー除染装置とレーザー廃止措置関連装置等を開発、設計、製造、販売等を行ってきた。

対象が原子炉施設であるので小型小面積の汚染物ばかりでなく大型大面積構造物にも対応した遠隔操作の自走レーザー除染ロボットやドローン等が必要となる。汚染レベル２，３に該当する大面積大型の原子炉内除染対象構造物を容易、安全、確実に完全除染するために、遠隔自走レーザー除染ロボット技術の可能性調査研究を行った。またレーザー錆取剥離及び除染装置など［1､2］の現状を合わせて報告する。

2. 遠隔操作の自走レーザー除染ロボットやドローンと原子炉廃止措置への応用



図、磁気クローラー

遠隔操作は、広義のマスタースレーブ動作であるが、ケーブのような狭隘な場所だけでなく大面積の対象に対してはドローン等や図のような磁気クローラー[3]等の自走式レーザー除染ロボットが不可欠となる。既に屋内外の造船所、ガスタンク、高速道路橋脚、冷却塔、煙突、鉄塔、超大型クレーンなどにおいて、これらが既にタッチペイント作業、塗装剥離や形状表面検査や漏洩検査などに使用されている。特に大型船の船底塗装レーザー剥離は、レーザー除染作業に最も近いもので数年前から中国や国内の造船所で実績を積み重ねている。

LDD 製遠隔操作自走式レーザー除染ロボットは、自走しない LDD のレーザー除染機と同様に目的に合わせてレーザー､スキャナー､制御装置､周辺機器は国内外メーカーの 0.25 k W から 3 k W の CW 或いは QCW、シングルモード並びにマルチモードファイバーレーザーを用いる。また 1 軸 2 軸 3 軸の多種類のガルバノ等のスキャナーは、F63 から F900 までの FΘ レンズや単焦点レンズなどを組み合わせて、これにローラーとフードを付けたスキャナーを取りつけて、固定、或いは方向可変で、固定焦点あるいは自動可変焦点で運用予定である。必要な圧空は、オイルフリー圧縮機からウレタン配管で、集塵はサイクロン無しフィルター付き送風集塵機を用いてレーザー除染システムを構成する。本報告では、①数千㎡級大面積のレーザー除染システムの設計・検討・模擬試験（大面積処理速度、クリアランスレベルの除染品質、廃棄物吸引遮蔽保管方法、除染機全周移動方法)、②レーザーと電力の長距離伝送技術の設計・検討・模擬試験（光ファイバー伝送、レーザー空間伝送、電力線伝送)、③大型構造物全周内外位置計測制御技術の設計・検討・模擬試験(モーションキャプチャー、基地局補正付 GPS 航法等)の技術開発を調査研究した。

参考文献

[1] 本報告は若狭湾エネルギー研究センターの嶺南地域新産業創出モデル事業補助金交付を受けた研究である。

[2] E. J. Minehara, Japanese Patent No.5610356, 2014, US Patent, US9174304B2, 2015., EU Patent No.2772922, 2017.

*Eisuke J. Minehara, LDD Corporation.［3］https://www.dia-elec.com/products_list/ut/phased_array_ut/jikikuroura.html.

原子力プラントの廃止措置に伴う鉛ブロックの切断手法の研究開発Ⅵ

Research and development of lead block cutting technique for decommissioning nuclear power plants Ⅵ

*五嶋 智久[1,3]，ハーベル グレン[2]，砂川 武義[1]，
[1]福井工大，[2]オンタリオ工科大，[3]太平電業

原子力プラントの廃止措置作業において、放射線の遮蔽材として用いられている多量の鉛板が廃棄物として出る。鉛板の廃棄作業は、市販工具を使用した切断が難しい。本研究では、機械的切断手法と低融点合金を組み合わせて鉛板を切断する手法を考案し、本手法を用いて効率的に鉛板を切断するため、鉛板へ供給する低融点合金をペースト状にする手法を考案した。

キーワード：廃止措置，遮蔽材，鉛，合金，廃棄物

1. 緒言

原子力プラントの汚染管理区域では、放射線の遮蔽材として鉛板が使用されている。この鉛板は、放射性物質で汚染していることが多く、クリアランス処理を考える場合には、汚染部位を除染するか切除する必要がある[1)]。原子力プラントの廃止措置で鋼板の切断に使用する市販工具で鉛板を切断することは困難である。本研究室では、鉛板を切断する新たな手法を考案し、機械的切断手法（市販工具のレシプロソー）と熱的手法（低融点合金である Bi-Sn 合金）を組み合わせ、厚さ 50 mm の鉛ブロックを切断した[2)]。これまでの実験に使用していた市販のレシプロソーブレードは、RYOBI 製の鉄工用（No.52, 全長 165 mm, 山数 18 山）を使用していた。ここで、鉛切断用のレシプロソーブレードは、市販されていない。本研究では、本切断手法に最適な刃物形状を検討するため、工具メーカー4 社に問いあわせ、回答が得られた 2 社（ボッシュ㈱、㈱マキタ）がそれぞれ推奨する 2 種類のレシプロソーブレードを使用して鉛ブロックの切断実験を試みた。

