

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 真樹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)

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、富永 亜希¹、小島 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)

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(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 Naqvi³、Danilo De Simone³ (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、細島 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)

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 Li¹, Toshiki Imatani¹, Mikio SAKAI¹ (1. UTokyo)

10:00 ~ 10:15

[3C03]

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

*Michael Castro¹, Shuo Li¹, Kai-en Yang¹, Toshiki Imatani¹, Mikio Sakai¹ (1. UTokyo)

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 貴齊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 貴齊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 Xiaojin²、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 Thomsen¹、Motoyuki Shiga¹ (1. JAEA)

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 Sitompul¹, Kenta Sugihara¹, Seiya Watanabe², Yasuhiro Idomura¹ (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 Muhammad¹, Susumu Yamashita¹ (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)

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 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)

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 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 Wang¹, Yudai Tsutsui¹, Tomio Okawa¹ (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 Zhang¹, Yutaro Umehara¹, Shoji Mori¹, Naoki Horiguchi², Hiroyuki Yoshida² (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 勇氣²、大川 富雄¹、上遠野 健一² (1. 電通大、2. 日立)

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]

スリープ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 虹太郎¹、澤 和弘¹ (1. 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) 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、川崎 垂星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、高田 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)

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)

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 Cockbain⁴、Andrew Parker⁵、Malcolm Joyce⁵、Paul Murray⁶ (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 Dunphy⁴、Paul Murray⁴ (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 光宇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)

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 Romain¹、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 Vauchy¹, Yuta Horii¹, Masashi Watanabe¹, Shun Hirooka¹, Takeo Sunaoshi², Kosuke Saito¹
(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 阜太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)

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³⁶Cl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、齊藤 拓巳¹ (1. 東大、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)

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 Riyana¹、Ikuo Kanno¹、Masahiro Sakamoto¹、Kenichi Terashima¹、Taichi Matsumura¹、Keisuke Okumura¹ (1. JAEA)

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 | 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 Eva¹ (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)

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

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, HARVEL², 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。

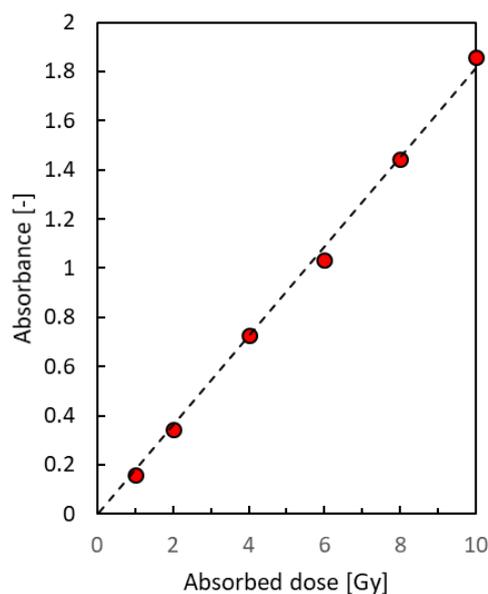
キーワード：化学線量計、ゲル線量計、放射線治療、PVA

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られる。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 製ディスプレイセルへ上記の水溶液を入れ、約 50°C 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 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 Sunagawa¹, Glenn Harvel², Chisako Hishiki¹, Yutaro Aoki¹, Sachiko Yoshihashi³

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

CsMP 中における Cs 及び I の挙動の実験的説明

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、ZrO₂、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 10¹⁰ ~ 10¹¹ 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(¹³¹I)が大気中に放出されたことから、CsMP には ¹³¹I 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、ZrO₂ 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、B₄C 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。

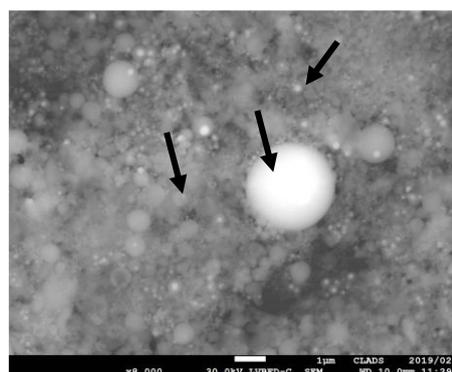


Fig. 1 SEM photograph of CVP. Many round particles are present as shown by black arrow.

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

*Toshihiko Ohnuki¹, Satoshi Utsunomiyai², Masahiko Nakase¹, Masahide Takano³ and Terumi Dohi³

¹Institute of Science Tokyo, ²Kyushu Univ., ³JAEA

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、ガウスブ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

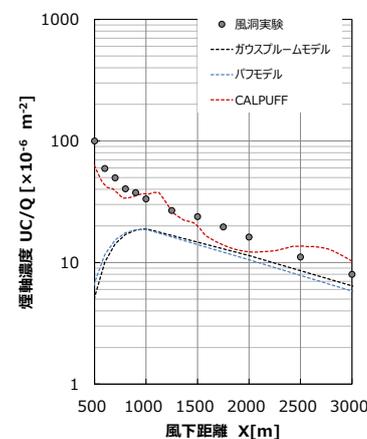
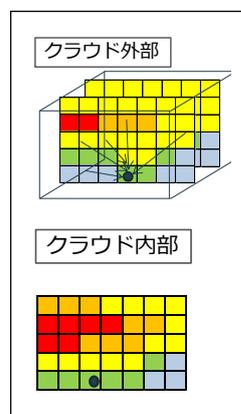


図1 メッシュ分割例 図2 大気拡散結果の比較

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。

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、ガウスブルームモデル (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ブ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ブ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 DISPERSION 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 Ikeda¹, Rie Yamaguchi¹, Gaku Sasaki¹, Kunio Kato¹, Motoki Konno¹, and Ryota Hirano¹

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 $\phi 15$ 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 $\Phi 3$ mm の穴を持つ $\Phi 15$ 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, $\Phi 3$ 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り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值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。

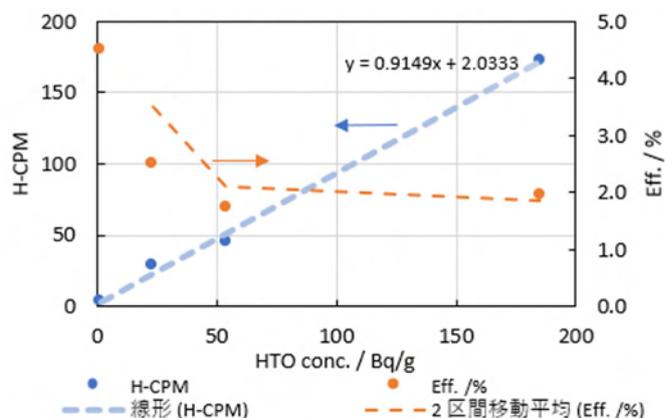


図 HTO濃度と計数および計数効率の関係 (吸蔵量: 0.8 g)

*Tatsuhiko Ihara¹, Ryoji Kamishima¹, Hiroshi Noma¹ and Yasuo Watanabe²

¹PLAKEN., ²UEC

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、富永 亜希¹、小島 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)

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, 富永 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}

¹JAEA, ²物材機構, ³QST

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、²³⁷Np および ²⁴¹Am 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/Ga₂O₃ 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 ²³⁷Np および ²⁴¹Am 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 $1 \mu\text{W}/\text{cm}^2$ 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] Dhruva B. Khadka *et al.*, *Nat. Commun.* **15**, 882 (2024).

*Tatsuo Fukuda¹, Yukimasa Fukada¹, Kenji Yoshii¹, Takahisa Shobu¹, Aki Tominaga¹, Masaaki Kobata¹, Jun'ichi Ieda¹, Yasuhiro Shirai², Masatoshi Yanagida², Kenjiro Miyano², Daiju Matsumura¹ and Tsuyoshi Yaita^{1,3}

¹JAEA, ²NIMS, ³QST

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

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°C 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。

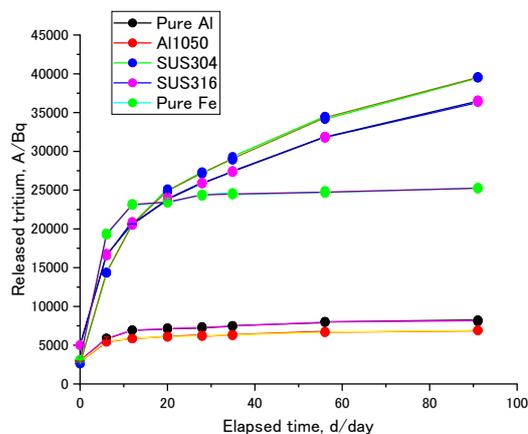


図 1 経過時間とトリチウムの放出量

*Masahide Harada¹, Shiho Masuda¹, Masanori Hara²

¹JAEA, ²Toyama 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、EuF₃, EuCl₃, (CH₃COO)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(K α),K(K α),Fe(K α)のピークが検出され、PIGE 分析では ¹⁹F,²³Na,⁴⁶Ti,²⁴Mg 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、Eu³⁺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。

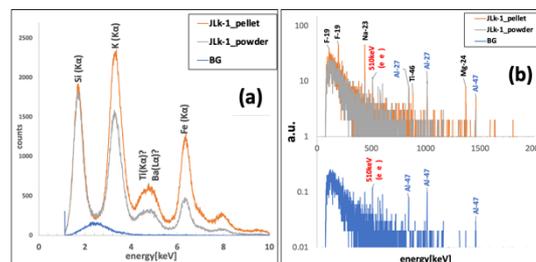


図 2. 各分析手法における分析結果
(a)PIXE (b)PIGE

参考文献

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

*Kensuke Umegaki¹, Naoto Hagura¹ and Jun Kawarabayashi¹

¹Tokyo 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、10 μ A 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 [μ A]	10.4

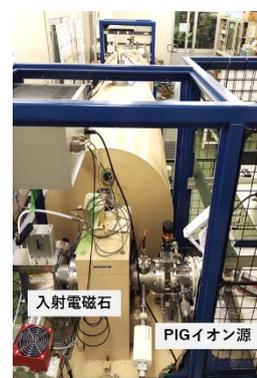


図 2 都市大タンデムの外観

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 Tokita¹, Naoto Hagura¹ and Jun Kawarabayashi¹

¹Tokyo 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、構造物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、EuF₃、(CH₃COO)₃Eu、EuCl₃ 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。

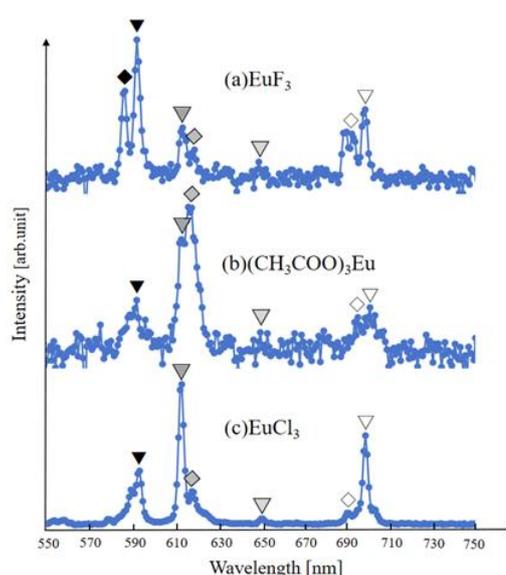


図 1 IBIL スペクトル

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, 1113

* Yuta Katagiri¹, Naoto Hagura¹, Kensuke Umegaki¹ and Yuheng Wang¹

¹ Tokyo City Univ.

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 Naqvi³、Danilo De Simone³
(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

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 Naqvi³, Danilo De Simone³

¹阪大産研, ²東洋合成工業, ³imec

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)とパターンと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 ⁶⁰Co 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。

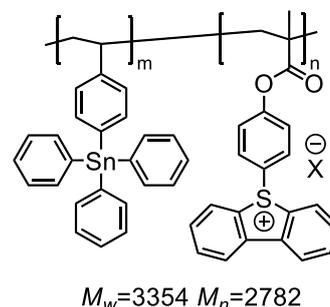


Fig.1. Chemical structure of Copolymer resists.

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 Hashimoto¹, Yusa Muroya¹, Takahiro Kozawa¹, Kohei Machida², Satoshi Enomoto², Bilal Naqvi³, Danilo De Simone³

¹SANKEN, Osaka Univ., ²Toyo Gosei Co., ³Interuniversity 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) 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 Hino¹, Yoshichika Seki², Takuya Hosobata³, Daisuke Kono¹

¹Kyoto university, ²Tohoku university, ³RIKEN

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, 静岡 俊行², Mohamed Omer³

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。²⁰⁷Pb 及び ²⁰⁸Pb 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、²⁰⁸Pb 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回転させることで、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、 $1.896\ \mu\text{m}$ 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 mm 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arget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 ²⁰⁸Pb 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。

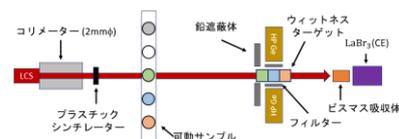


図 1 UVSOR での 1 次元イメージング実験の配置図

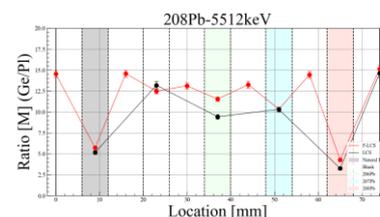


図 2 ²⁰⁸Pb の NRF レベル (5512 keV) を用いた 1 次元イメージ (赤線 : F-LCS ガンマ線、黒線 : LCS

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 ²⁰⁸Pb の 5512 keV の NRF ピークに対して LCS ガンマ線の場合、 $56 \pm 5\%$ 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 Nishimoto¹, Hideaki Ohgaki¹, Heishun Zen¹, Takehito Hayakawa², Toshiyuki Shizuma², Mohamed Omer³

¹Kyoto Univ., ²QST, ³JAEA

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。

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

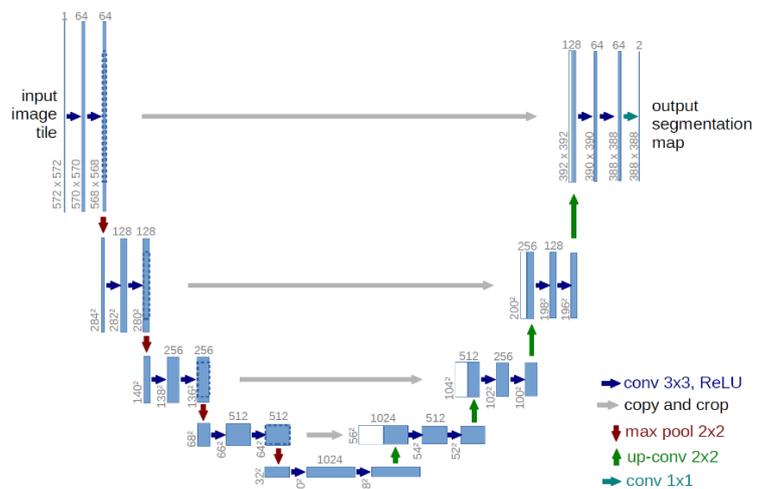


図1: U-Netの構造^[2]

*Yuhei Kamichika¹, Zhenjun Li¹, Akio Sugita¹, Shuichi Hasegawa¹

¹Univ. 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 LI¹, Toshiki Imatani¹, Mikio SAKAI¹ (1. UTokyo)

10:00 ~ 10:15

[3C03]

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

*Michael Castro¹, Shuo Li¹, Kai-en Yang¹, Toshiki Imatani¹, Mikio Sakai¹ (1. UTokyo)

10:15 ~ 10:30

座長持ち時間

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 200 μm 、固体粒子の密度を 2500 kg/m^3 、粒子数を 540,000 とし、液相の密度を 1000 kg/m^3 、粘度を $1.0 \times 10^{-2} \text{ Pa} \cdot \text{s}$ 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 Ryo¹, Toshiki Imatani¹ and Mikio Sakai¹

¹Univ. 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 Castro¹, Shuo Li¹, Kai-en Yang¹, Toshiki Imatani¹, and Mikio Sakai¹

¹Department 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 Xiaojin²、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 Thomsen¹、Motoyuki Shiga¹ (1. JAEA)

11:45 ~ 12:00

座長持ち時間

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

¹JAEA

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 Bottom 2 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)。

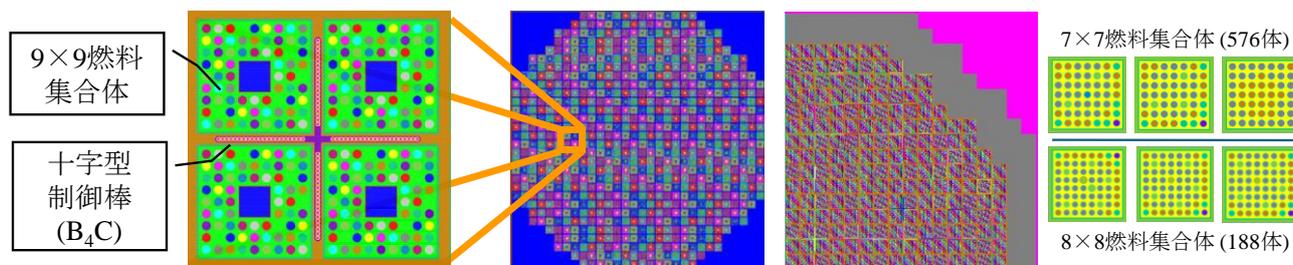


図1 Phase-3Cベンチマークを用いた仮想的な BWR全炉心体系 (1,100MeW/764体)

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 Tada¹, Ryoichi Kondo¹, Tomohiro Kamiya¹, Takunari Fukuda¹, Ayako Ono¹, Yasunobu Nagaya¹, and Hiroyuki Yoshida¹

¹JAEA

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

¹JAEA

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 $3.66 \times 10^{-2} \text{ m}^3/\text{s}$ 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。

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 Fukuda¹, Hiroyuki Yoshida¹, Tomohiro Kamiya¹, Takayuki Suzuki¹, Kenichi Tada¹, Yasunobu Nagaya¹

¹JAEA

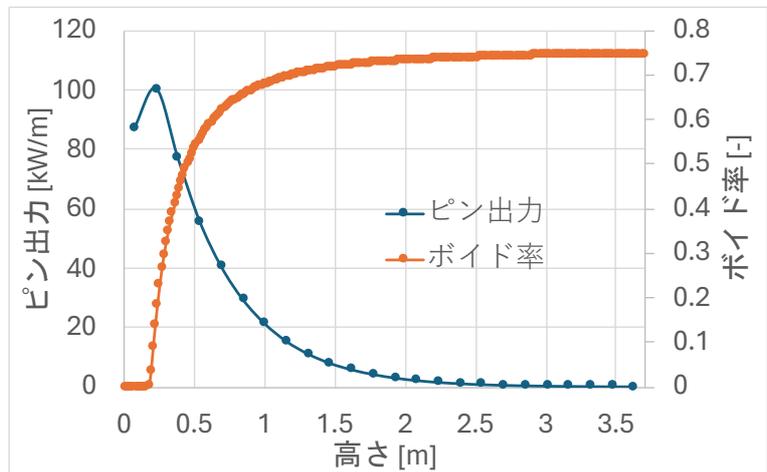


図 1 ピン出力とボイド率の軸方向分布

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 Zhen², Thomas R. Underwood³, 小林 恵太¹, 山口 瑛子¹, 板倉 充洋¹,
町田 昌彦¹, Kevin M. Rosso³, Ian C. Bourg², 奥村 雅彦¹

¹JAEA, ²Princeton Univ., ³PNNL

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。

3. 結果・結言

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。

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 Hiraguchi¹, Xiaojin Zheng², Thomas R. Underwood³, Keita Kobayashi¹, Akiko Yamaguchi¹, Mitsuhiro Itakura¹, Masahiko Machida¹, Kevin M. Rosso³, Ian C. Bourg² and Masahiko Okumura¹

¹JAEA, ²Princeton Univ., ³PNNL

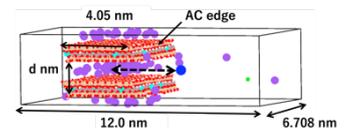


図1: (110)面を切ってできたAC edgeを持つNa-MMT、セシウム(紺)、ナトリウム(紫)、塩素(黄緑)。水分子は表示を省略。dは底面間隔を表す。

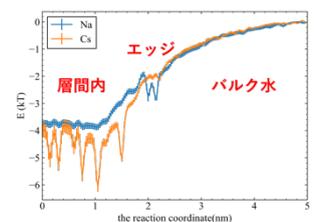


図2: d=1.7でのCs⁺とNa⁺の吸着に関する自由エネルギープロファイル。48nsのシミュレーション。横軸は粘土鉱物の中央から陽イオンまでの距離で図1の点線の矢印の長さに対応する。縦軸は自由エネルギー差を表す。橙色がCs⁺、青色がNa⁺の結果を表す。

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

¹JAEA, 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) を使い、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 Yamaguchi¹, Yoshio Takahashi² and Masahiko Okumura¹

¹JAEA, ²The Univ. of Tokyo

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

*Bo Thomsen¹, Motoyuki Shiga¹

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

Nuclear quantum effects (NQE) are essential in modelling the differences between water isotopologues, *i.e.* H₂O, D₂O, T₂O, 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).

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 Sitompul¹, Kenta Sugihara¹, Seiya Watanabe², Yasuhiro Idomura¹ (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 Muhammad¹, Susumu Yamashita¹ (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

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。

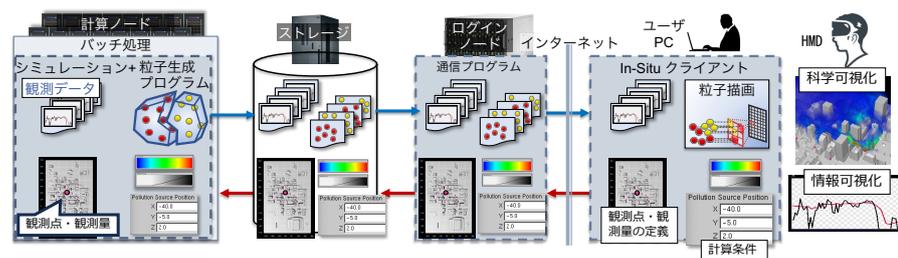


図 1 IS-PBVR の In-situ 制御機構

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であることを確認した。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 Shimomura¹, Takuma Kawamura¹, Yasuhiro Idomura and Tsukasa Ozaki¹

¹Japan 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交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 Imai¹, Toshiki Imatani¹ and Mikio Sakai¹

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に、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樣に働く力 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0.5s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。

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 SG18600」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 Sugihara¹, Yos Sitompul¹, Yasuhiro Idomura¹ and Susumu Yamashita¹

¹Japan Atomic Energy Agency.