2. 実験

上記 2 種類のレシプロソーブレードをレシプロソーに取付け、まず冷間で鉛ブロック（200×100×50 mm）の機械的切断を試みた。次に冷間で比較的切断性能が良かった 1 種類選び、本研究手法による切断を試みた。鉛ブロックの加熱は、2 台の近赤外線ヒーター（2000 W）を 400 ㎜の間隔で向かい合わせに配置し、その中央に黒体塗料で塗装した鉛ブロックの入熱面（100 ㎜×50 ㎜）が近赤外線ヒーターに面するように設置して加熱した。Bi-Sn 合金は、市販で入手可能である Bi：58 wt% Sn：42 wt% 融点 139 ℃をペースト状にしたソルダペースト（中国製）を使用した。

3. 結果

Fig.1 に冷間で鉛ブロックの切断を試みた実験結果を示す。両ブレートとも切断時の摩擦熱でレシプロソー本体が高温になり、切断を中断した。また、切断中はレシプロソーへの反動も大きかった。ただし、両ブレードとも屑はけは良く、目詰まりは無かった。一方、本研究手法による切断は、マキタのブレードを使用した場合、厚さ 50 mm を 8 分で切断することができた。詳細は講演時に報告する。

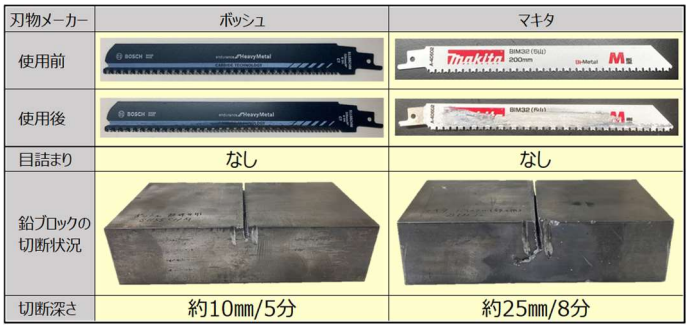


Fig.1 冷間での鉛ブロック切断実験結果の比較

参考文献

1） RI によって汚染した鉛及び鉛含有物の集荷について https://www.jrias.or.jp/waste/cat1/202-07.html（2024）.
2） 五嶋, ハーベル, 砂川, 講演番号 1L03, 日本原子力学会 2024 年秋の大会（2024）.

*Tomohisa Goto[1,3], Glenn Harvel[2] and Takeyoshi Sunagawa[1]
[1]Fukui Univ. of Tech., [2]Ontario Tech Univ., [3]Taihei Dengyo Ltd.

照射損傷をもつ原子力構造材料におけるトリチウム及び放射性炭素の移行拡散挙動評価

Evaluation of Tritium and Carbon-14 Migration and Diffusion Behavior in Damaged Nuclear Structural Materials

*奥村真郷[1]，早川歩[1]，星野柚香[1]，小林真[2]、小田卓司[3]、大矢恭久[1]
[1]静岡大学、[2]核融合研、[3]ソウル国立大学

照射欠陥を導入した SS316L 及び Zircalloy-2 の表面近傍における炭素及び水素での化学状態を実験的に評価した。両試料において、電解チャージにより導入された重水素は表面近傍の酸素及び炭素を含む不純物層に多く存在していた。特に SS316L ではバルクまで重水素が高濃度に分布したが、Zircalloy-2 では酸素濃度と重水素の密度に相関が確認された。

キーワード：表面分析、照射損傷、原子炉構造材、トリチウム

1. 緒言

原子力施設の廃炉において、放射性物質が付着した構造材料の除染や安定化が重要である。特に中性子照射による損傷で照射欠陥が形成され、安定な捕捉サイトとして機能することで ^{3}H や ^{14}C などの放射性物質が捕捉されることが懸念される。本研究では、照射欠陥が重水素と炭素の化学状態および深さ分布に及ぼす影響を評価した。照射欠陥が放射性物質の移行や拡散に与える影響を解明することにより、廃炉作業に資する簡易な除染技術や安定化手法の開発に向けた知見の獲得が期待される。

2. 実験

SS316L(10 mm^{ϕ} × 0.5 mm^{t})及び Zircalloy-2 (5 mm^{ϕ} × 0.5 mm^{t})を試料として使用した。表面不純物の除去を目的に、高真空下で 1173 K にて 30 分間加熱処理を行った。照射欠陥導入を目的として 6 MeV Fe^{2+}照射を室温にて異なる損傷量(0.1-1 dpa)まで行った。損傷試料を D_2O (18 mL) + NaOD (2 mL) 混合溶液に浸漬し、負極側に溶接した後に電解チャージを行うことで試料内部に重水素を導入した。表面分析は XPS により行い、重水素の内部拡散評価及び元素定量を行うため GD-OES による深さ方向分析を行った。また、TDS により重水素及び炭素の放出挙動評価を行った。

3. 結果・考察

電解チャージ後の SS316L 及び Zircalloy-2 の GDOES スペクトルをそれぞれ図 1, 図 2 に示す。重水素は酸素を多く含む表面不純物層内に多量に存在していた。また重水素のバルク領域への拡散も確認された。SS316L において重水素は主に最表面領域に分布していたが、Zircalloy-2 では酸素割合が極大になる深さで高濃度に分布していた。SS316L では損傷を加えることでバルク領域の重水素濃度が増加した。一方 Zircalloy-2 では損傷効果は明確ではなかった。