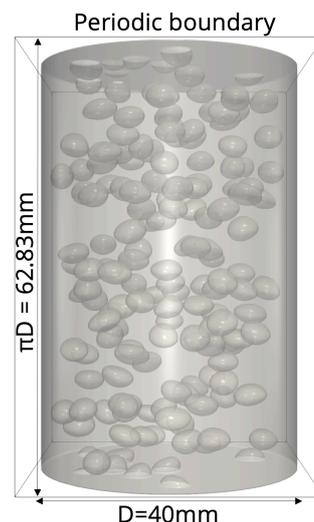


図1 気泡流解析領域

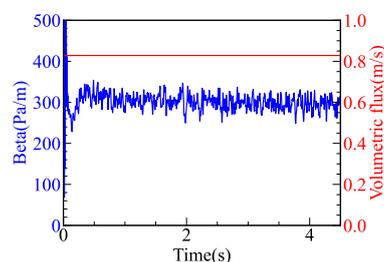


図2 β と体積流束の時間変化

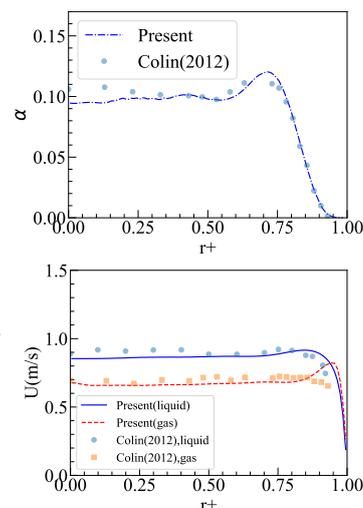


図3 半径方向のボイド率(上)と平均流速分布(下)

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

*Yos Sitompul¹, Kenta Sugihara¹, Seiya Watanabe², and Yasuhiro Idomura¹

¹Japan Atomic Research Agency, ²Kyushu 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 $1.5\times$ 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.

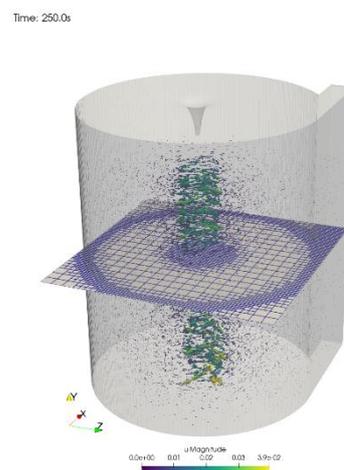


Fig. 1. LBM-LMR calculation of Moriya et al.'s experiment.

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 Ilham¹ and Susumu Yamashita¹

¹JAEA

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.

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 Ilham¹, Susumu Yamashita¹ - ¹JAEA

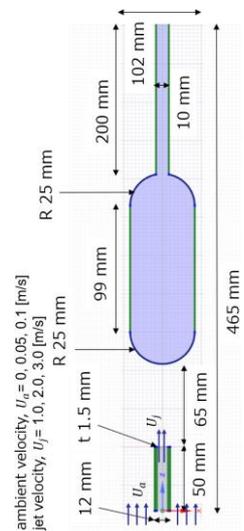


Fig.1 Computational domain and geometry.

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¹¹JAEA

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つである 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 Toy 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、かつ通常的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。

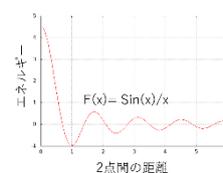


図1：関数 $\sin(r)/r$ 、最小値-1を $r=1$ で持つよう規格化したもの。

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。

※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。

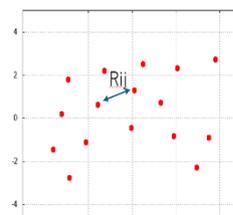


図2：関数 $F(R)$ のエネルギーで相互作用する二次元空間中の粒子 16 個の配置。

* Mitsuhiro Itakura¹¹JAEA

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

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, ²JAEA

「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。

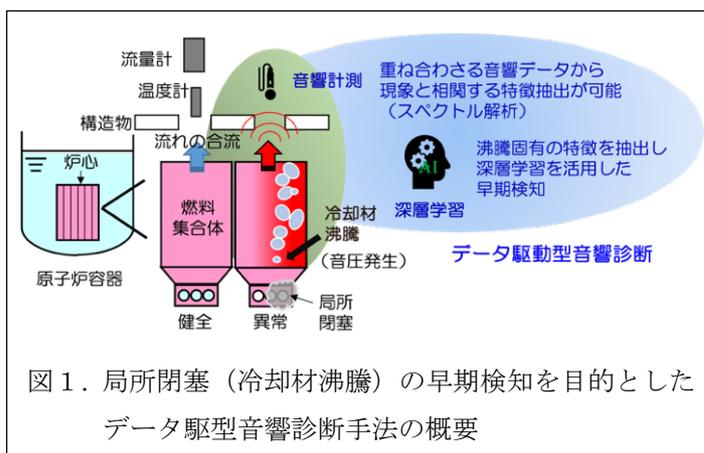


図1. 局所閉塞（冷却材沸騰）の早期検知を目的としたデータ駆動型音響診断手法の概要

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 Ueki¹ and Kosuke Aizawa²

¹TUS, ²JAEA

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, ²JAEA

「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. 結言

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歴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マイク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/m² 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 Shibasaki¹, Yoshitaka Ueki¹ and Kosuke Aizawa²

¹TUS, ²JAEA

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, ²JAEA

「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歴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）を通电加熱し、サブク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-周波数分解能に優れたシンクロスラ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。

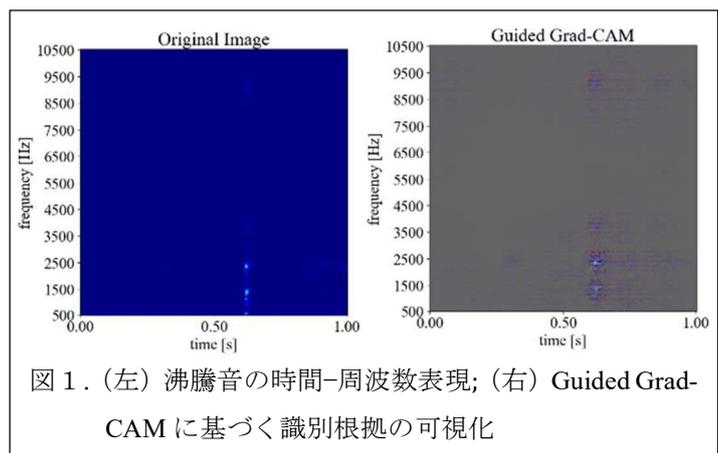


図 1. (左) 沸騰音の時間-周波数表現; (右) Guided Grad-CAM に基づく識別根拠の可視化

*Koya Watanabe¹, Yoshitaka Ueki¹ and Kosuke Aizawa²

¹TUS, ²JAEA

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

¹JAEA, 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 550°C 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 Aizawa¹ and Yoshitaka Ueki²

¹JAEA, ²TUS

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

¹JAEA, 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。

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.

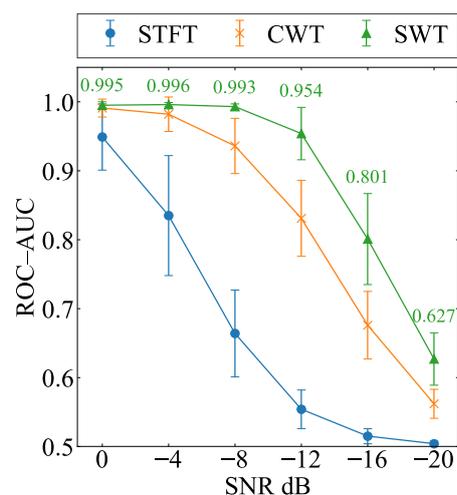


Fig. 1 Comparison of ROC-AUC.

*Nao Mikami¹, Kosuke Aizawa¹, Akikazu Kurihara¹ and Yoshitaka Ueki²

¹Japan Atomic Energy Agency, ²Tokyo 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

¹JAEA, ²福井大, ³deltafiber.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衡から重量を求める。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 3 kg 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

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。

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 Ide³, Nobuyuki Ishihara³ and Kenyu Urata⁴

¹JAEA, ²Fukui Univ., ³deltafiber.jp, ⁴J-tech

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 Wang¹, Yudai Tsutsui¹, Tomio Okawa¹ (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 Zhang¹, Yutaro Umehara¹, Shoji Mori¹, Naoki Horiguchi², Hiroyuki Yoshida² (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

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な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 Okawa¹

¹The 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 Wang¹, Yudai Tsutsui¹ and Tomio Okawa¹

¹The 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。

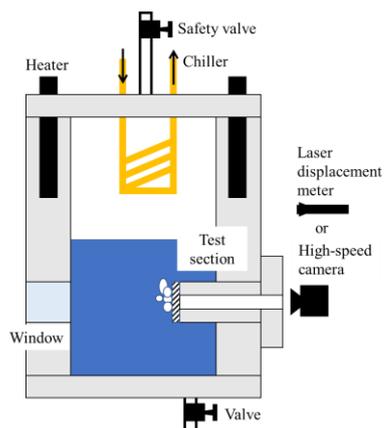


図 1 実験装置

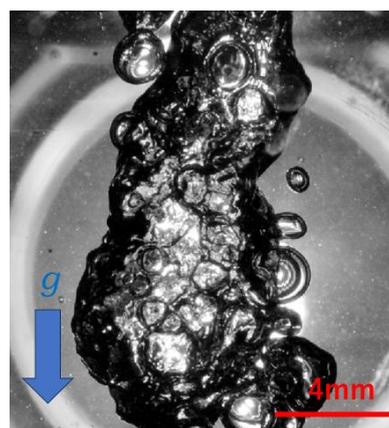


図 2 伝熱面裏側からの大気泡の様子（1.0MW/m²）

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 Fukudome¹, Yutaro Umehara¹ and Shoji Mori¹

¹Kyushu 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

¹JAEA, 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。Nygund 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。 $\Delta T_{sub} = 30$ K, $q = 1.25$ MW/m² 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。

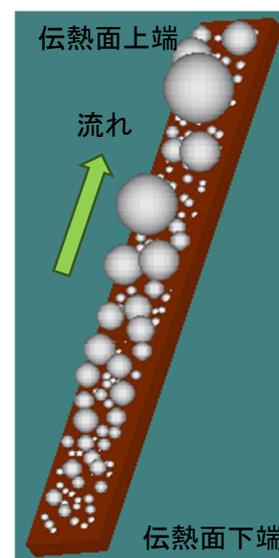


図 伝熱面上における気泡接合様相

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 Ono¹ and Tomio Okawa²

¹JAEA, ²UEC

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 $P=110\text{kPa}$ 、入口質量流束 $G=307\text{kg/m}^2\text{s}$ 、壁面熱流束 $q_w=1500\text{kW/m}^2$ とし、入口サブクール度 ΔT_{sub} をパラメータとして、 $\Delta T_{\text{sub}}=22.4\text{K}$ 、 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 ($z=160\text{mm}$) 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 $\Delta T_{\text{sub}}=42.4\text{K}$ 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。

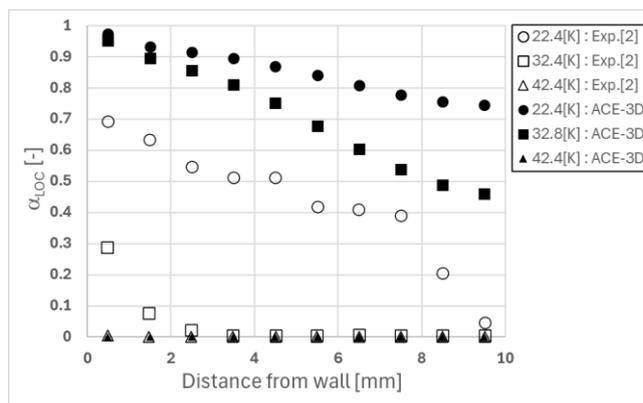


図 1 x 方向ボイド率分布 ($z=160\text{mm}$)

実験結果と比較した、x 方向の局所ボイド率分布 ($z=160\text{mm}$) 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 $\Delta T_{\text{sub}}=42.4\text{K}$ 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。

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 Ose¹ and Tomio Okawa²

¹Yamato System Engineer, ²The University of Electro-Communications

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

*Huacheng Zhang¹, Yutaro Umehara¹, Shoji Mori¹, Naoki Horiguchi², and Hiroyuki Yoshida²

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 $\pm 5\%$ 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.