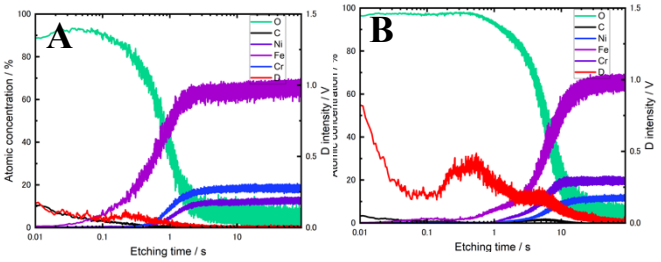


図 1 SS316L における GDOES スペクトル(A)undamaged (B)Fe^{2+} damaged with the dose of 1dpa

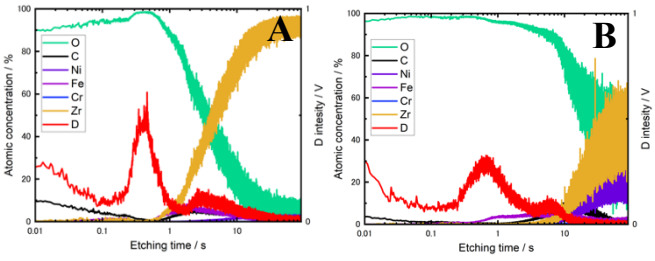


図 2 Zircalloy-2 における GDOES スペクトル(A)undamaged (B)Fe^{2+} damaged with the dose of 1dpa

*Shingo Okumura[1], Ayumu Hayakawa[1], Yuzuka Hoshino[1], Makoto Kobayashi[2], Takuji Oda[3] and Yasuhisa Oya[1]
[1]Shizuoka Univ., [2]NIFS, [3]Seoul Natl. Univ.

Preliminary Study on Nuclear Materials Imaging in Fuel Debris from The Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Using a Neutron Pinhole Camera

*Eka Sapta Riyana, Ikuo Kanno, Masahiro Sakamoto, Taichi Matsumura,
Kenichi Terashima and Keisuke Okumura
Japan Atomic Energy Agency

We investigated the possibility of nuclear materials imaging in the retrieved materials from The Fukushima Daiichi Nuclear Power Station using a neutron pinhole camera by simulation calculation. The aim of this study is to know the spatial distribution of neutron emitters such as ^{244}Cm in fuel debris.

Keywords: Fuel debris analysis, neutron imaging, neutron pinhole camera, Monte Carlo calculation.

1. Introduction

Information on the quantity of nuclear materials in fuel debris is crucial in screening and categorizing the fuel debris for storage consideration and quantity reduction. However, the types of materials (U, Pu, steel, Zr, concrete, etc.), physical form, chemical form, and density involved in the fuel debris may have a wide variety, and it is difficult to quantify nuclear materials inside it. Since most neutron emitters are actinides (such as U, Pu, and Cm) and non-volatile [1], the distribution of those neutron sources also represents the distribution of nuclear materials in fuel debris. We propose a method to observe nuclear materials distribution in fuel debris by acquiring spatial distribution of neutron sources using a neutron pinhole camera [2].

2. Calculation method and result

Figure 1 shows a model of the neutron pinhole camera and canister (SS316) used in calculation by PHITS code [3]. The main components of a neutron camera are neutron moderator/reflector (paraffin) and absorber (B_4C) materials. Figure 2 (left) shows neutron distribution around the canister and neutron camera, a cross-section of the neutron source (bottom right), and an obtained neutron image (top right).

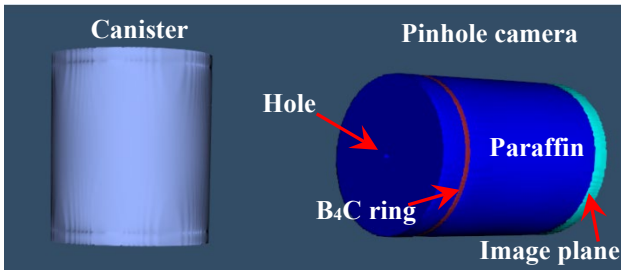


Figure 1 Geometry model of a canister (filled with nuclear materials) and a neutron pinhole camera.

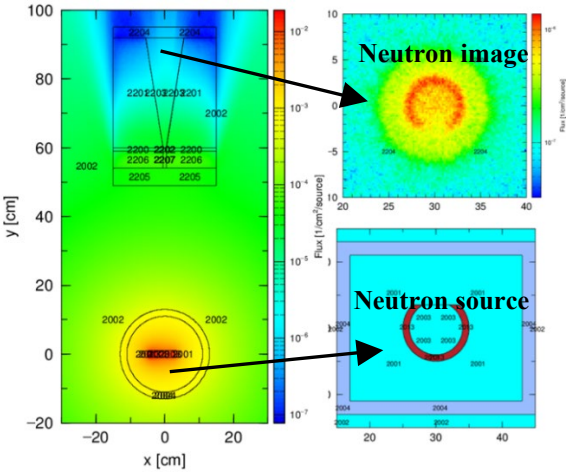


Figure 2 Calculation results.

3. Conclusion and future research

Our simulation demonstrates the neutron pinhole camera forming a simulated image of the neutron source inside the canister with sufficient spatial resolution. In future research, 3-dimension images will be made and the relationship between the quantity of nuclear material contained in fuel debris and the image value will be developed.

References: [1] IRID, https://irid.or.jp/wp-content/uploads/2022/04/IR_for_FY2020_03_Fuel_Debris_Characterization.pdf [2] K. Steinmetz et al 1982 Nucl. Fusion 22 30 [3] T. Sato, et al., J. Nucl. Sci. Technol. 61, 127-135 (2024).

一般セッション | VIII. 核不拡散・保障措置・核セキュリティ：801-2 核不拡散・保障措置・核セキュリティ技術

2025年3月14日(金) 11:00 ~ 11:55 I会場(Zoomルーム9)

[3I01-03] 核不拡散・核セキュリティ

座長:木村 祥紀(JAEA)

11:00 ~ 11:15

[3I01]

３Sの総合的向上に向けた核物質監視システムの開発

*嵯峨 稔己[1]、高橋 佳之[1]、宇根崎 博信[1] (1. 京都大学)

11:15 ~ 11:30

[3I02]

運転中の燃料交換が可能なナトリウム冷却高速炉のSafeguards by designに関する研究

*寺山 正太郎[1]、相楽 洋[1]、Lisowski Eva[1] (1. 東京科学大学)

11:30 ~ 11:45

[3I03]

MA 含有MOX 燃料中のPu 定量への同時計数法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性

*江口 綾[1]、相楽 洋[1]、三星 夏海[2]、長谷 竹晃[2] (1. 東京科学大学、2. 国立研究機関法人日本原子力研究開発機構)

11:45 ~ 11:55

座長持ち時間

©日本原子力学会

3S の総合的向上に向けた核物質監視システムの開発

Development of Nuclear Material Monitoring System for Integrated Improvement of 3S

*嵯峨 稔己[1]，高橋 佳之[1]，宇根崎 博信[1]

[1]京都大学

抄録

３S の総合的向上に向け、臨界監視、核物質の盗取検出、核物質の計量を同時に行え、原子力利用のあらゆる場面において適応可能な核物質監視システムの構築に向けた新たな測定手法を提案する。

キーワード：３S、臨界安全、核物質計量、Rossi-α 法、中性子同時計数法、閾エネルギー弁別法

1. 緒言

安全性（Safety）、セキュリティ（Security）、保障措置（Safeguards）の３S の調和という観点から、特に HALEU（High Assay Low Enriched Uranium）を用いた革新型次世代型原子力システムの構築にあたり、設計段階から３S の各要素の要求を満たす必要がある。しかし、３S の 1 つを単独で監視するシステムについては適応範囲が限られ、３S を包括的に担保する総合的なシステムは開発されていない。そこで本研究では、３S の総合的向上に向け、臨界監視、核物質の盗取検出、核物質の計量を同時に行え、核物質の使用時や輸送時など原子力利用のあらゆる場面において適応可能な核物質監視システムの構築に向けた新たな測定手法を提案する。

2. 核物質監視ステムの概要

本監視システムではアクティブ中性子法を採用する。DD 中性子源（慣性静電閉じ込め型核融合装置 IEC）から発生する 2.45MeV の単色中性子をサンプルに照射し、発生する核分裂中性子を検出することで核物質を監視する。臨界監視として Rossi-α 法、核物質の計量（核物質の盗取検出を兼ねる）として中性子同時計数法（従来法、または今回考案した Rossi-α 法の結果を使う手法）を用いる。この新手法の 1 つでは閾エネルギー弁別法の原理を応用し、2.45MeV より高いエネルギーの中性子のみを用いることで S/N 比を向上させる。

3. 実験

実験体系を図 1 に示す。サンプルとして、濃縮度約 20%の HALEU とポリエチレンを組み合わせたものを使用した。中性子源としては京都大学臨界集合体実験装置（KUCA）が保有する DD 中性子源を使用した。サンプル内の HALEU について、U-235 の質量で約 350g の状態から順次減らし、Rossi-α 法から実効増倍率 k_{eff}、中性子同時計数法からパラメータ D（Doubles、ある核分裂中性子が検出されてから特定の時間が経過するまでに別の核分裂中性子が検出される事象の頻度）を求めていった。この実験結果と同様の体系での MCNP の結果（参照値）を基に Rossi-α 法と中性子同時計数法の同時適用性、及び新たな中性子同時計数法の妥当性を検証した。

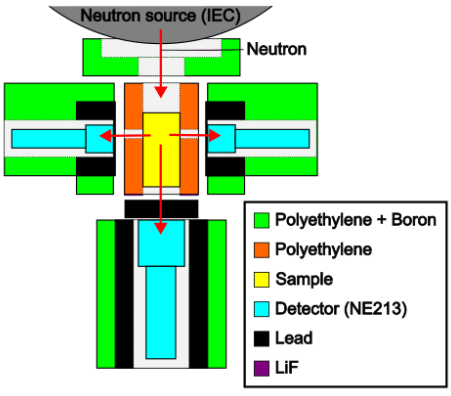


図 1　実験体系図

4. 結論

Rossi-α 法により求めた実効増倍率の実験値は、数値計算と概ね一致した。また、中性子同時計数法についても核物質量（U-235 の質量）と D の値で線形性が確認できた。したがって、これらの結果より、2 つの手法の同時適用性が確認できた。

---

*Toshiki Saga[1], Yoshiyuki Takahashi[1] and Hironobu Unesaki[1]

[1]Kyoto Univ.