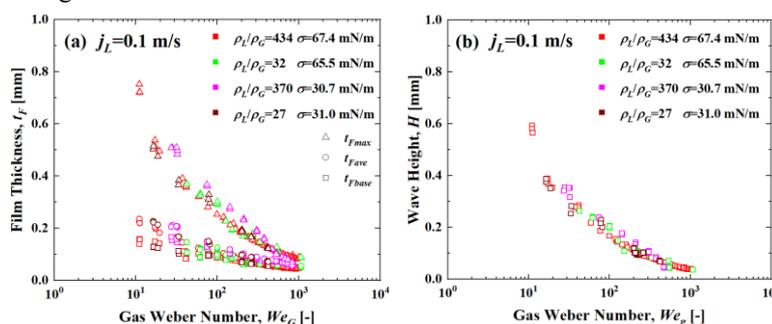


Fig. 1 Comparison of (a) t_{Fave} and (b) H against We_G under $j_L = 0.1$ m/s.

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, it 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 Firman¹, 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, スラッグ流, 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/m², 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/m³] は液相, 気相の密度, δ [m] は液膜厚さ, q_w [kW/m²] 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。

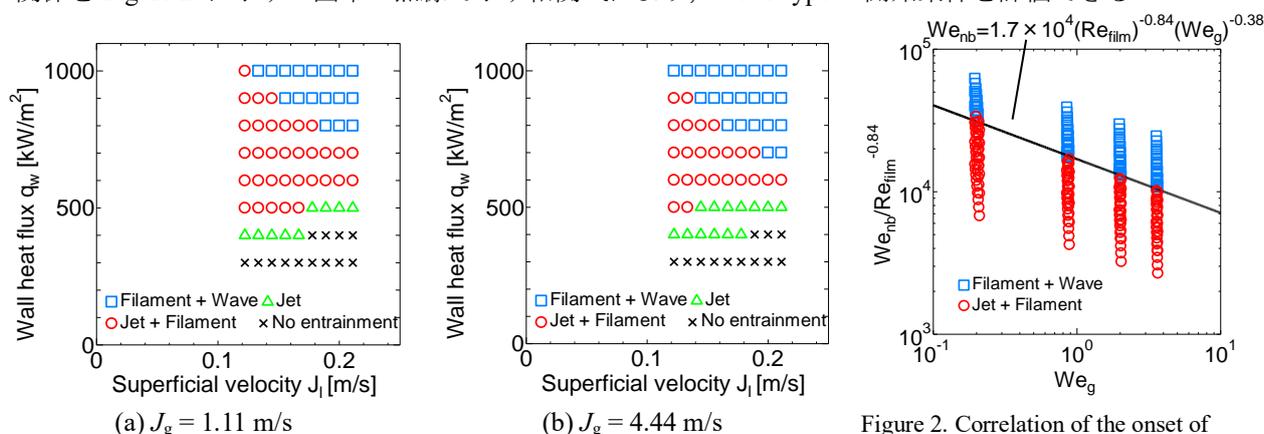


Figure 2. Correlation of the onset of Wave-type mechanism

参考文献

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

*Kaito Nade¹, Raka Firman¹, Yuki Narushima², Tomio Okawa¹ and Kenichi Katono²

¹The University of Electro-Communications, ²Hitachi, Ltd.

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パーサのための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 虹太郎¹、澤 和弘¹ (1. 北大)

16:00 ~ 16:15

座長持ち時間

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。

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を行った。壁面付近の流れを正確にとらえるべく $k-\omega$ 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。

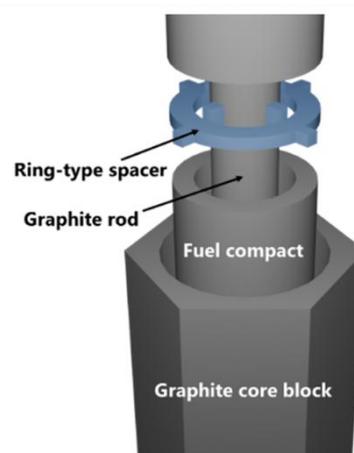


図1: リング型燃料スペーサの模式図

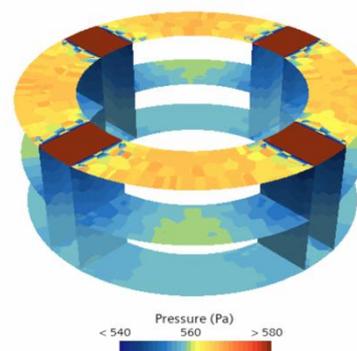


図2: リング型燃料スペーサ周り(内側突起)における圧力分布の計算結果

*Yusuke Yamazaki¹, Yosuke Nishimura¹ and Koji Okamoto¹

¹The 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, ²JAEA

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。

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いない可能性があるため, 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。

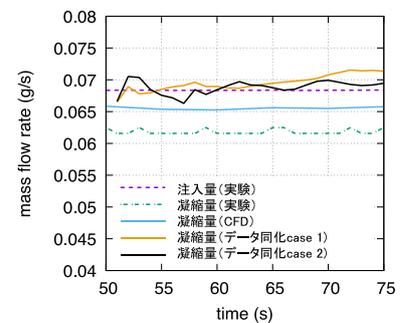


図 1. 蒸気凝縮量の時系列変化

*Masahiro Ishigaki¹, Yoshiyasu Hirose², and Yasuteru Sibamoto²

¹Univ. of Fukui, ²JAEA

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 弘二¹¹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。

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 Murase¹, Toshiya Takaki¹, Koji Miyoshi¹

¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.

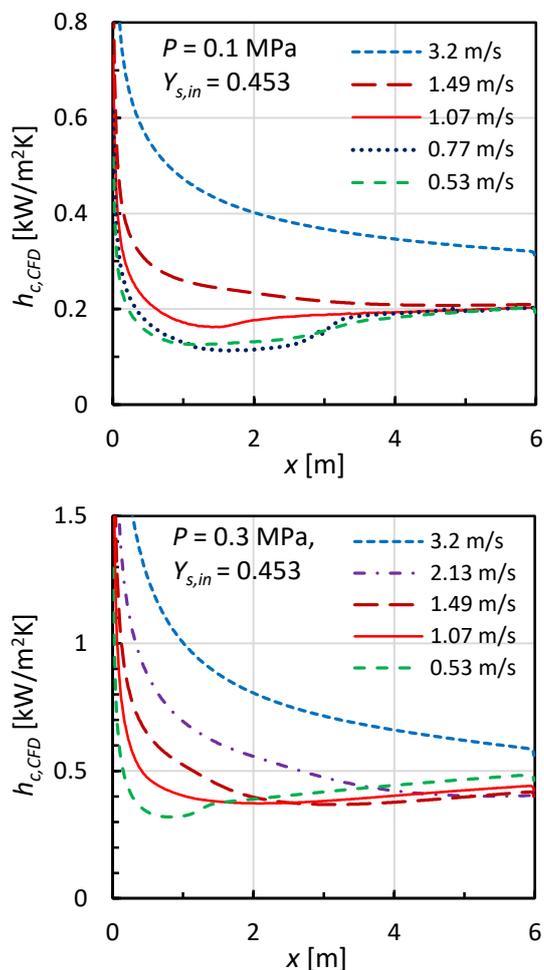


図 1 凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布

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 弘二¹¹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

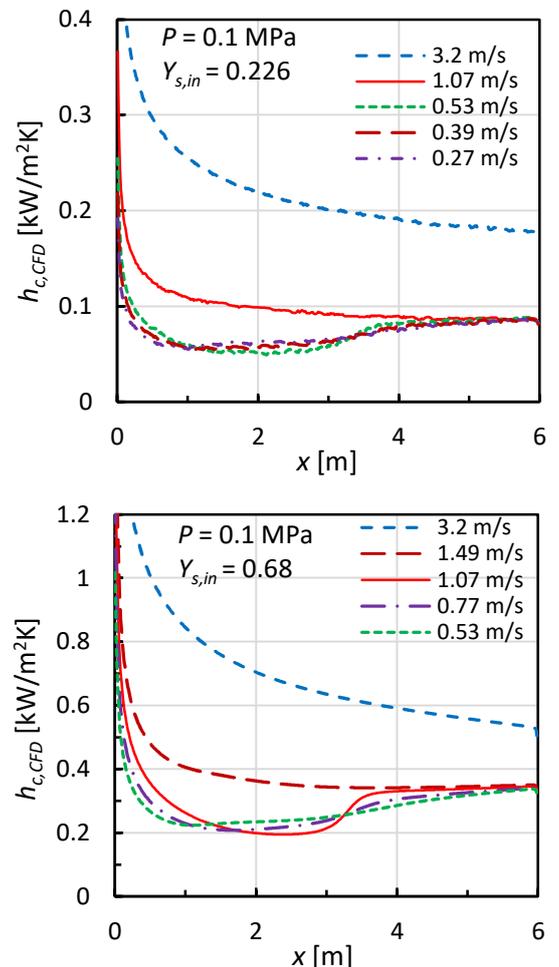
1. 緒言 原子力発電所の事故時における格納容器（CV）内では、空気（もしくは窒素ガス）雰囲気蒸気が流出し、構造物表面で非凝縮性ガス存在下での壁面凝縮伝熱になる。本報告では、前報[1]による蒸気・空気・軽い気体（水素もしくはHe）の混合流体から鉛直平板への凝縮伝熱 CFD 解析モデルを使用し、蒸気と空気の混合気体から鉛直平板への熱流束 q を計算し、混合気体速度 u と蒸気質量分率 Y_s の影響を評価した。

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 $\Delta x = 10$ mm、凝縮面に接する y 方向セル幅 $\Delta y = 0.1$ 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。

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 Takaki¹, Michio Murase¹, Koji Miyoshi¹¹Institute of Nuclear Safety System, Inc.図 1 凝縮熱伝達率 $h_{c,CFD}$ の流れ方向分布

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

*河川 宗道¹, 三輪 虹太郎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 ϕ × 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/cm³, 粒径: ~1 μ m) 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、N₂ 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。

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 mm H) に 12.5 s で到達した。エアロゾルの上昇速度は N₂ 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/m³ となった。平均粒径は 0.97–1.27 μ m 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。

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 μ m から 5 μ m 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/m³ 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 Kawaguchi¹, Kotaro Miwa¹ and Kazuhiro Sawa¹ / ¹Hokkaido Univ.

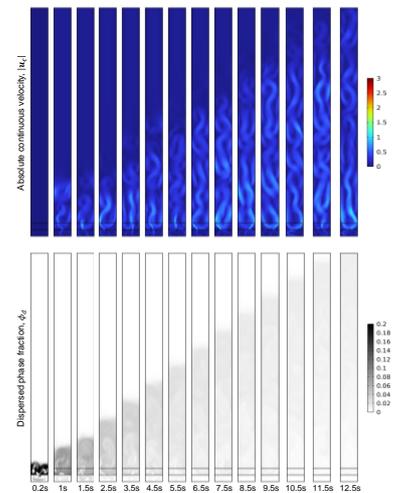


図 1. エアロゾル化の可視化

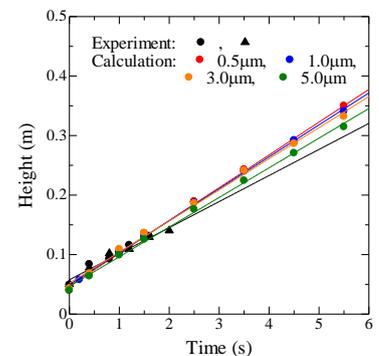


図 2. エアロゾルの上部の位置

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、川崎 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

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。

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、H₂ 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、ホットレグクリーブ破損 (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。

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。

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に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. SAND2023-109970 (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 Zheng¹, Ryuji Hosoyamada¹, Hiroyuki Shiotsu¹, Hitoshi Tamaki¹, Yasuteru Sibamoto¹ and Yu Maruyama¹

¹Japan Atomic Energy Agency

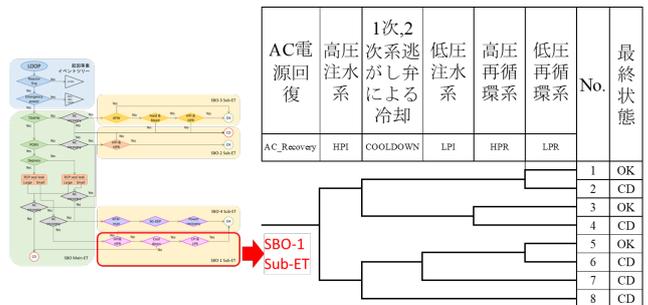


図 1 PWR の SBO シナリオのロジックツリー

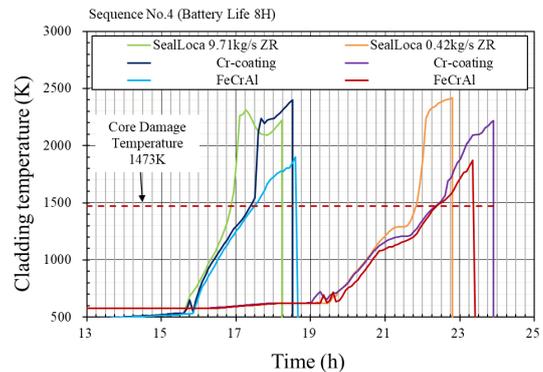


図 2 シーケンス No.4 の被覆管温度変化履歴

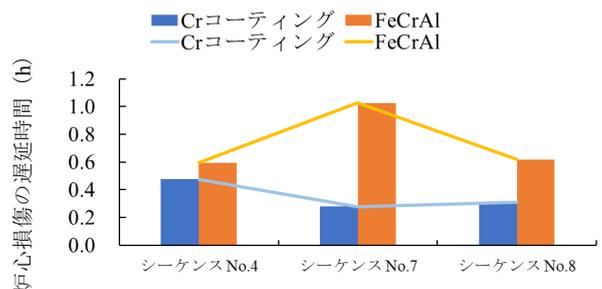


図 3 炉心損傷発生時刻の遅延効果 (リスク曲線)

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) 事象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 Higo¹ and Hiromichi Miura¹

¹Central 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, 川崎 亜星³, 永田 英隆², 本郷 功², 高橋 信⁴
¹日本原燃, ²MHI, ³MHI 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プルトニウム濃縮液一時貯槽での冷却機能の喪失事象、③プ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。

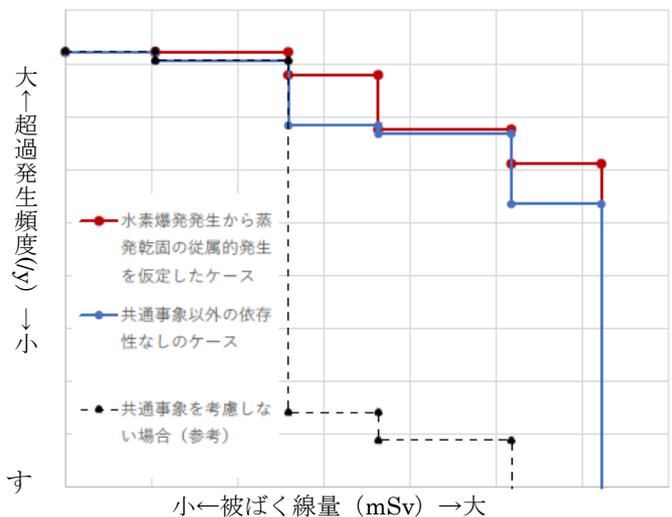


図 3 事象を考慮した被ばく線量超過頻度の評価例

*Masahiro Yamamoto^{1,4}, Kazumi Takebe¹, Takashi Kodama¹, Futoshi Tanaka², Asei Kawasaki³, Hidetaka Nagata², Isao Hongo² and Makoto Takahashi⁴

¹JNFL, ²MHI, ³MHI NSE, ⁴Tohoku 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、高田 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

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。

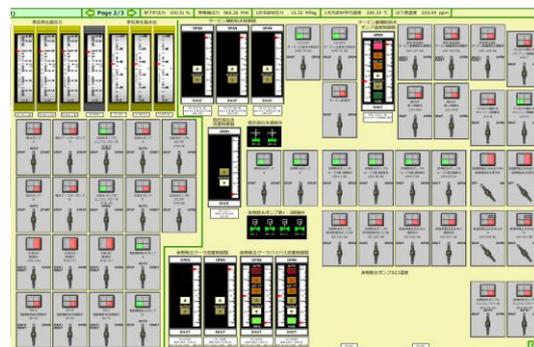


図1 Macro-Physics Simulator の操作画面の一部

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。

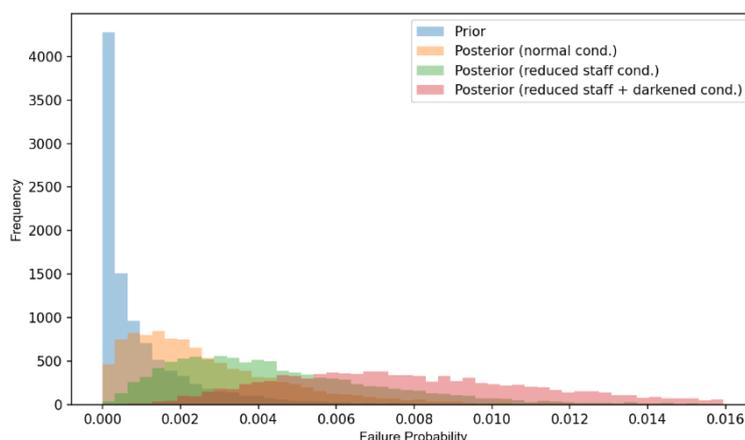


図2 making decision に対するデータ同化

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 Takeda¹, Tomonori Sakamaki¹, Takanori Kitada¹.

¹Osaka 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 PIFs 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

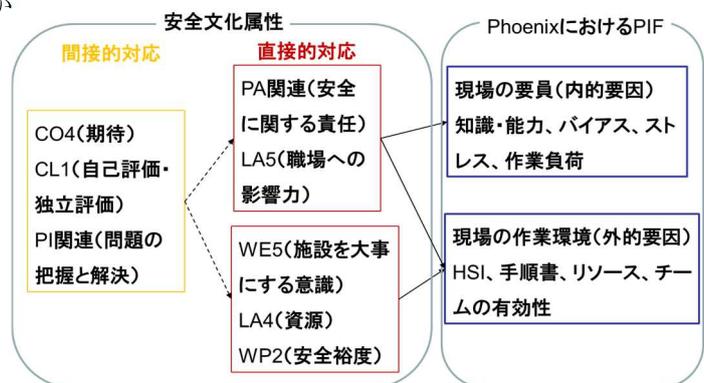


図 1. 安全文化属性と PIF の対応

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。

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.res.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 Yanada¹, Hiroko Takada¹

¹Nuclear 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, ²TEPSYS

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脆弱性を評価し、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。

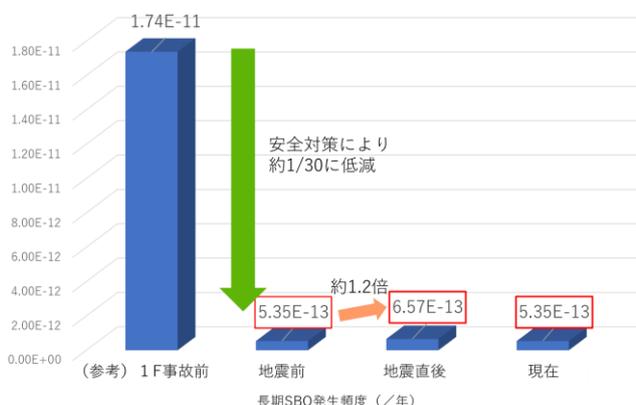


図1 志賀2号における長期 SBO 発生リスク

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 Higashiyama¹, Hideyuki Sakaguchi¹, Shuji Kimoto¹, Keisuke Takashima¹, Daiki Harumoto¹, Shohei Yamagishi², Kouhei Ikeno², Yutaka Nakata², Kouki Tsuchihara², Shuuhei Takeda²

¹ Hokuriku Electric Power Company, ² TEPCO SYSTEMS CORPORATION

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

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

¹JAEA

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 を自動的に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な 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。

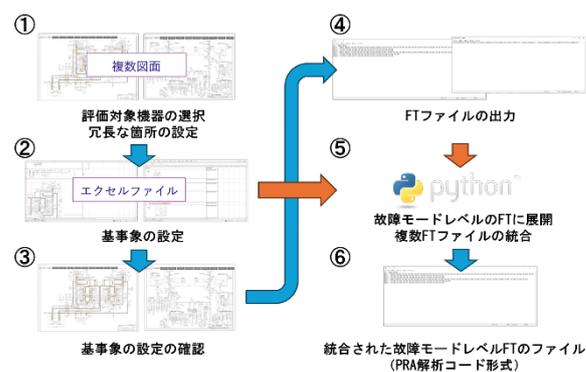


図 1 FT 自動作成ツールの概要

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 Kondo¹, Satoshi Futagami¹, Kenichi Kurisaka¹ and Hidemasa Yamano¹

¹JAEA

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 Ujita¹, Tatsuya Morimoto¹, Satoshi Futagami², Kenichi Kurisaka², and Hidemasa Yamano²

¹Advancesoft Corporation, ²JAEA

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

¹CTC, 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。

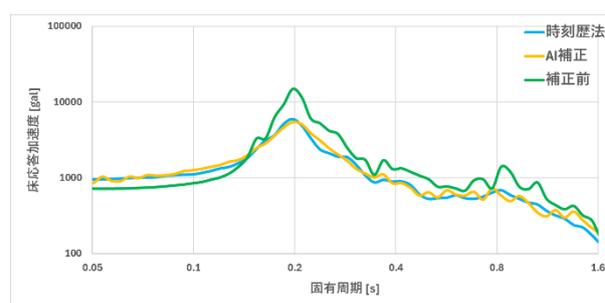


図 1 AI による床応答の補正効果

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 Ohara¹, Kohei Oba², Yasuki Ohtori², Hitoshi Muta², Yoshifumi Katayama³ and Toshiaki Sakai⁴

¹CTC, ²TCU, ³CEC, ⁴CRIEPI

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

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 Sun¹, Isamu Sato¹ and Kyoma Tsuden¹

¹Tokyo 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 MoO₃ 及び RuO₂ 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。

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 Osawa¹, Yuki Oiwa¹ and Hongfu Liu¹, Isamu Sato¹, Hayato Uchida¹

¹Tokyo City Univ.