運転中の燃料交換が可能なナトリウム冷却高速炉の Safeguards by design に関する研究

Safeguards by design of sodium-cooled fast reactor with online re-fueling function

*寺山　正太郎[1]，相楽　洋[1]，Lisowski　Eva[1]
[1]東京科学大学

オンライン照射機能を備えたナトリウム冷却高速炉の不正使用可能性を評価し、Safeguards by design による検知の実効性の向上効果を明らかにすることを目的とし、炉中心部に劣化ウラン燃料集合体を装荷した場合、有意量の Pu 製造に要する期間が長く、核拡散抵抗性が高いことを明らかにした。

キーワード：ナトリウム冷却高速中性子照射炉、safeguards by design、オンライン照射リグ

1. 緒言

現在、RI (Radio Isotope)製造、溶融塩等次世代燃料に対する照射試験、技術基盤の伝承などを目的としてオンライン照射リグを備えた新高速中性子照射炉が提案されている[1]。運転中の試料出し入れを可能とするオンライン照射リグは照射試験の効率化や多様化を可能とする一方で、運転期間中の試料交換が可能となることで不正使用価値を高めるため、これまでにない核不拡散上の措置が求められる。本研究では、オンライン照射機能を備えたナトリウム冷却高速炉の不正使用可能性を評価し、Safeguards by design による検知の実効性の向上効果を明らかにすることを目的とする。

2. 研究手法

オンライン照射リグを備えた高速中性子照射炉の解析モデルを作成し(図 1)、炉中心部に位置する集合体照射スペースに酸化劣化ウラン集合体を装荷した場合と、オンライン照射リグ部に金属劣化ウラン燃料棒を装荷した場合について燃焼計算を行い、モンテカルロ法を用いた計算コードである Serpent2 を用いて炉の不正使用可能性を評価した。

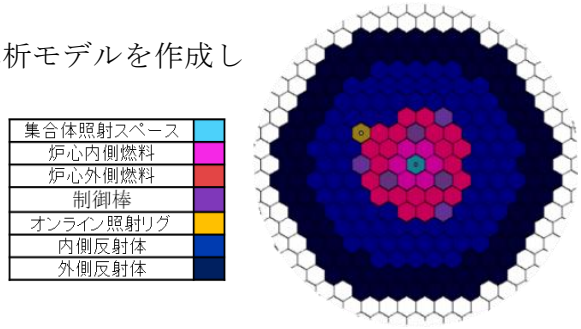


図 1 オンライン照射リグを備えた高速中性子照射炉の炉心配置図

3. 結果

計算結果として、酸化劣化ウラン集合体内での生成 Pu の重金属比を図 2 に示す。集合体照射スペースに酸化劣化ウラン燃料集合体を装荷した場合では、Pu 生成質量が最大となるのは炉心軸方向中心部であり、生成 Pu の重金属比は 90 日照射時で最大 0.5wt.%、360 日照射時で 1.9wt.%であることを明らかにした。集合体 1 体あたり 90 日間照射あたり 0.14 kg、360 日照射あたり 0.56 kgの Pu が生成され、有意量の Pu 製造には 14 年以上必要であり、核拡散抵抗性が高いことを明らかにした。

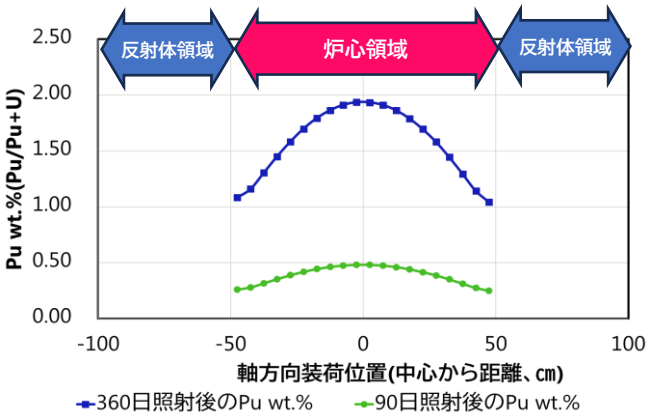


図 2 酸化劣化ウラン集合体を装荷した場合の生成 Pu 重金属比

4. 結言

オンライン照射機能を備えたナトリウム冷却高速炉の不正使用可能性を評価した結果、有意量の Pu 製造に要する期間が長く、核拡散抵抗性は高い。今後、少量欠損も含めた Safeguards by design による検知の実効性の向上効果を明らかにする。

参考文献

[1] 日本原子力研究開発機構 “新高速中性子照射炉を中心とする原子力イノベーション研究構想” ,次世代革新炉の開発に必要な研究開発基盤の整備に関する検討会, 2023

*Shotaro Terayama[1], Hiroshi Sagara[1] and Eva Lisowski[1]
[1]Science Tokyo

MA 含有 MOX 燃料中の Pu 定量への同時計数法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性

Applicability of passive neutron non-destractive assay techniqe -neutron coincidence counting- for Pu quantification in MOX fuel containing MA

*江口　綾[1]，相楽　洋[1]，三星　夏海[2]，長谷　竹晃[2]