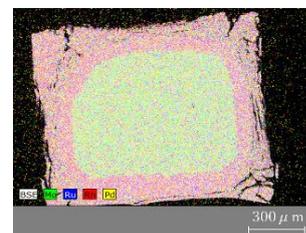


図 1 加熱後試料の SEM-EDS 結果

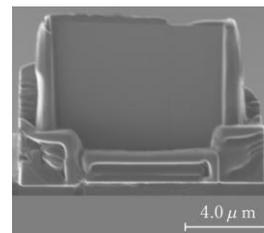


図 2 加熱前試料の薄膜試料

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使い、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。

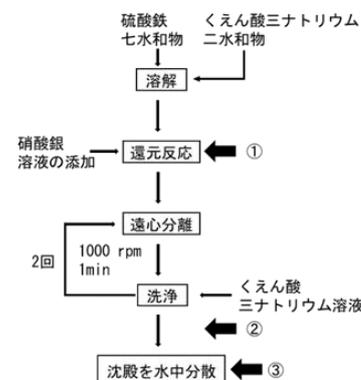


図1 実験操作のフローチャート

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。

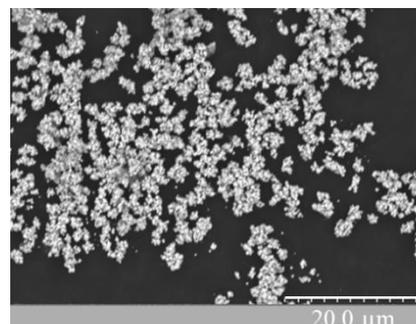


図2 水中分散後③のSEM像

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 Uchida¹, Kyosuke Osawa¹, Isamu Sato¹ and Yuki Oiwa¹

¹Tokyo 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 Cockbain⁴、Andrew Parker⁵、Malcolm Joyce⁵、Paul Murray⁶ (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 Dunphy⁴、Paul Murray⁴ (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

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 Cockbain⁴, Andrew Parker⁵, Malcolm Joyce⁵, Paul Murray⁶

¹大阪大学, ²NFD, ³原子力機構, ⁴NNL, ⁵Lancaster Univ., ⁶Univ. 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イクダウン分光 (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DESTAL 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碎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 日間高湿度雰囲気中で養生した。得られた試料を切断し、表面を研磨後、窒素フロー中で 200°C から 1200°C 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°C 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°C 以下で熱処理した試料間には差は見られない。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。

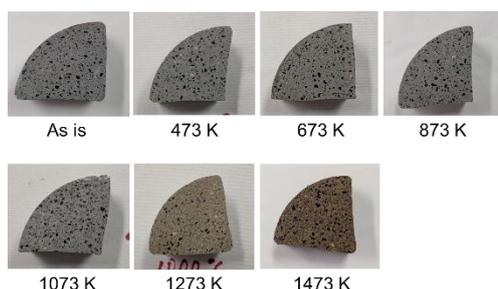


図 1 試料外観 (写真)

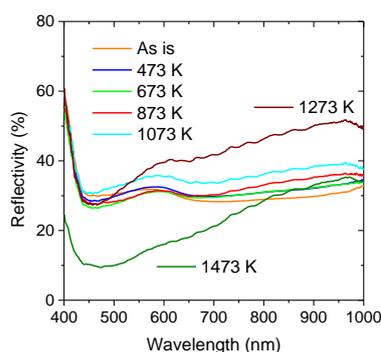


図 2 反射率

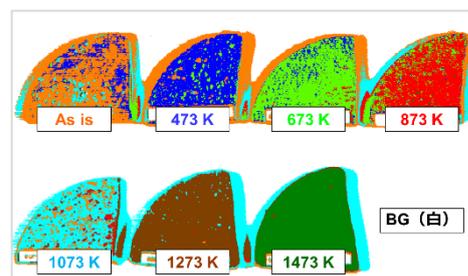


図 3 線形判別法による分類

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 Muta¹, Yukiya Sato¹, Takafumi Okita¹, Chisato Sakaguchi², Kan Sakamoto², Hironori Ohba³, Ikuo Wakaida³,
Neil Cockbain⁴, Andrew Parker⁵, Malcolm Joyce⁵, Paul Murray⁶

¹Osaka Univ., ²NFD, ³JAEA, ⁴NNL, ⁵Lancaster Univ., ⁶Univ. 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 Dunphy⁴, Paul Murray⁴

¹NFD, ²阪大, ³JAEA, 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イクダウン分光 (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

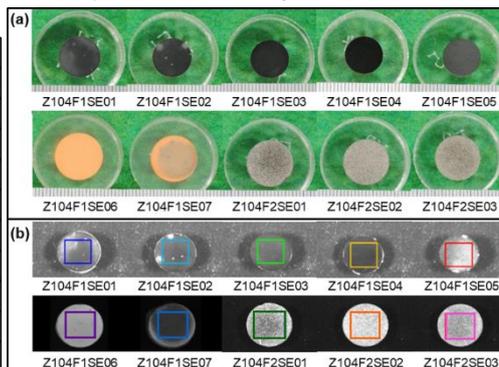


図 1 (a)試料外観及び(b)分光画像とスペクトル取得領域

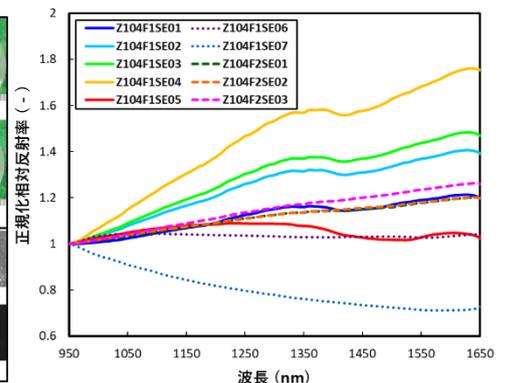


図 2 950 nm の相対反射率で正規化した分光スペクトル

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 Sakaguchi¹, Kan Sakamoto¹, Atsushi Ohuchi¹, Hiroaki Muta², Hironori Ohba³, David Dunphy⁴, Paul Murray⁴

¹NFD, ²Osaka Univ., ³JAEA, ⁴Univ. 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 洗宇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°C、850°C および 900°C) 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°C/sec) し、各温度で 10 分間保持した。その後 100°C 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。

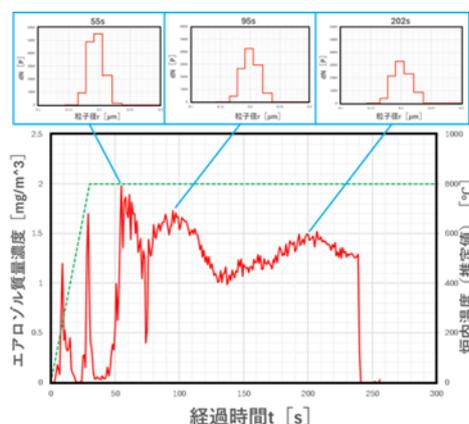


図 1 時間変化における質量濃度勾配とスペクトルデータ (温度: 800°C、湿度: 0%)

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 Sato¹, Shoma Okano¹ and Isamu Sato¹

¹Tokyo 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DESTAL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度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DESTAL、塩化ナトリウム、炭酸ナトリウム、アルカリ融解

1. 緒言

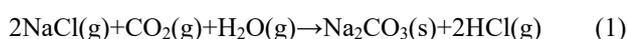
1F1号機では、海水注入が行われたため塩化ナトリウムのほか、中性子制御材の炭化ホウ素から放出された炭酸ガスやホウ酸が存在していた可能性がある。一方、鉱石類やセラミックス等の難分解性試料の溶解には、アルカリ融解法が有効であり、融剤として炭酸ナトリウムがよく用いられ、さらにホウ酸を加えると融点が下がって融解が容易になることも知られている。中性化したコンクリート表面に存在する炭酸カルシウムの熱分解によっても二酸化炭素が発生することから、熱力学解析により水蒸気+二酸化炭素雰囲気中で塩化ナトリウムから炭酸ナトリウムが生成する可能性を調査した。その結果、気体の塩化ナトリウムならば生成する可能性があることが分かり、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テルヒーター（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、(株)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ボトルとマンテ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℃、CO₂+62%H₂O）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きていると考えられた。



したがって、ペDESTAL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。

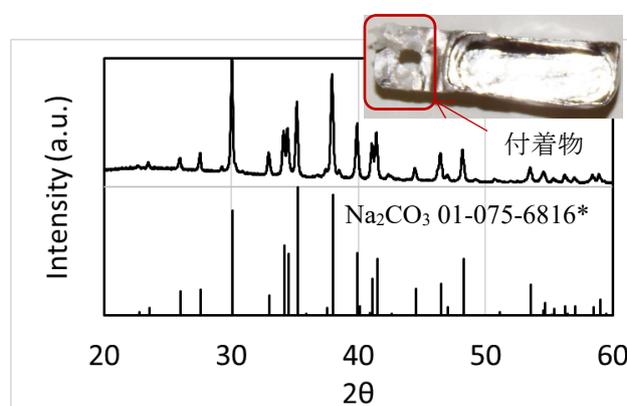


図1 生成反応試験（778℃、CO₂+62%H₂O）後Ptボート付着物の外観とXRDパターン(*PDF番号)

*Kunihisa Nakajima¹ ¹Japan Atomic Energy Agency

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 Romain¹、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 Vauchy¹, Yuta Horii¹, Masashi Watanabe¹, Shun Hirooka¹, Takeo Sunaoshi², Kosuke Saito¹ (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

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 Romain¹, 堀井 雄太¹, 赤司 雅俊¹, 砂押 剛雄², 齋藤 浩介¹

¹JAEA, 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°Cまで 20°C/min で昇温し、4 時間保持した後、20°C/min 及び 50°C/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°Cから低下し始め、1600°Cでは 1.967 と評価された。O/M 比（測定）も同様に約 1000°Cから低下し始め、1600°C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。

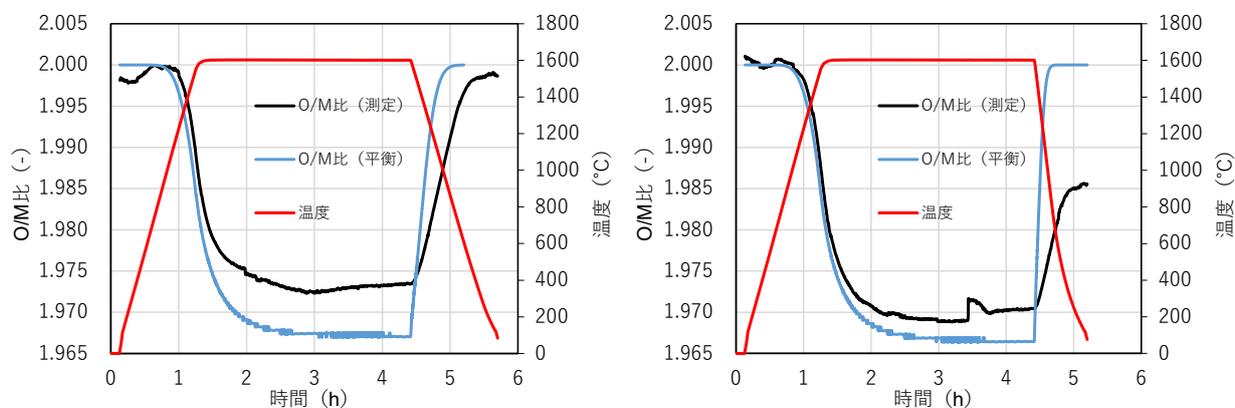


図 焼結中の O/M 比の変化 (左 : 冷却速度 20°C/min、右 : 冷却速度 50°C/min)

*Shun Hirooka¹, Romain Vauchy¹, Yuta Horii¹, Masatoshi Akashi¹, Takeo Sunaoshi², Kosuke Saito¹

¹JAEA, ²Inspection Development Company

Study on controlling low O/M ratio in MOX pellet

2. Measurement of oxygen chemical diffusion coefficient

*Romain Vauchy¹, Yuta Horii¹, Masashi Watanabe¹, Shun Hirooka¹, Takeo Sunaoshi², Kosuke Saito¹¹MOX fuel Development Department, Japan Atomic Energy Agency²Inspection 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 \tilde{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% H₂ + H₂O gas mixture for sintering/densification ($\geq 95\%$ 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. \tilde{D}_O increases with temperature (hardly visible here).
- \tilde{D}_O decreases when the O/M ratio decreases, e.g. \tilde{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.

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.

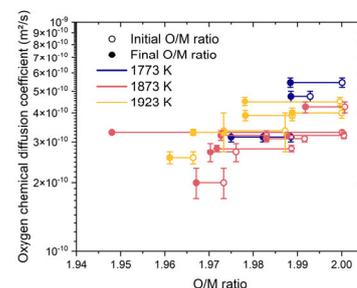


Figure 1. Variations in \tilde{D}_O in 30% Pu MOX as a function of the O/M ratio.