[1]東京科学大学，[2]日本原子力研究開発機構

次世代高速炉用燃料には U、Pu に加え、マイナーアクチノイド(MA)や核分裂生成物(FP)が含まれており、核物質以外を由来とする中性子及びガンマ線が想定される。これらの影響下で核物質量を簡便に測定するために、MA 含有 MOX 燃料中の Pu 定量への中性子同時計数法、DDSI 法の適用可能性を評価した。

キーワード：非破壊測定技術，中性子同時計数法，DDSI 法，次世代高速炉用燃料，Pu 定量

1. 緒言

次世代高速炉用燃料には、MA やランタノイド等の FP が含まれており、新燃料であっても核物質以外を由来とする中性子およびガンマ線が想定され、新燃料中のプルトニウム定量において、既存の MOX 燃料向け技術をそのまま使用することが困難であると考えられる。本研究は、MA 含有 MOX 燃料中の Pu 定量のために、同時計数法、DDSI 法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性を評価することを目的とする。

2. 研究手法

ナトリウム冷却大型 MOX 燃料高内部転換型炉心（平衡期炉心）の設計標準組成燃料を参照し、MCNP6.2 を用いて中性子同時計数値の応答計算を行った。核データライブラリは ENDFB-VII.0 に基づく endf70 シリーズを用いた。中性子検出器と燃料集合体のモデルを**図 1** に示す。

パラメータとして、参照燃料の Fissile(Pu239+Pu241)富化度、燃料組成(Cm 有無、FP 有無、超ウラン元素組成)を変化させ、中性子計数率、及び DDSI 応答値(Late ゲートでの中性子同時計数率/Early ゲートでの中性子同時計数率)[1]への影響を評価した。

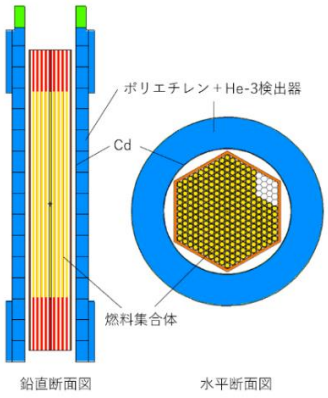


図 1 解析モデル体系図

3. 結果

図 2 に縦軸を DDSI 応答値、横軸を中性子漏れ増倍率(M_L)として Fissile 富化度を変化(11.2%(左),20%,30%,40%(右))させたときの結果を示す。Fissile 富化度が増えると誘発核分裂成分が増えるため、DDSI 応答値が増え、M_L も線形増加することが確認された。これにより、同一集合体型を用いる場合、DDSI 応答値を測定することにより、Fissile 富化度を推定することが可能である。また、DDSI 法で求めた M_L を用いることで内部中性子源である Cm244 実効質量を求めることが可能である。

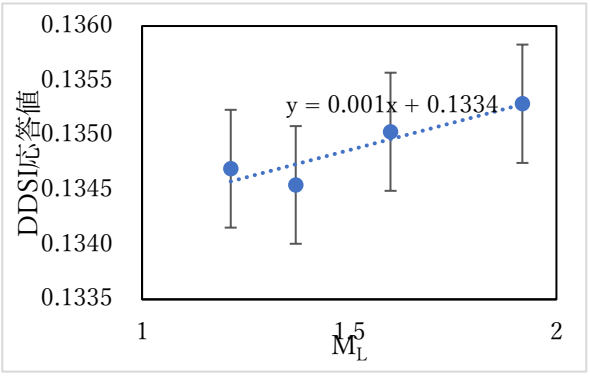


図 2 DDSI 応答値と M_L の関係

4. 結言

MA 含有 MOX 燃料中の Pu 定量のために、同時計数法、DDSI 法を用いたパッシブ中性子非破壊測定技術の適用可能性を評価を行い、同一集合体型を用いる場合、Fissile 富化度と Cm244 実効質量の推定が可能であることを明らかにした。今後、欠損検知や Pu 総量の同定可能性評価を行う。

謝辞　本研究成果は JAEA との共同研究「中性子・ガンマ線計測を用いた非破壊測定技術に関する研究」の一部を含む。本研究の一部は東京科学大学（旧東京工業大学）原子力規制人材育成事業の支援を受けたものである。

参考文献[1] T. Nagatani et al., J Nuclear Science and Technology, Volume 60, Issue 4, P460-472. (2023).

---

*Aya Eguchi[1], Hiroshi Sagara[1], Natsumi Mitsuboshi[2] and Taketeru Nagatani[2]

[1]Institute of Science Tokyo, [2]Japan Atomic Energy Agency.

全体会議

2025年3月14日(金) 12:10 ~ 12:50 I会場(Zoomルーム9)

[3I_GM] 「核不拡散、保障措置、核セキュリティ連絡会」第33回全体会議

[3I_GM]
全体会議

©日本原子力学会

企画セッション | 部会・連絡会セッション：核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会

2025年3月14日(金) 13:00 ~ 14:30 I会場(Zoomルーム9)

[3I_PL] 世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

座長:相楽 洋(東京科学大)

[3I_PL01]

Enabling Technologies and Innovation in Fuel Cycle Security and Non-Proliferation

Research, Education, and Workforce

*Anna Erickson[1] (1. Georgia Tech.)

[3I_PL02]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

*河原 卓[1] (1. 文科省)

[3I_PL03]

核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

*田口 達也[1] (1. 規制庁)

©日本原子力学会

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

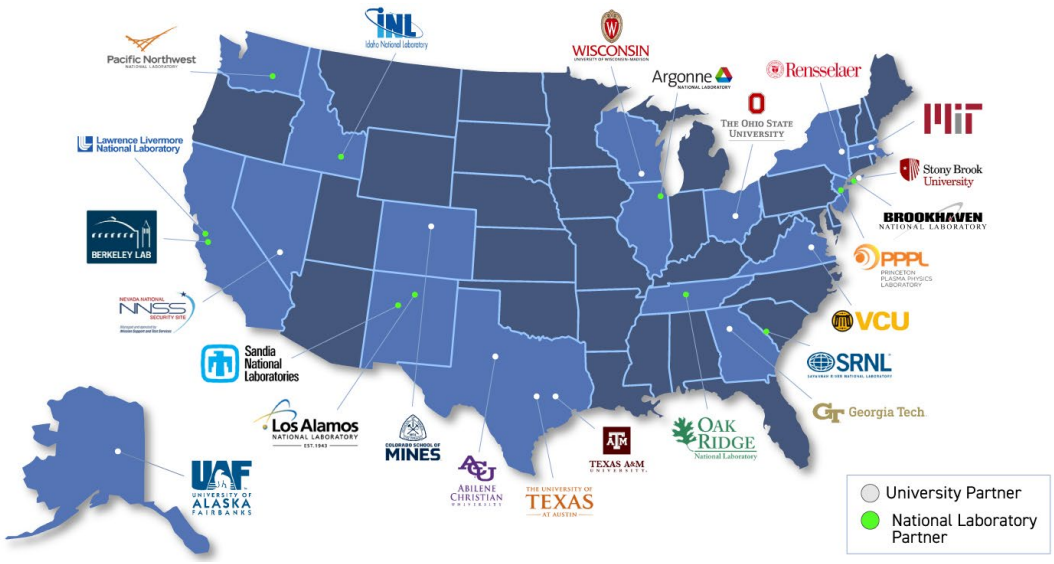
世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来
Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

Enabling Technologies and Innovation in Fuel Cycle Security and Non-Proliferation: Research, Education, and Workforce

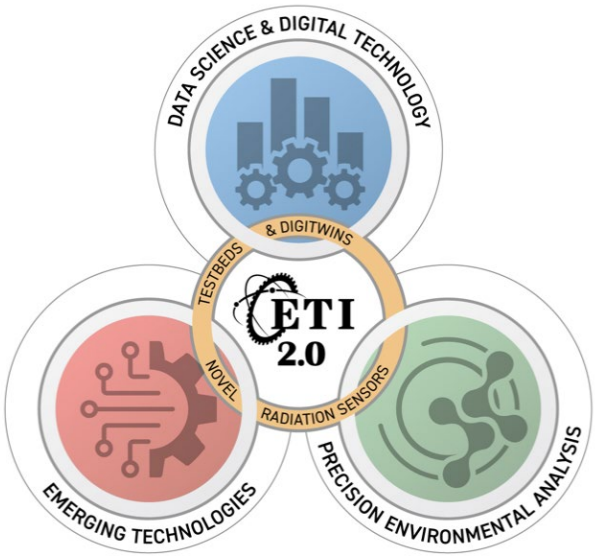
*Anna Erickson[1], Pavel Tsvetkov[2]

[1]Georgia Tech, [2]Texas A&M University

The promise of nuclear energy as a clean, reliable power source is tempered by the persistent threat of proliferation. To realize the full potential of nuclear power while safeguarding against its misuse requires innovative solutions. The Consortium for Enabling Technologies and Innovation (ETI) is at the forefront of developing these solutions by uniting academia, industry, and national laboratories while creating a dynamic ecosystem for research and development focused on nuclear nonproliferation. Consortium for Enabling Technologies and Innovation (ETI), representing a team of twelve universities and twelve national laboratories, committed to promoting the spirit of collaborative intelligence.



The unique mission of the ETI Consortium is to direct the multidisciplinary research and innovation that enable the technologies that support the NNSA DNN R&D, to train and educate the next generation of researchers, and to bridge the gap between university basic research and the national laboratories' mission-specific applications. The technical mission of the ETI team is to advance technologies across three core disciplines: (TA1) data science and digital technologies in nuclear security and nonproliferation; (TA2) precision environmental analysis for enhanced nuclear nonproliferation vigilance and emergency response; and (TA3) emerging technologies. The primary thrust areas will be advanced by cross-cutting research projects in (CC1) novel radiation detectors and algorithms and (CC2) testbeds and digital twins. Collaboration across a robust range of



disciplines ensures our capability to develop both professionals and enabling technologies for critical nuclear nonproliferation missions that will support NNSA, national laboratories, and the other NNSA Consortia efforts. Education and human capital development are an integral activity at the center of the ETI. Our programs are well-rounded in various disciplines of importance to NNSA's mission through research, internships and lab partnerships. Nuclear engineers with understanding of other cutting-edge technologies that are not typically part of the traditional curriculum are rare, and students from other disciplines are not normally exposed to nuclear security and nonproliferation. Our goal is to create a pipeline of professionals motivated and prepared to tackle evolving nuclear nonproliferation challenges.