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 Nakajima¹, Ryota Tsuchimochi¹, Shun Hirooka¹, Kosuke Saito¹ and Kota Ijima¹

¹Japan 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 UO₂ 燃料ペレット (濃縮度 5%、φ 8.32 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。

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 °C に達し、その後 1000 °C 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 (被覆管溶解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断した従来材のケース^[2]と同等であることがわかった。

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).

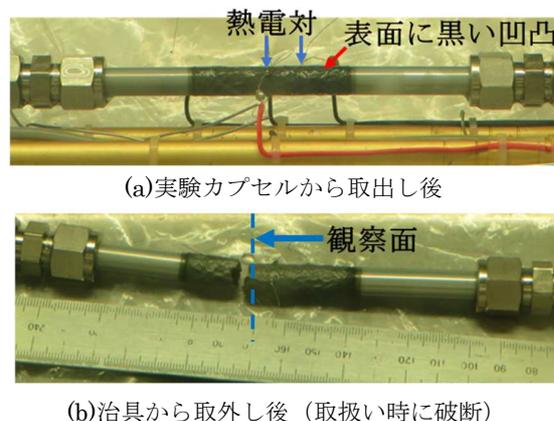


図 1: ATF100-1 実験後燃料棒外観

Zr/Cr 共晶反応による局所的な液相

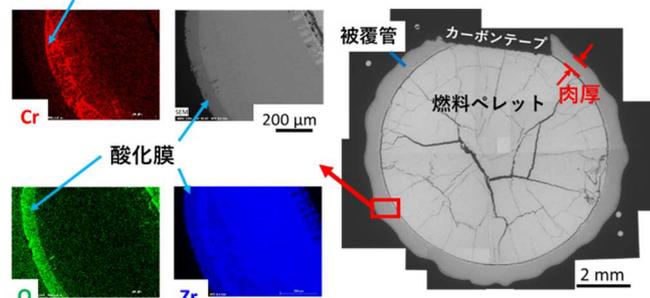


図 2: ATF100-1 実験後破断箇所付近の断面 SEM 観察及び EDS 分析結果

*Yoshinori Taniguchi¹, Takeshi Mihara¹, Kazuo Kakiuchi¹, Yutaka Udagawa¹ and Jinya Katsuyama¹

¹Japan 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

¹NFD

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。

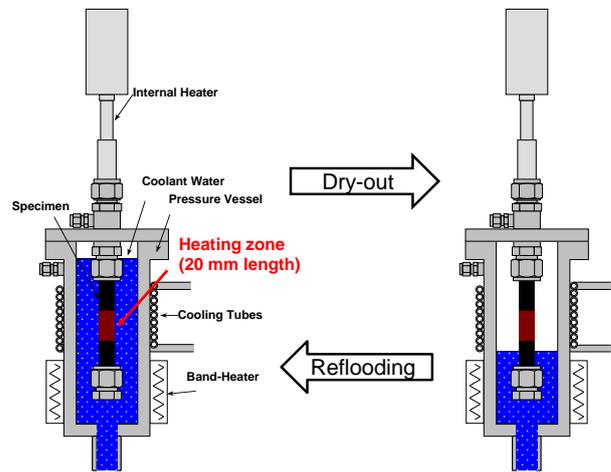


図1 ドライアウト模擬試験システム

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。

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・現在・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 Sakamoto¹ and Toru Higuchi¹

¹NFD

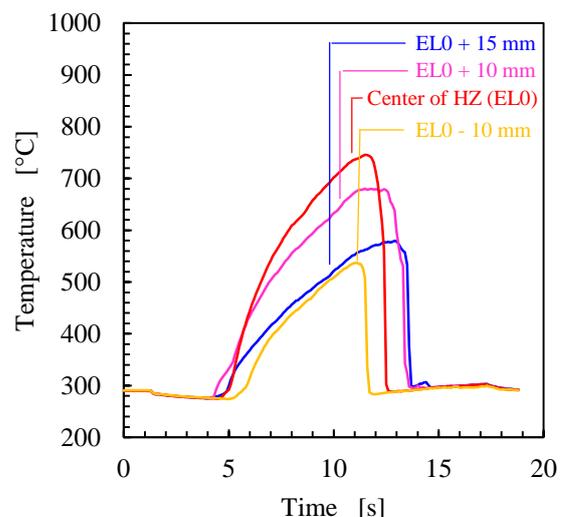


図2 モックアップ試験結果の例

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³⁶Cl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 佑太郎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

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 IO₃⁻)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、IO₃⁻ 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 IO₃⁻ 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 IO₃⁻ 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(SiO₂)、CaO、Mg(NO₃)₂、NaI または NaIO₃ 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°C 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 IO₃⁻ 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、IO₃⁻ 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 IO₃⁻ 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。

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 Tanabe¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹

¹Tohoku Univ.

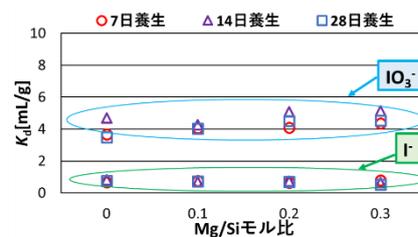


図 1 Ca/Si 比 0.8 の収着分配係数

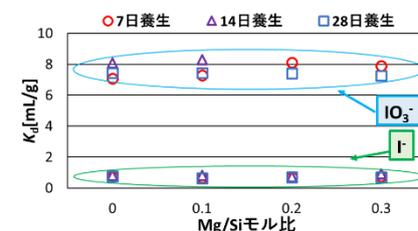


図 2 Ca/Si 比 1.6 の収着分配係数

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8m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、

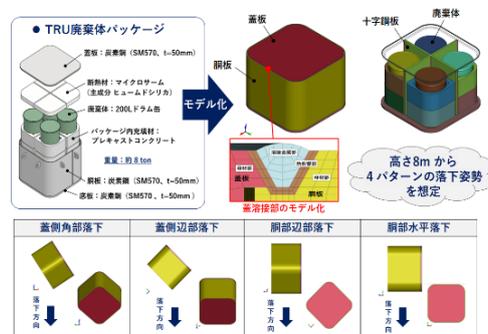


図-1 廃棄体パッケージの落下解析

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。

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 Maruyama¹, Gen Yamada², Toru Tsuda²,

¹Radioactive Waste Management Funding and Research Center, ²ITOCHU 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, ²MHI 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 $^{35}\text{Cl}(n,\gamma)^{36}\text{Cl}$ 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) を窒素雰囲気中で NaOH 水溶液 (pH 12.5、20 mL) に浸漬させた[2]。室温 (およそ 20°C) 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 の濃硫酸雰囲気中で塩素を蒸留した。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。

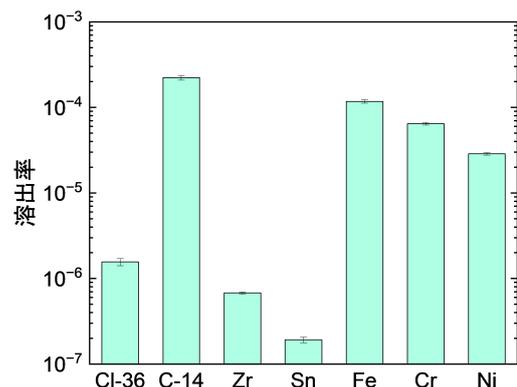


図 15 年浸漬させたハル試料からの核種・合金成分の溶出率

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 Sakuragi¹, Shingo Tanaka¹, Hiroyoshi Ueda¹, Hiroaki Sukanuma², Kenichiro Kino², Toshinori Taniuchi³, Akira Sakashita³, and Hiroyuki Matsuzaki⁴. ¹RWMC, ²NDC, ³MHI, ⁴UTokyo.

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 佑太郎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(N₂)比表面積 354 m²/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。

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。

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}	-

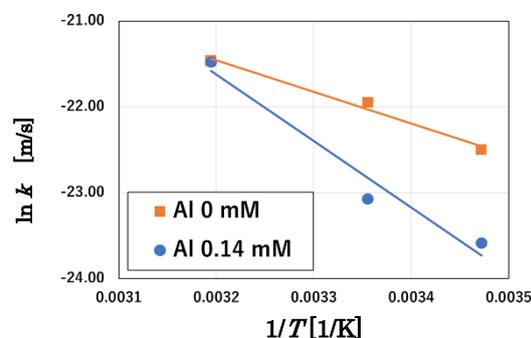


図 1 ケイ酸の析出挙動 (Al 0.14 mM, 298 K, 固相 0.5 g)

*Yutaro Kusaka¹, Tsugumi Seki¹, Taiji Chida¹ and Yuichi Niibori¹

¹Tohoku 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, ²JAEA

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。

【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 Sato¹, Kanako Toda¹, Hikari Beppu², Yuki Amano² and Takumi Saito¹

¹The University of Tokyo, ²JAEA

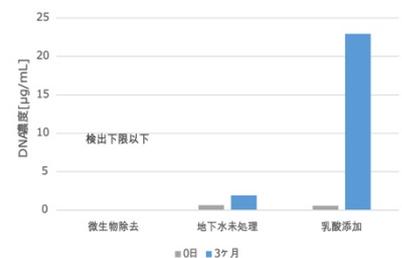


図1 微生物のDNA濃度の変化

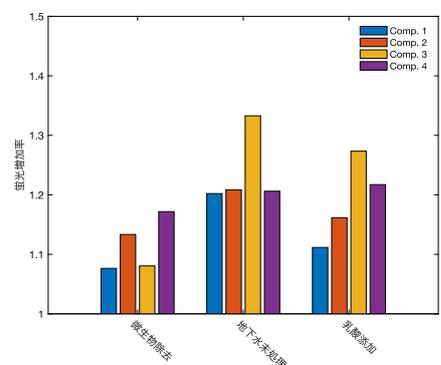


図2 蛍光強度の増加率

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

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。

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が進められた。

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。



Photo 1 廃水処理室外観



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 Nakanishi¹, Mitsuhiro Ohwada¹, Yoshio Aoyama¹ and Toshiyasu Suguro¹

¹JAEA

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。

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。

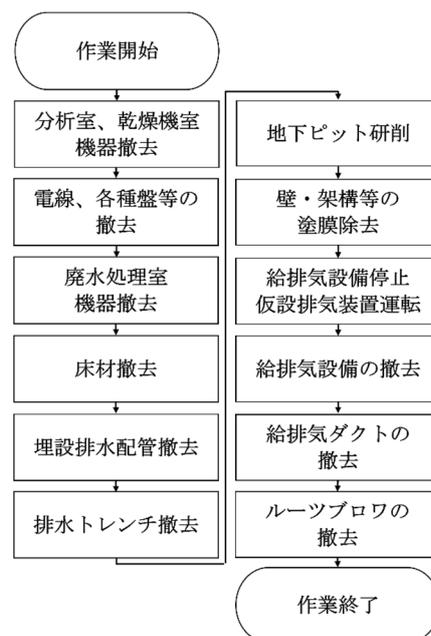


Fig.1 内装設備解体撤去の流れ

*Mitsuhiro Ohwada¹, Yoshiki Nakanishi¹, Yoshio Aoyama¹ and Toshiyasu Suguro¹

¹JAEA

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 m² 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)。

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 m²、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.