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

(2) 核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する文部科学省における取り組み

(2) Human resource development initiatives by the MEXT in the fields of nuclear non-proliferation and nuclear security

*河原　卓

文部科学省

1. 見出し

文部科学省では、核不拡散及び核セキュリティの強化に向けた取組を積極的に展開している。これらの取組は、国際平和への貢献、原子力平和利用の推進、そして、国際的枠組みの遵守といった我が国としての基本方針に基づいており、本発表では、文部科学省が推進する核不拡散・核セキュリティ分野における最近の取組等を紹介する。

昨年開催された第68回国際原子力機関(IAEA)年次総会や核セキュリティに関する閣僚級会議(ICONS2024)といった国際会議において、核不拡散・核セキュリティを巡る厳しい環境変化に対応するための取組強化の重要性を日本政府として発信している。また、文部科学省と米国エネルギー省国家核安全保障庁（NNSA）との間で、「試験研究炉における核拡散抵抗性の向上に関する協力（Pro-X)」に関する意図表明文書を新たに締結し、同分野の協力について日米が連携して取り組むことに合意するなど、核不拡散・核セキュリティ分野に関する国際的な取組を一層強化している。

次に、長期的な核不拡散・核セキュリティの確保に向けた基盤構築のため、日本原子力機構（JAEA）核不拡散・核セキュリティ総合支援センター（ISCN）の活動を通じて、国内外の核不拡散・核セキュリティ分野の人材育成や技術開発を推進している。 昨年、ISCNは、IAEA核セキュリティ教育ネットワークに新規加盟し、核セキュリティ分野の教育プログラムやカリキュラム開発などに取り組むこととしている。これらの知見を活用して、今後の先進的原子力教育コンソーシアム（ANEC）との連携による、同分野の原子力人材育成に向けた取組の検討状況について紹介する。

以上のように、文部科学省の核不拡散・核セキュリティに関する最近の取組と今後の課題・展望について発表を行う。

---

*Taku Kawahara

Ministry of Education, Culture, Sports, Science and Technology

2025年春の年会

核不拡散・保障措置・核セキュリティ連絡会セッション

世界で激動する核不拡散・核セキュリティ研究・教育/人材育成の現在と未来

Present and Future of Research, Education and Human Resource Development in the Rapidly Changing Fields of Nuclear Non-proliferation and Nuclear Security around the World

（3）核不拡散・核セキュリティの人材育成に関する規制機関の取り組み

(3) Human resource development initiatives by regulatory body in the fields of nuclear non-proliferation and nuclear security

*田口 達也
原子力規制委員会

原子力規制委員会では、中期目標における施策目標の 1 つとして、「核セキュリティ対策の推進と保障措置の着実な実施」を掲げている。今後、青森県上北郡六ヶ所村の再処理工場や MOX 燃料加工施設の稼働が想定されていることもあり、保障措置の体制を強化していく必要がある。また、核セキュリティについても、東京電力柏崎刈羽原子力発電所における ID カード不正使用および核物質防護設備の機能の一部喪失への対応や、2024 年 8 月の国際核物質防護諮問サービス（IPPAS）ミッションで示された課題への対応などを通じ、順次体制を強化しているところである。

原子力規制委員会では、査察官及び核物質防護対策官を「高度の専門的な知識及び経験が求められる職」と定め、所定の研修・訓練を修了した者にのみ、その職に任用されるための資格を付与する取組や、職員を一定年数 IAEA に派遣することなどにより、職員の力量向上に努めている。

また、将来的に保障措置及び核セキュリティを担う人材の裾野を拡大するための取組として、大学などにおける原子力規制に関する教育プログラムを対象に補助を行う原子力規制人材育成事業を実施している。保障措置・核セキュリティ分野の教育プログラムも対象としており、例えば、東京科学大学が実施する「フィジカル・サイバー空間にまたがる原子力プラント 3S を俯瞰し実践・主導する規制人材育成」の取組に対し、5 年間にわたり、年度あたり 3,000 万円程度の補助を実施している。

---

* Tatsuya Taguchi
The Nuclear Regulation Authority of Japan

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：学生連絡会

2025年3月14日(金) 12:00 ~ 12:30 PS会場(ZoomルームPS)

[3Z_AC] 学生連絡会ポスターセッション表彰式

[3Z_AC]
学生連絡会ポスターセッション表彰式

©日本原子力学会

贈呈式/表彰式 | 贈呈式/表彰式：学生連絡会

2025年3月14日(金) 12:00 ~ 12:30 PS会場(ZoomルームPS)

[3Z_AC] 学生連絡会ポスターセッション表彰式

[3Z_AC] 学生連絡会ポスターセッション表彰式

学生連絡会主催の学生ポスターセッションは、3年ぶりにオンラインにて開催いたします。日本全国の学生が日頃取組んでいる研究活動について報告をします。今回はオンライン会場での議論の活発化を目指し、参加者限定で発表内容のショートプレゼンテーションを事前限定公開します。発表日は 3月12日(水)の15:00〜17:00、13日（木）の15:00〜17:00 の二両日、14日（金）の12:00〜12:30には表彰式を実施します。皆様との活発な議論が学生の大きなモチベーションになりますので、お時間がございます際には是非お立ち寄りください。

©日本原子力学会