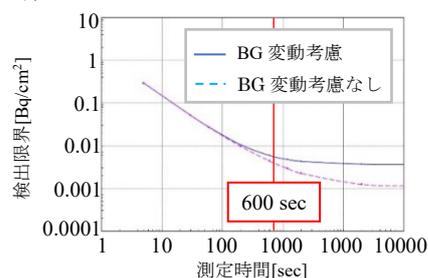


Fig.1 直接法における BG 変動を考慮した理論検出限界曲線 (α線)



Photo 1 NR に対する念のための放射線測定評価

*Keisuke Yamamoto¹, Takuya Nakagawa¹, Kazuomi Matsuo¹ and Toshiyasu Suguro¹

¹JAEA

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 Riyana¹、Ikuo Kanno¹、Masahiro Sakamoto¹、Kenichi Terashima¹、Taichi Matsumura¹、Keisuke Okumura¹ (1. JAEA)

16:15 ~ 16:30

座長持ち時間

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, ²JAEA

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。

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 $12.5\mu\text{Sv/h}$ 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。 $12.5\mu\text{Sv/h}$ 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 $3.7\times 10^7\text{Bq/t}$ 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。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。

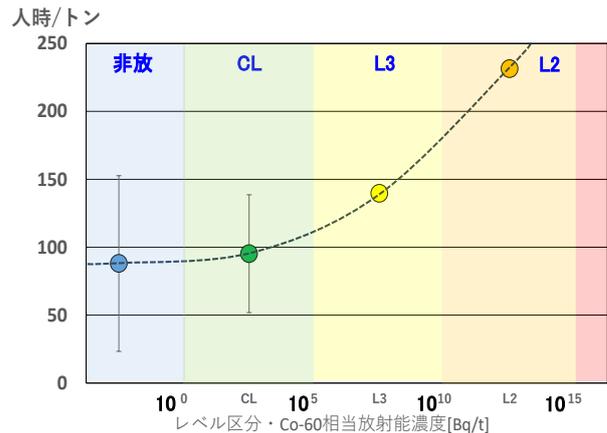


図1 レベル別の総括作業係数の比較

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 Iguchi¹, Daisuke Kawasaki¹, Satoshi Yanagihara¹, Yuya Kouda² and Koichi Tomoda²

¹Univ. of Fukui, ²JAEA

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, ²JAEA (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である。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。

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。

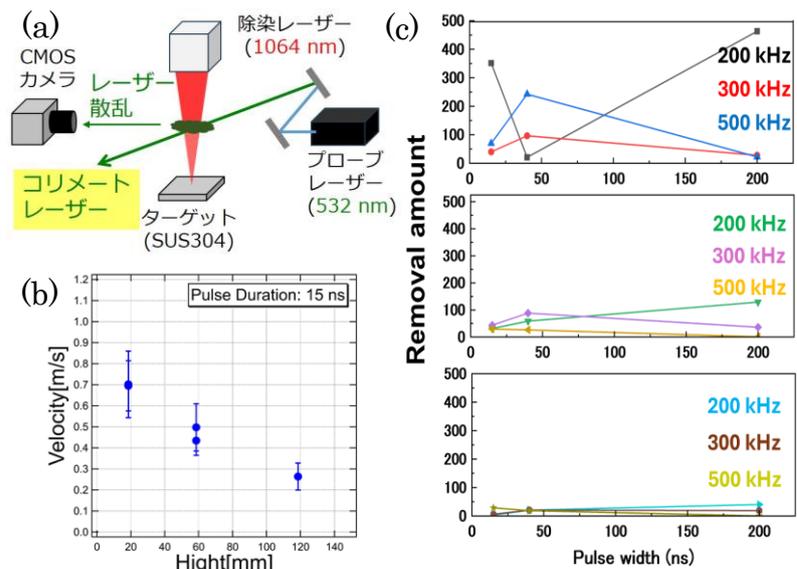


図 1 (a)実験配置. (b)速い粒子の速度とターゲットからの高さの関係. (c) ターゲット除去量のパルス時間幅依存性. スキャン速度は上から順に 200, 1000, 6000 mm/s で、レーザー出力はいずれも 17.5 W.

Keisuke Yamamoto¹, Atsushi Kosuge², *Takashi Nakajima¹,

¹Kyoto Univ., ²Japan 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。またレーザー鏝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

遠隔操作は、広義のマスタースレーブ動作であるが、ケーブル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 図、磁気クローラー作業、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 kW から 3 kW 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 F θ 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 m²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/jikikouroua.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(株)、(株)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種類を選び、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 mm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 mm×50 mm）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 °C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。両プ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。

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 Harvel² and Takeyoshi Sunagawa¹

¹Fukui Univ. of Tech., ²Ontario Tech Univ., ³Taihei Dengyo Ltd.

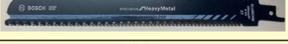
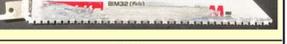
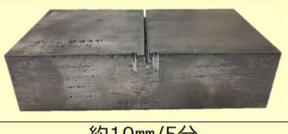
刃物メーカー	ボッシュ	マキタ
使用前		
使用后		
目詰まり	なし	なし
鉛ブロックの切断状況		
切断深さ	約10mm/5分	約25mm/8分

Fig.1 冷間での鉛ブロック切断実験結果の比較

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³Hや¹⁴C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 Fe²⁺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 D₂O (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。

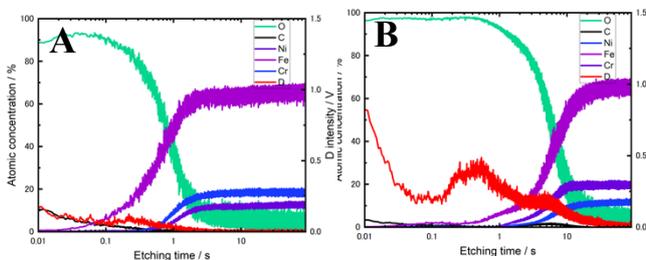


図 1 SS316L における GDOES スペクトル(A)undamaged (B)Fe²⁺ damaged with the dose of 1dpa

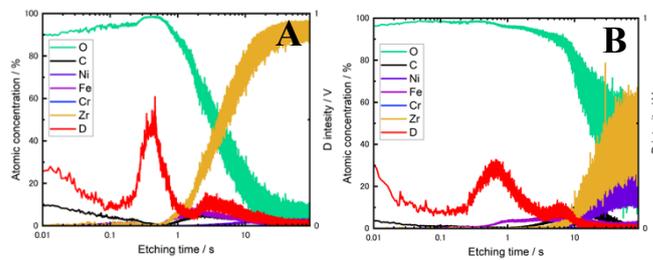


図 2 Zircalloy-2 における GDOES スペクトル(A)undamaged (B)Fe²⁺ damaged with the dose of 1dpa

*Shingo Okumura¹, Ayumu Hayakawa¹, Yuzuka Hoshino¹, Makoto Kobayashi², Takuji Oda³ and Yasuhisa Oya¹

¹Shizuoka Univ., ²NIFS, ³Seoul 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).

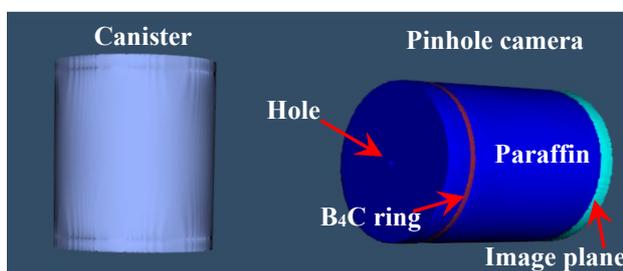


Figure 1 Geometry model of a canister (filled with nuclear materials) and a neutron pinhole camera.

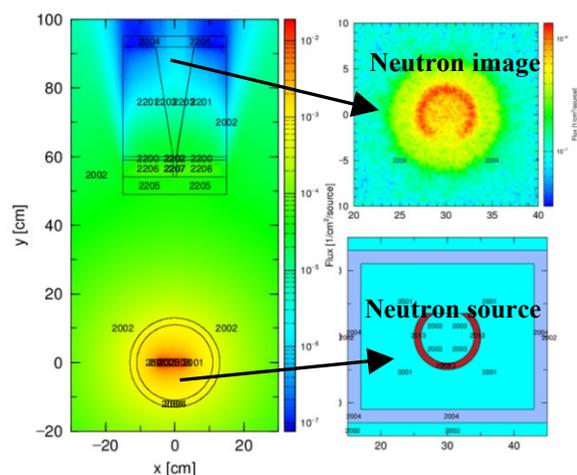


Figure 2 Calculation results.

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 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 Eva¹ (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

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. 核物質監視システムの概要

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。

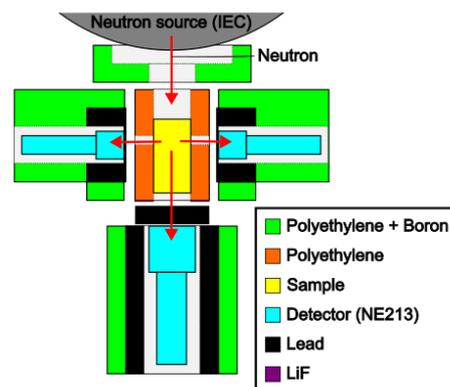


図 1 実験体系図

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 Saga¹, Yoshiyuki Takahashi¹ and Hironobu Unesaki¹

¹Kyoto 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 Eva¹

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、熔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、これまでになかった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。

集合体照射スペース	■
炉心内側燃料	■
炉心外側燃料	■
制御棒	■
オンライン照射リグ	■
内側反射体	■
外側反射体	■

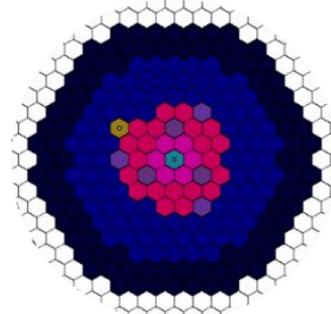


図1 オンライン照射リグを備えた高速中性子照射炉の炉心配置図

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。

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。

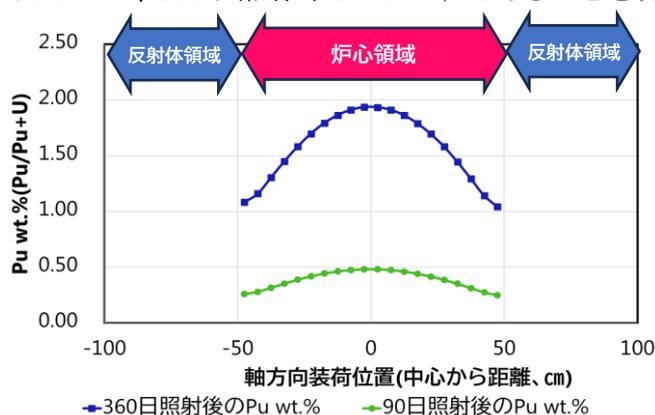


図2 酸化劣化ウラン集合体を装荷した場合の生成 Pu 重金属比

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カ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 Terayama¹, Hiroshi Sagara¹ and Eva Lisowski¹

¹Science 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-destructive assay technique -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。

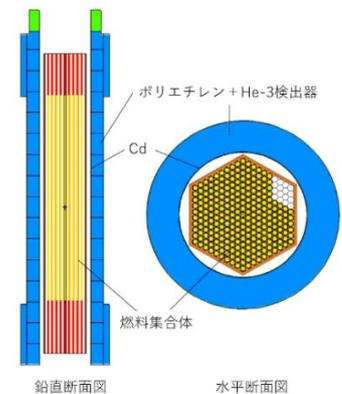


図 1 解析モデル体系図

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。

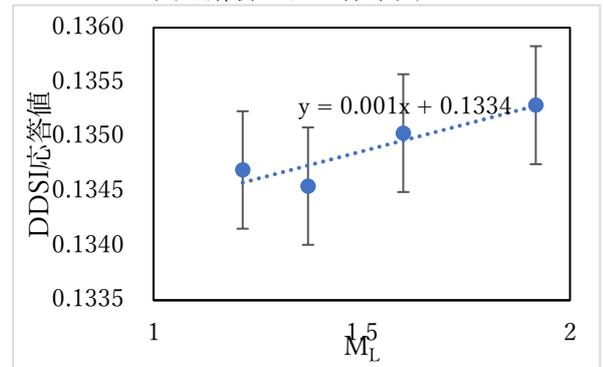


図 2 DDSI 応答値と M_L の関係

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 Eguchi¹, Hiroshi Sagara¹, Natsumi Mitsuboshi² and Taketeru Nagatani²

¹Institute of Science Tokyo, ²Japan Atomic Energy Agency.